

# 我が国将来世代のエネルギーを担う 核燃料サイクル

～ 脱炭素社会のエネルギー安全保障 ～

原子力システム研究懇話会

## 刊行のことば

原子力システム研究懇話会（Nuclear Systems Association, NSA）が、ほぼ毎年発行している単行本「NSA コメンタリー」の2018年度版として、No.24「我が国将来世代のエネルギーを担う核燃料サイクル」をとりまとめた。

福島原発事故以来、原子力発電所再稼働が迅速に進まない一方、新規原発建設も滞っており、今後の我が国エネルギー믹스の中で原子力に期待される役割が果たして達成できるかどうか懸念が持たれている。本コメンタリーでは、将来世代にとってエネルギー構成はどのような形になり、その中で原子力の意義並びに位置づけはどうなるかについて論じている。また、長期に原子力を活用していくためには、核燃料サイクル技術の確立が本質的に必要であることを論述している。さらに、核燃料サイクルの歴史と現状について概観した上、放射性廃棄物地層処分を含む核燃料サイクル技術の現状と将来について展望している。本書を一読されることにより、核燃料サイクルの意義と将来展望について、何らかの示唆あるいは啓発を受けていただけるなら幸いです。

本書の企画編集は、原子力システム研究懇話会会員有志ならびに会員外の専門家有志から成る編集者グループにより熱心な議論を通して進められた。編集に当たられた方々、および執筆者の方々に深甚なる謝意を表します。

平成31年1月

原子力システム研究懇話会・運営委員長

山脇 道夫

## まえがき

原子力エネルギーへの国民の評価が割れている。2011年の福島原発事故以来、脱原発に向けた世論の高まりが続いている一方、地球温暖化防止のために温室効果ガスをほとんど放出しない原子力への期待は依然として大きい。我が国における原子力受容の歴史を振り返ってみれば、第二次世界大戦が終わって8年後、1953年国連総会においてアイゼンハワー米国大統領が行った演説によって、原子力技術の平和利用が世界的に始まったことが端緒となつた。1945年広島市、長崎市に投下された原爆による惨禍を体験し、1954年には水爆実験による第5福竜丸の被ばくを経験した日本であったので、平和利用とは言え、原子力利用に反対する声もあった。しかし国民の多数は原子力平和利用を支持し、国会でも与野党が原子力を積極的に推進し、自民党と社会党が共同提案した原子力基本法が1955年に制定された。アイゼンハワー演説からわずか2年後であった。原子力を利用することにはリスクもあったが、当時の日本は満足なエネルギー源を持たない状況であったので、国民は強い危機感を持っていて、準国産エネルギーになりうるとの期待から原子力の導入を歓迎した。

原子炉の使用済み燃料からプルトニウムを抽出し燃料として再利用する高速増殖炉は、当初から原子力開発の目標であったが、低速(熱)中性子を利用する軽水炉が工学システムとして優れ、世界中に広まり、2000年代に日本でも発電量の1/3を軽水炉型原子力発電所が担うところまで拡大した。ところが2011年3月11日東日本大震災によって、福島第一原子力発電所が自然界のテロとも言うべき津波によって破壊され、大量の放射性物質が環境中に拡散する事故が発生し、多数の地域住民が避難する事態に立ち至った。本コメントを発行する原子力システム研究懇話会は、大学教育や研究開発を通して原子力に係ってきた人たちの集まりであり、この事故を事前に防げなかったことに無念の気持ちを抱くとともに、原子力災害に遭われた方々に衷心からのお詫びの気持ちを抱きつつ、原子力を国民に受け入れてもらえるような形にして再生させたいと願っている。

過酷事故や放射線災害のリスクを含む原子力の利用については再考すべき時点に来ているとして脱原発論が唱えられている。心情としてはもっともと思える一方、地球環境問題からは原子力の優れた潜在能力を活用する必要があるとの主張も強い。2050年までに温室効果ガス80%削減という目標がCOP21で国際的な課題となった。温室効果ガスの主要部分を占める二酸化炭素の排出を削減するには、化石燃料の使用を80%削減しなければならず、現代社会を支えるエネルギー利用システムの構造を大転換する必要に迫られることになった。しかし自然再生可能エネルギーだけで、化石燃料に替わる事が可能であろうか。自然再生可能エネルギーを最大限活用するとしても、二酸化炭素を実質的に排出しない原子力をベースロード電源として、さらには再エネバックアップ電源として有効に活用することが必要ではないか。我々は冷静に、また多面的にリスクを考える必要がある。このような視点で、子孫世代のエネ

ルギー問題に重要な関わりを持つ核燃料サイクルについて考察することを本コメンタリーの主題とした。

原子力システム研究懇話会は、核燃料サイクルに関連したコメンタリーシリーズとして、すでに No. 20 「核燃料サイクルと高速炉開発」（2013 年発行）、No. 22 「放射性廃棄物減容化・有害度低減の技術開発—核種分離・転換」（2016 年発行）を、またさらに遡って No.13 「原子力施設からの放射性廃棄物の管理」（2005 年発行）を刊行してきた。いずれも核燃料サイクルに関する技術開発の進展をレビューしたものである。本コメンタリーは同様に日本がこれまで得た貴重な技術開発の成果、核燃料サイクルの諸技術の現状を概説し、開発の過程で生じた問題点、事故の経験も紹介する一方、技術を受け入れるための社会組織、核燃料サイクルに関する社会環境、社会との対話など、技術と社会との係りに焦点を当てるところに特徴を持たせようと努めた。新しい技術が新しい社会を作る「技術と社会の共進化」が人類史的課題であり、その観点から原子力の社会への受け入れについて論じており、諸兄姉のご批判とご鞭撻を切にお願い致したいと存じます。

（藤井靖彦、山脇道夫）

## ◇ 目 次 ◇

◆刊行の言葉 .....	i
◆まえがき .....	ii
◆編集・執筆者 .....	viii
提言 我が国将来世代のエネルギーを担う核燃料サイクル .....	viii
～脱炭素社会のエネルギー安全保障～	
 第1章 原子力のミッション、人類の生存 .....	1
1.1 エネルギーの利用と原子力の意義 .....	1
人類文明とエネルギー / 地球環境を保全する原子力 / 原子力利用の目的は世界の平和 /	
核燃料サイクルはエネルギー再生プロセス /	
1.2 エネルギー源の CO <sub>2</sub> 排出削減 .....	6
地球環境と世界のエネルギー / 日本の排出削減目標、原子力の役割 /	
1.3 ベストミックスを考え方 .....	12
「3E + S」に替わる新たな評価軸 / 「Se」を考える / 二つの「E」を考える /	
新評価軸の「T」について /	
1.4 脱炭素社会に向けての核燃料サイクルと再処理事業 .....	15
世界の原子力容量の見通し / 世界の天然ウラン需給の見通し / 日本の軽水炉使用済燃料	
再処理の見通し / 日本の高速炉の本格導入時期 / 日本の高速炉導入に向けた核燃料サイクル /	
<コラム> 電力会社の再生可能エネルギーにかかる取組み .....	22
ゼロ・エミッション電源として期待の高まる再生可能エネルギー導入の取組みと課題	
 第2章 核燃料サイクル、その歴史と意義 .....	24
2.1 核燃料サイクルとは .....	24
ウラン利用効率1%未満…資源利用から見た軽水炉 / ウラン利用の理想体系は高速増殖炉	
サイクル / 軽水炉導入期における再処理・リサイクルの意義とその後の変遷 /	
2.2 我が国の核燃料サイクル政策 .....	27
我が国の核燃料サイクル政策とその歴史的経緯 / 揺らぐ我が国の核燃料サイクルに対する姿勢	
2.3 再処理方式と直接処分方式のバックエンド的視点での特性比較 .....	32
高レベル放射性廃棄物の発熱と処分場の必要面積 / 高速炉サイクルのガラス固化体の	
発熱特性と処分場面積 / MOX使用済燃料の発熱と処分 / 廃棄物毒性の観点からの比較 /	
使用済燃料中間貯蔵の必要容量 /	

<b>2.4 ニつの選択肢の核不拡散性の観点からの比較</b>	41
核不拡散問題から見た二つの選択肢の特徴 / プルトニウム鉱山問題 / 地層処分と核拡散防止の間の基本理念の衝突 /	
<b>2.5 バックエンド方式の全般的比較</b>	46
経済性 / 二つの選択肢の総合比較 / 原子力発電大国は再処理・リサイクル方式を目指す /	
<b>2.6 高速増殖炉サイクルの新しい視点：「究極のゴミ焼却発電炉」</b>	49
<b>2.7 核燃料サイクルと核不拡散 / 保障措置</b>	50
日本は核不拡散の優良国 / IAEA の保障措置 / 国内保障措置 / 保障措置への国際貢献 / 今後の核不拡散・核セキュリティ活動 /	
<b>&lt;意見&gt; プルトニウム悪玉論を斬る</b>	59
 <b>第3章 日本の軽水炉燃料サイクル施設</b>	61
<b>3.1 六ヶ所再処理施設</b>	61
アクティブ試験 / 主な変更・トラブル / ガラス固化試験の苦難と解決 / 改良ガラス固化設備 / 新規制基準対応の安全対策 / 運転開始時期の変更の経緯	
<b>3.2 その他の軽水炉燃料サイクル施設</b>	73
MOX 燃料製造プラント / 使用済燃料中間貯蔵施設 / 廃棄物管理施設 /	
<b>3.3 今後の核燃料サイクルの論点</b>	80
プルサーマル対象炉の扱い / 分離プルトニウムの保有量 / プルサーマルの資源節約効果 / 本命は高速炉とその核燃料リサイクル /	
<b>&lt;意見&gt; 日本の核燃料サイクルを進めるために</b>	84
 <b>第4章 高レベル放射性廃棄物地層処分を巡る社会との対話</b>	87
<b>4.1 これまでの経緯と現状</b>	87
高レベル放射性廃棄物地層処分の考え方 / 地層処分研究開発第2次取りまとめと 最終処分法の制定 /	
<b>4.2 HLW の地層処分を巡る社会との対話</b>	95
HLW に関するリスク認知 / 専門家の考えるリスク / 非専門家（普通の人々）の思い描くリスク / リスクの認知エラーが引き起こすステイグマ化 / 地層処分のコミュニケーションの在り方 /	
<b>4.3 共進化の必要性</b>	105
市民対話で何を目指すのか / 相互理解の上で目指すべきは共進化 / 共進化を阻害する硬直性 / 処分事業における共進化の余地 /	

<b>4.4 国の関与を考える</b>	108
政治の役割と責任 / 脳死臨調に学ぶ / 「国が前面に立つ」に / 「国」か「政治」か / 共進化の場からのフィードバック / 規制委員会の責任 /	
<b>第5章 核燃料サイクルの技術開発</b>	112
<b>5.1 日本が開発した核燃料サイクル技術</b>	112
遠心法ウラン濃縮 / 新型転換炉「ふげん」の歩みとその成果 / 日本の再処理技術の変遷 /	
<b>5.2 核燃料サイクル研究開発における事故</b>	135
JCO 臨界事故 / アスファルト固化処理施設の火災爆発 /	
<b>5.3 もんじゅ計画と廃止決定</b>	146
もんじゅプロジェクトのあゆみ / もんじゅプロジェクト廃止に至る要因 / 今後の取り組み方 /	
<b>第6章 核燃料サイクルの未来</b>	160
<b>6.1 使用済燃料中の有用元素回収、希土類とアクチノイドの分離</b>	160
使用済燃料の元素組成 / 有用元素回収のシナリオと技術 / 希土類とアクチノイド分離 /	
<b>6.2 マイナーアクチノイドの核変換のための技術開発</b>	163
窒素 15 同位体濃縮に関する検討状況 / 窒化物燃料製造・ふるまい・乾式再処理に 関する研究開発状況 /	
<b>6.3 窒化物燃料サイクル、その特徴と利用技術</b>	167
窒化物燃料の特徴—他の燃料との比較 / 高速炉における窒化物燃料の利点 / 窒化物燃料の製造方法と <sup>15</sup> N 濃縮法 / 窒化物燃料の乾式再処理法 /	
<b>6.4 エネルギー選択、過去、現在、未来</b>	174
エネルギー技術と社会の進化 / 環境の激変 / 原子力・核燃料サイクル利用の視点 /	

---

なお、本コメントリーで使用されるアクチニド、アクチノイドの用語は同じ意味で用いられている。アクチノイドは原子番号 89 から 103 までの 15 元素の総称。アクチニドはアクチノイドの中でアクチニウム以外の元素の総称であるが、89 番元素アクチニウムから 103 番元素ローレンシウムについて、IUPAC（国際純正・応用化学連合）ではアクチノイドを正とし、アクチニドを慣用として許容している。

## ◇ 編集・執筆者一覧 ◇

(執筆順、敬称略、所属は執筆時)

### 編 集

山脇 道夫（原子力システム研究懇話会）  
藤井 靖彦（原子力システム研究懇話会）  
堀 雅夫（原子力システム研究懇話会）  
鳥井 弘之（元 日本経済新聞社、元 東京工業大学）  
田中 治邦（日本原燃(株)）  
河田 東海夫（元 日本原子力研究開発機構）  
千崎 雅生（日本原子力研究開発機構）  
柳澤 務（原子力システム研究懇話会）

### 執 筆

山脇 道夫（原子力システム研究懇話会）	【第1章 1.1 / 6章 6.4】
藤井 靖彦（原子力システム研究懇話会）	【第1章 1.1 / 6章 6.4】
堀 雅夫（原子力システム研究懇話会）	【第1章 1.2】
鳥井 弘之（元 日本経済新聞社、元 東京工業大学）	【第1章 1.3 / 4章 4.3～4.4 / 6章 6.4】
田中 治邦（日本原燃(株)）	【第1章 1.4 / 3章 3.1～3.3】
河田 東海夫（元 日本原子力研究開発機構）	【第2章 2.1～2.6】
千崎 雅生（日本原子力研究開発機構）	【第2章 2.7】
朽山 修（原子力安全研究協会）	【第4章 4.1～4.2】
柳澤 勿（原子力システム研究懇話会）	【第5章 5.1.2、 5.3】
山本 文雄（元日本原燃(株)）	【第5章 5.1.1】
森下 喜嗣（日本原子力研究開発機構）	【第5章 5.1.2】
山村 修（元 日本原子力研究開発機構）	【第5章 5.1.3 / 5.2.2】
金盛 正至（一般社団法人 SWN 代表理事）	【第5章 5.2.1】
鈴木 達也（長岡技術科学大学）	【第6章 6.1】
高野 公秀（日本原子力研究開発機構）	【第6章 6.2】
高橋 実（東京工業大学名誉教授）	【第6章 6.3】
中村 政雄（元 読売新聞社、元 東京工業大学）	<意見>
金子 熊夫（エネルギー戦略研究会長、元 外務省）	<意見>
横山 実果（関西電力(株)）	【コラム】

# 提言

## 我が国将来世代のエネルギーを担う核燃料サイクル ～脱炭素社会のエネルギー安全保障～

原子力は人間の知的活動によって得られた高度エネルギー・システムである。取り扱いを間違えれば危険もあるが、適切に使えば、今後1万年以上にも亘る人類社会のエネルギー源と成り得る。国家の繁栄基盤はエネルギー源の確保にあることは歴史に示されている。我が国が先進技術国として存続し続けるには多大なエネルギーが必要である。安定的に電力を供給する原子力は我が国の貴重な資源である。我が国の平和と繁栄の基盤となるエネルギーとして原子力の活用は不可欠であり、その観点で、本コメンタリーで述べた事柄を纏め提言したい。

「我が国将来世代のエネルギーを担う核燃料サイクル」編集委員

### 1. 脱炭素社会の実現

2050年温室効果ガス排出80%削減が国家目標となっている。原子力無くしてこの目標達成は困難である現実を直視すべきである。

### 2. 人材育成

原子力とは人間が作るエネルギーである。原子力の利用には研究開発から施設建設・運営まで、多数の技術者、専門家が必要である。その育成・確保を戦略的に継続する必要がある。

### 3. ウラン資源の効率的利用

現在の軽水炉ではウラン資源はほぼ100年で消費される。この間に、ウラン利用効率の高い高速炉に転換することが必要である。高速炉の導入によって、軽水炉で発生したウラン廃棄物も燃焼処理される。次世代炉としての高速炉には種々の型式が提案されているので、性能の優れた型式を追求すべきである。また、トリウムの利用も検討しておくべきである。

### 4. 使用済核燃料の処分

原子力発電所から発生する使用済核燃料の処分法として、これまで我が国の方針してきた再処理・リサイクル方式に対して、そのまま使用済核燃料を深地層に埋設する直接処分方式が論議されているが、再処理工場を持つ日本の場合、処分場面積が小さい再処理・リサイクル方式が

はるかに有利である。さらに地層埋設される放射性廃棄物の減量・毒性低減の技術開発を進めるべきである。

## 5. 技術と社会の共進化

脱炭素社会を実現するには再生可能エネルギー技術の進化と共に、原子力技術の進化が必要であるが、技術の進化はまた社会の進化も促すことになる。原子力を受け入れる社会は、その安全性確保や、核拡散防止のため、高度な社会的仕組みを構築する必要があり、技術の進化と共に、技術と社会の信頼関係の構築が望まれる。具体的には過酷事故フリーを目指す安全性確保と、原子力廃棄物処分施設の実現に向けて、地域社会と、あるいは国民各層と、対話・コミュニケーションを深化させる創造的関係を構築する必要がある。

## 6. 政治に期待

社会的に難しい意思決定をするには、強い権限を持ちながら、国民や住民の意向に耳を傾け、意見や要望を意志決定の場に伝え、合意形成の状況を判断する機能が不可欠である。この機能を担うべき主体は、統治機構としての政府ではなく、国民から直接選挙によって選ばれる政治であろう。「国が前面に出る」より「政治が前面に出る」ことが重要である。

## 7. 技術開発の成果と経験の活用

1960年代から活発化した日本の原子力開発では、熱中性子炉、高速炉、燃料加工、ウラン濃縮、再処理等、核燃料サイクルの多くの分野で技術的成果があった。また失敗の経験もあった。人類が長期エネルギー源として原子力を活用するため、これまで得られた成功も失敗も貴重な経験であり、その経験が保存され、次の機会にまた利用されることが期待される。特にんじゅの開発経験は重要であり、その活用が望まれる。

## 8. 国際戦略

国家が存続するためにはエネルギー供給の安全保障は最重要課題である。日本が世界のリーダー的国であるためには、自国のエネルギーだけでなく、他国のエネルギー供給に協力することも期待される。原子炉の輸出などの協力関係樹立は強い信頼関係に基づくものである。日本も真剣に国際戦略を考えるべきである。

# 第1章 原子力のミッション、人類の生存

## 1.1 エネルギーの利用と原子力の意義

明らかに地球環境に異常が生じている。温暖化が顕在化し、海水温度が上昇し、風水害が多発し、日本も高温多雨の気候に変わりつつある。地球温暖化の防止は国際的課題となっており、二酸化炭素排出の削減を日本も表明している。その手段としては自然再生可能エネルギーの利用拡大と、原子力の利用が不可欠であろう。しかし原子炉4基が破壊される最悪の事故を経験した日本で、多くの国民が原子力に不安を感じている。原子力を使う場合にリスクはあるが、使わない場合にもリスクがある。エネルギーの利用とは人類にとってどんなものか多角的に考える必要がある。核燃料サイクルを考える本稿では、先ず、人類とエネルギー利用の歴史を振り返り、原子力の意義を考えたい。

### (1) 人類文明とエネルギー

歴史学者アルフレッド・クロスビーによれば、ヒトは、二足歩行、投擲力、火の利用と三段階で進化した。はじめは豊かな森の中に住んでいた人間の祖先は、環境の変化により、森を出て乾燥した過酷な草原に住まわざるを得なくなる。ギリシャ神話では草原に出て、野獣に追われる人間を見て、心優しいプロメテウスが天上の火を盗んで人間に与えた。火を得た人間はたちまち街、城壁、軍隊を作り、戦争まで始めた。これにゼウスが怒り、仕返しが始まる。人類の繁栄と不幸の壮大なドラマである。火を使う事を覚えた人類は生物の中でも特殊な存在となった。神の領域に踏み込んだとも言える。大量の木材を使う人間社会は森の争奪戦、軍事的衝突を引き起こす。古代バビロン、ハムラビ王が省エネ、木材節約令を出しているという。メソポタミア文明の発祥地はしだいにエネルギー源となる森を失い、文明は衰退していった。次に文明の中心は地中海諸島を経由し、ギリシャに移り、更に緑に覆われたイタリアに移動しローマ文明となった。エネルギーを得れば繁栄し、エネルギーを失えば文明は終焉を迎える。

中世時代、水力、風力の利用が広まり、船に応用された風力は大航海時代をもたらした。更に近代になると、エネルギー源は薪炭木材から、石炭に移り、陸上、海上交通が発展し、ヨーロッパ文明が地球規模で広がった。火の発見以来、木材が人類文明の主要なエネルギー源であったが、近代になって石炭、石油、天然ガスが開発された。増え続ける人口と増大する一人当たりのエネルギー消費量を満たすため、人間社会はよりエネルギー密度の高い燃料を開発してきた。各種燃料の1kg当たりの発熱量を代表的例で比較すると、木材3,400kcal、石炭(一般炭)6,300kcal、石油(原油)10,700kcal、液化天然ガス(LNG)13,000kcalとなる。18世紀までは木材、19世紀は石炭、20世紀を代表するエネルギーは石油であった。21世紀には新たにシェールガス(天然ガス)も開発された。

石炭の利用が始まると、都市では排煙公害が生じ、石炭鉱山では事故が発生した。日本で

も石炭の利用が始まると鉱山の事故が多発している。比較的最近では1963年三池炭鉱事故ガス爆発事故があり、458人が死亡した。戦後1950年代60年代、殆ど毎年のように事故があり、数十人規模の犠牲者が出た。1980年代になっても事故は収まらず、夕張炭鉱では62人、三池炭鉱で83人の死者を出す事故が起こっている。中国では2000年代、炭鉱労働者の事故による死者年間数千人に上っている。最近は炭鉱事故も世界的に犠牲者が少なくなつてきているが、人類社会は多大な犠牲を払いながら、エネルギー源を開発してきた。

19世紀末、放射線・放射能が発見され、20世紀になると原子に閉じ込められたエネルギーの利用が始まる。しかしウランの核分裂反応が発見された1938年は第2次世界大戦が始める前年であった。不幸にも、原子力は兵器として世に現れ、広島、長崎に原爆が投下され多くの人々が犠牲となった。第2次世界大戦終結後、1953年米国大統領の国連演説アトムズフォーピースから始まった原子力の平和利用に日本も直ちに対応し、先進国から原子炉を導入した。被爆国日本では平和利用とは言え、原子力を利用することに大きな抵抗があつたことも当然である。しかしエネルギー資源を持たない日本が工業力を持つ国家として成り立つためには安定したエネルギー源が必要不可欠である。エネルギー源としての原子力に期待する世論の支持もあつた。また1950-1960年代、多くの悲惨な炭鉱事故があつたことも原子力を受け入れた理由だったのであろう。

石炭に比べると10万倍もの高密度エネルギーとなる原子力（原子炉燃料）は20世紀後半開発されたが、歴史的な順序を見れば、化石燃料の限界を見て原子力が始まるべきであった。半世紀ばかり早過ぎたと言えよう。膨大な化石燃料の使用によって、資源問題が厳しくなる事は予想されたが、21世紀に入り、排出されるCO<sub>2</sub>の地球環境問題が顕在化した。その対策として再生可能エネルギーの利用が拡大しているが、CO<sub>2</sub>排出削減に真剣に取り組めば取り組むほど、人類は原子力を利用せざるを得ない状況にあることが認識されてくる。原子力は目前の2050年脱炭素化社会の切り札であるとともに、100年後、1000年後の人類を救うエネルギー源となることであろう。原子力の発見は人類史的にも大事件であった。原子力が人類社会に溶け込むにはまだまだ時間がかかるかもしれないが、1000年後、人類にどんなエネルギーが残されるかを考えれば、幾つかの国が原子力を放棄しても、人類としては原子力を放棄できないと覚悟せざるを得ない。

## （2）地球環境を保全する原子力

1992年気候変動枠組条約が採択され、1994年発効した。CO<sub>2</sub>など温室効果ガスの排出削減は先進国の責務であり、外交の主要なテーマとなっている。日本の場合、東日本大震災後、電源確保のため、化石燃料を大量に使用し、CO<sub>2</sub>排出の削減を進めることができなかつた。国民の多くも、震災後、原子力発電所を停止したためCO<sub>2</sub>放出が増大することは止むを得ないとする空気もあつた。しかしすでに震災後7年を経過し、もはや日本に対する国際社会

からの特別な配慮を期待することは難しい。2015年COP21パリ合意で日本が表明したCO<sub>2</sub>放出削減量、2030年26%は国際公約となっている。更に国際社会は2050年CO<sub>2</sub>排出削減80%に向かっている。日本もこの目標に向かってあらゆる努力を傾注すべきである。

最近の統計では、エネルギー起源CO<sub>2</sub>排出量は2015年、世界総計で323億トンに上る。中国、アメリカが圧倒的に多量のCO<sub>2</sub>を排出している。日本の排出量は、これらの国に比べれば少ないが、世界の3.5%、フランスの約4倍、イギリスの3倍、ドイツの1.5倍である。人口1人当たりの放出量で見ると日本はドイツと同じレベルであるが、フランスの殆ど倍の排出量となっている。同じヨーロッパ圏内でも、フランスはCO<sub>2</sub>放出量が少なく、1人当たりの排出量はドイツの半分である。ドイツは再生可能エネルギーを導入し、環境問題に大変熱心な国ではあるが、国内に資源を持つ石炭発電も行っている。一方フランスはCO<sub>2</sub>を排出しない原子力と水力等の1次エネルギーに占める割合が46%と高い。原子力発電を利用することがCO<sub>2</sub>排出削減の最も有効な手段である事は明らかである。しかしドイツは今運転している原子力発電すらも2022年には停止する方針を出している。原子力発電所の停止の後、石炭火力も止めることが出来るかどうか世界が注目している。

CO<sub>2</sub>排出削減策として、再生可能エネルギーを大いに活用すべきであるが、再生可能エネルギーの根本的問題として、時間変動を安定化させることが難しい。昼の太陽光電力を使って揚水し、夜に放流発電する揚水発電所の逆利用も始まっているが、変動の激しい発電にも対応できる蓄電池の開発が望まれる。経済性のある蓄電技術の開発に期待したいが、再生可能エネルギーが安定かつ経済的な電力源となるまでは、原子力を温存しておくべきである。また化石燃料も使うならばCO<sub>2</sub>回収貯留技術の開発が必要である。

### (3) 原子力利用の目的は世界の平和

古代以来森をめぐる領地争いなど、人間はエネルギー源をめぐる争奪戦を繰り広げてきた。エネルギー無くして国家は成り立たない。近代になっては石炭資源の争奪、中東石油の争奪など、エネルギー資源をめぐる国際紛争が続いている。太平洋の日米戦争にも、石油が深く関係している。日米間には、当時米国による日本人移民の排斥や、資産凍結など経済・社会問題が発生していた。そして最後の一押しは、米国主導の米英蘭による対日石油全面禁止であった。石油が無くて工業国家は生存できない。軍国体制となっていた日本は無謀にも、石油の備蓄があるうちに米国と戦争を始める決断をした。戦争が始まると、日本軍は石油を生産する蘭領東インド（インドネシア）を目指しマレー半島を南下し、油田地帯を軍事占領した。このような誤りを二度と起こしてはならない。

近年中国が南シナ海で軍事力を強化している。日本周辺海域は「安全」の時代は終り、不安定の時代に入った。日本の平和のために南シナ海を通る中東石油に依存しない社会を作つておくことが肝要である。化石燃料に比べてごく少量の燃料で発電できる原子力は、燃料の

長期備蓄が可能であり、エネルギー資源の確保は国家戦略の最重要課題である。一次エネルギーの原子力を確保しておけば、将来は原子力で発生した電力から水素を作り、液体燃料を合成することも出来るだろう。エネルギーの確保のため、国際紛争を引き起こす必要はなくなる。原子力は平和を構築する重要な手段である。

日本は原子力の利用を進めるに当たり、平和利用に徹する体制を作った。その一つが原子力基本法である。原子力基本法は原子力を平和利用に限定することにより、核兵器の開発を許さない法律である。更に日本は核不拡散条約（NPT）に加盟した。核兵器を開発する意図があれば、NPTに加盟しない方針もあり得た。しかし原子力の開発には外国からのウラン燃料輸入や、技術導入が不可欠である。そのためにはNPTに加盟する必要があった。産業用エネルギー源となる原子力は核兵器開発よりも重要であった。NPT第4条では、原子力の平和利用をNPT締約国の「奪えざる権利」として認めている。日本は原子力を平和利用に限定する原子力基本法を制定し、非核3原則の下に原子力の軍事利用を厳しく禁止してきた。すでに脱原発を実施したイタリア、2022年に脱原発となるドイツ、将来脱原発の可能性のあるベルギーはどうであろうか。これら3国とも、NATOに加盟し、自国の基地に米軍の核兵器を保持している。非常時にはその核を米軍と共同で使用する可能性のある「核共有（Nuclear Sharing）制度」も作っている。この制度の実効性には疑問もあるが、脱原発をめざす国は原子力の平和利用を止めても、軍事利用の道は残している。反原発は反核兵器とイコールではない。ドイツの原子力政策を真似すべきではない。

中東地域、アフリカ等で武力衝突が多発しているが、原子力を平和利用する国同士の大規模な軍事衝突はほとんどない。第一次世界大戦、第二次世界大戦を戦った国々も原子力発電所を運転するほど成熟した社会になると、直接的軍事衝突を避ける行動をとる。近年ウクライナでロシアが関与していると思われる武力衝突があつたが、両国の全面的戦争には至らず、原子力施設の安全も保たれた。ウクライナではソ連時代に発生したチェルノブイリ原子力発電所の事故にもかかわらず、15基の原子力発電所が稼働している。福島第一原子力発電所の事故を経験した日本から見ると、ウクライナの状況は驚異的である。ロシアに天然ガスなどエネルギー源を頼ることが、如何に国家的リスクが大きいかを国民が認識しているため原発稼働を納得しているのであろう。世界のエネルギー争奪戦を防止し、CO<sub>2</sub>排出を削減し、豊かな人類社会を作ることが原子力開発の究極的目的と言える。原子力によって実現する平和な社会である。

#### （4）核燃料サイクルはエネルギー再生プロセス

国家の運営には社会を長期的に考える「国家100年の計」が重要であるが、エネルギー問題を考えるに100年は短い。この100年間に、現在エネルギー源となっている化石燃料がほぼ使いつくされる。むしろ人類社会の重大な問題は100年後の先にある。エネルギーに関しては1000年の計が必要とも言える。1000年後には温暖な間氷期が終わって、地球は次の

氷河期を迎えることも予想される。過去の例に基づけば、氷河期は 10 万年続くと考えられる。

10 万年という時間スケールは使用済核燃料の放射能が天然ウラン鉱石と同等まで低下する時間に対応する。使用済核燃料を直接埋設する処分場の 10 万年間の安全性を問題とする意見もあるが、その時人間社会はどうなっているのであろうか。10 万年後、もちろん化石燃料は使えない。化石燃料を使い尽くした後で使えるエネルギー源は再生可能エネルギーと原子力のみである。原子力を高度に利用すれば、文明を維持できるであろうが、再生可能エネルギーだけで、どれほどの人口を支えることが出来るだろうか。思想家吉本隆明は反原発論を評論し、「人間は原発を捨ててサルになる」と喝破した。表現は過激であるが、人類と文明を深く考えさせる言葉である。

原子力を使うとしても、今使われている軽水炉では天然ウラン中に僅か 0.72%しか含まれないウラン同位体 U-235 が主たる燃料となっている。現在確認されているウラン資源量は、約 100 年分しかない。その後も原子力を利用せざるを得ないとすれば、天然ウランの残り 99.3% を占めるウラン同位体 U-238 をプルトニウムに変換して燃焼する高速増殖炉、あるいは未利用のトリウムを燃えるウランに転換するトリウム増殖炉が必要となる。海水ウランは大量採取が技術的に容易でないが、将来のポテンシャルとしては見込みがあるであろう。

増殖炉では消費した燃料よりも多くの燃料が生産されるが、現在の軽水炉でも U-238 の一部がプルトニウムに変換され、燃焼している。軽水炉では 3 ~ 5 年間燃料を燃やすが、その最後の時点で、発熱量の 4 割はプルトニウムの燃焼によるものである。また原子炉から取り出された使用済核燃料には総重量の 1% 程度のプルトニウムが入っており、燃料となる U-235 も 1% 程度入っている。使用済核燃料はゴミとも言われるが、資源でもある。この点で都市ゴミに性格が似ている。ゴミは、分別すれば資源となり燃料となる。いわゆるゴミ発電である。コストは新燃料発電よりも高くなるが、ゴミを減らし資源化することが重要である。使用済核燃料からウランとプルトニウムを取り出し、リサイクル（再生利用）する技術が再処理である。将来のエネルギー源として、核燃料の再生利用、即ち核燃料サイクルが欠かせない。原子力が今の中水炉から、次の段階、高速増殖炉に発展すれば、ウランは現在の約 100 倍の資源量となる。またウランの利用率が高まると、今経済性がないと評価されている低品位ウラン鉱の開発が可能となる。子孫にエネルギー源を残し、百年後、千年後、1 万年後、究極的なエネルギー資源問題に原子力が貢献できる。核燃料サイクルのバックエンド問題には、放射性廃棄物の処理処分も含まれる。高レベル放射性廃棄物をガラス固化体にして地下埋設する方法が国策として認められているが、放射性廃棄物の減容・毒性低減を核変換処理によって行う方法の開発も重要である。

（藤井靖彦、山脇道夫）

## 1.2 エネルギー源の CO<sub>2</sub> 排出削減

### 1.2.1 地球環境と世界のエネルギー

#### (1) 地球温暖化問題への国際的取り組み

地球規模の温暖化が進み世界各地で異常気象が観測されている。温暖化の主因は温室効果のある気体、とくに二酸化炭素(CO<sub>2</sub>)の大気中における濃度上昇と推測されており、CO<sub>2</sub>の主な発生源であるエネルギー供給における対策が喫緊の課題となっている。

CO<sub>2</sub>などの温室効果ガスによる地球温暖化への対応については1970年代から議論されていたが、1992年の「気候変動国際連合枠組条約(UNFCCC)」によるリオデジャネイロにおける「地球サミット」の頃から国際的な枠組みを設定した環境条約の署名などの国際的な対応が本格化した。

1997年に京都で開かれた第3回気候変動枠組条約締約国会議(COP3)において「京都議定書」が採択され、先進国などの締結国は温室効果ガスの排出削減について定量的な約束を行った。

その後COPは毎年開催され、2015年にパリで開催されたCOP21において「パリ協定」が採択された。パリ協定では世界共通の長期目標として「世界の平均気温上昇を産業革命以前に比べて2°Cより十分低く保ち、1.5°Cに抑える努力をする」を掲げ、各国は温室効果ガスの削減目標(NDC)を作成・提出・維持する義務と削減目標を達成するための国内対策を執る義務を負うことを規定している。

#### (2) 世界のエネルギー需要とCO<sub>2</sub>排出量

このような国際的な取り組みが進む間も世界のエネルギー需要とCO<sub>2</sub>排出量は増加し続けている。2000年から2017年までの一次エネルギー需要、エネルギー起源のCO<sub>2</sub>排出量、世界のGDP(国内総生産)の年次変化を図1-1に示す<sup>1)</sup>。

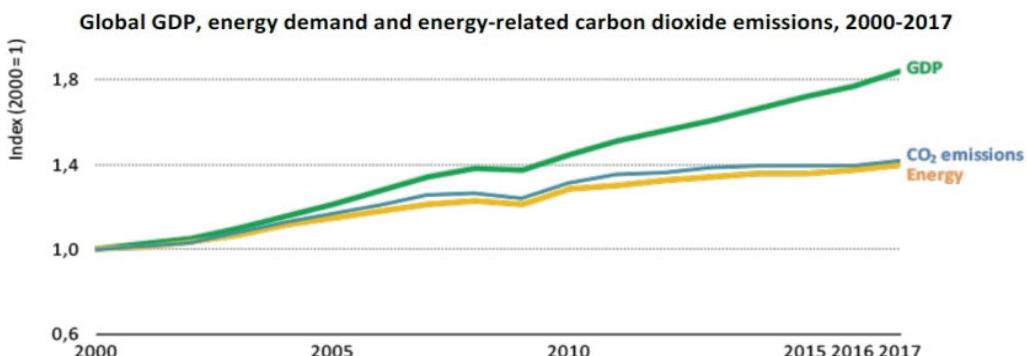


図1-1 世界のエネルギー需要、CO<sub>2</sub>排出量、GDPの経年変化(2000年～2017年)<sup>1)</sup>

<sup>1)</sup> International Energy Agency (IEA) "Global Energy & CO<sub>2</sub> Status Report 2017" <https://www.iea.org/geco/>

2000 年以降世界のエネルギー需要は約 40% 増加し、それに従って CO<sub>2</sub> 排出も同様に増加している。年当たりの CO<sub>2</sub> 排出量は 2017 年にこれまでの最高の 32.5 Gt ( 10<sup>9</sup>ton ) に達した。

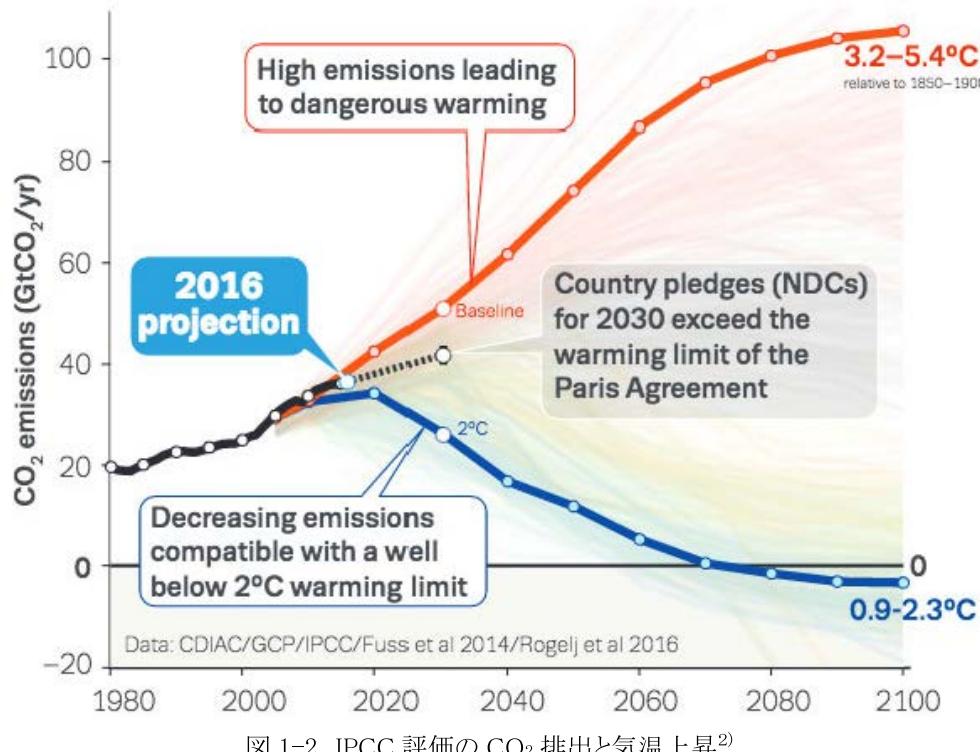
このエネルギー需要と CO<sub>2</sub> の増加は世界一律ではなく、中国やインドなどアジア諸国が著しい。一方、米・英・メキシコ・日本などは 2017 年に減少している。

図 1-1 ( P6 参照) から判るように世界の経済 ( GDP ) の拡大に伴ってエネルギー需要が増え、CO<sub>2</sub> 排出量が増加している。ここ数年の傾向は GDP 当たりのエネルギー需要は年によって変動はあるが低下しており、エネルギー効率が改善している。

また、エネルギー需要あたりの CO<sub>2</sub> 排出量も再生可能エネルギー ( 再エネ ) 発電の導入などにより減少している。しかし、これらの効率改善効果を上回るアジアを中心とする GDP とエネルギーの増加により世界の CO<sub>2</sub> 排出量の増加は続いている。

### (3) 温暖化抑制のための CO<sub>2</sub> 排出削減

気候変動に関する政府間パネル ( IPCC ) の第 5 次報告書には温室効果ガスの代表的濃度シナリオ ( RCP ) にもとづく気候の予測や影響評価が示されている。図 1-2 は 2100 年までの CO<sub>2</sub> 排出と気温上昇の関係を示したもので、1000 以上のシナリオ評価の結果がまとめられている<sup>2)</sup>。



<sup>2)</sup> Fuss, S., et.al., "Betting on negative emissions" Nature Climate Change 4, 850–853(2014), The figure adapted by Noah Deich at <https://carbonremoval.wordpress.com> 図の出所 : CarbonBrief <https://www.carbonbrief.org>

今後パリ協定の目標に沿って気温上昇を2℃以下に抑えるには、図1-2(P7参照)の0.9～2.3℃の線のCO<sub>2</sub>排出量以下にする必要がある。これまでのCO<sub>2</sub>排出実績は最も高い3.2～5.4℃の線に沿って増加しているので、今後の早急なCO<sub>2</sub>排出の大幅削減が必須となっている。図1-2には21世紀後半に0.9～2.3℃のCO<sub>2</sub>排出量がマイナスになっており、負排出すなわち大気中CO<sub>2</sub>除去の必要性が示されている。

#### (4) 温暖化抑制の世界エネルギー・シナリオ

温暖化を抑制するための世界のエネルギー需給シナリオが多くの機関で検討されている。代表的なシナリオとして、国際エネルギー機関(IEA)による世界エネルギー展望2017年版(WEO2017)<sup>3)</sup>の結果を図1-3に示す。

図1-3には、次の3シナリオによる2040年までのエネルギー構成(左軸)とCO<sub>2</sub>排出量(右軸)が示されている。

- ①各国が現行の政策を延長した場合(左図、現行政策シナリオ)
- ②各国がパリ協定提出の削減目標(NDC)に従った場合(中図、新政策シナリオ)
- ③各国がパリ協定の2℃目標に従ったケース(右図、持続可能開発シナリオ)

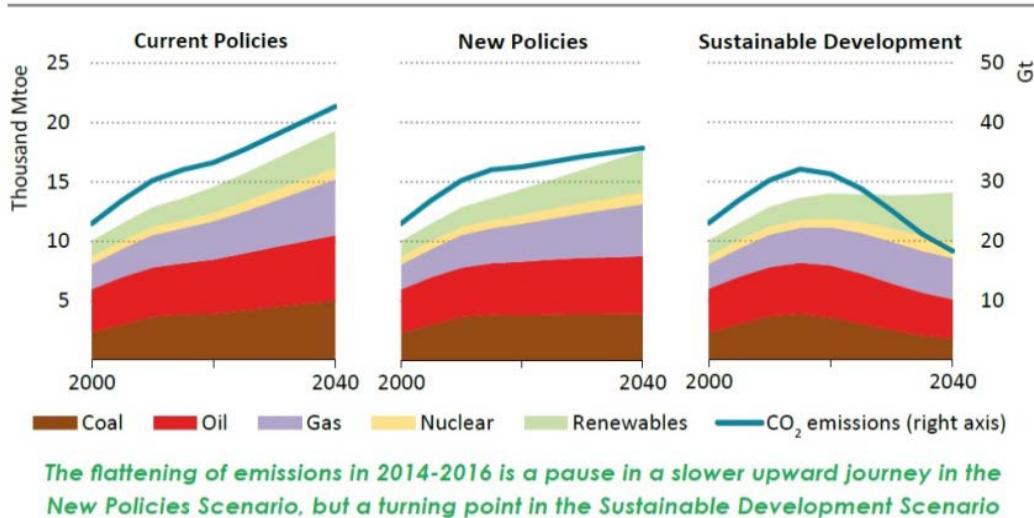


図1-3 WEO2017の3つのエネルギー・シナリオ<sup>3)</sup>

図1-4(P9参照)は、新政策シナリオと持続可能開発シナリオのCO<sub>2</sub>排出量と両シナリオにおけるCO<sub>2</sub>排出量の差の内訳を示したもの。

図1-3と図1-4は、各国がパリ協定に提出した削減目標を実行したとしてもCO<sub>2</sub>排出の増加

<sup>3)</sup> International Energy Agency, "World Energy Outlook 2017" <http://www.iea.org/weo>

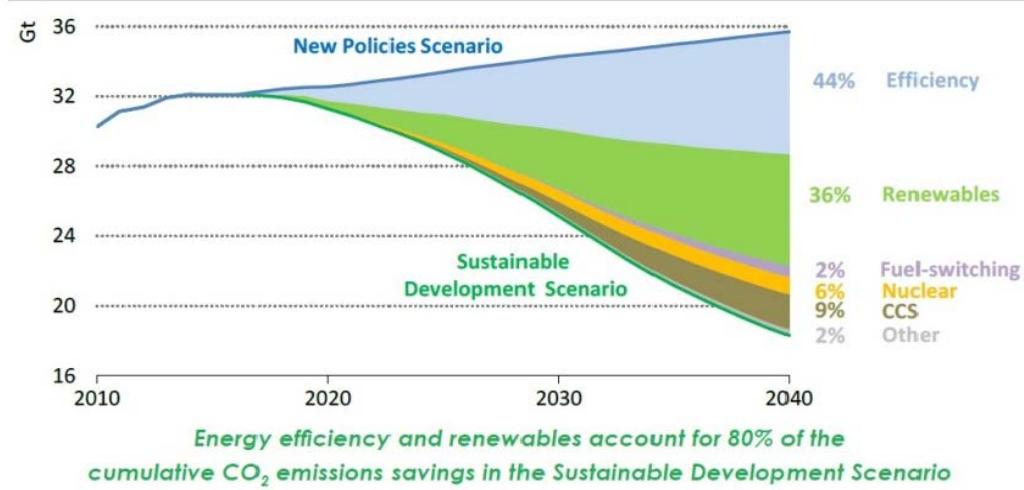


図 1-4 WEO2017 の 2 つのシナリオの CO<sub>2</sub> 排出量<sup>3)</sup>

は続き、2°C目標を達成するためにはさらに進んだ施策を講じる必要があることを示している。

新政策シナリオから持続可能開発シナリオに移行させて CO<sub>2</sub> 排出量を大幅削減するためには、図 1-4 に示されているように効率改善、再エネ・原子力の利用、CO<sub>2</sub> 回収貯留 (CCS) などの方策の拡大／採用が必要になってくる。

図 1-5 は、この持続可能開発シナリオにおける 2040 年までの発電量構成（左図）と 2040 年の設備容量（右図）を示したもの。現在は主力の化石燃料による火力発電が大きく減少して CCS 付きになり、再エネ（風力・太陽光・水力など）が大幅に増加して主力になっている。

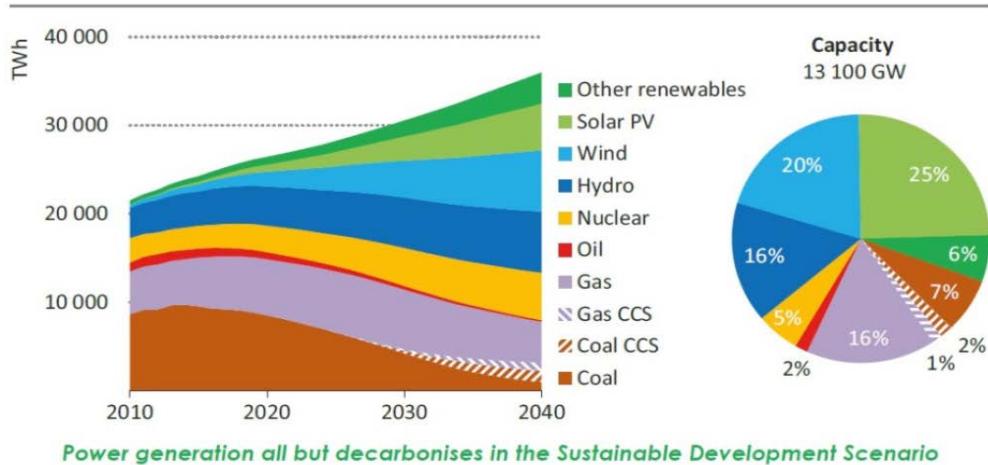


図 1-5 WEO2017 の持続可能開発シナリオのエネルギー構成<sup>3)</sup>

図 1-5 ( P9 参照 ) 左図の中の原子力発電量は現在 ( 2016 年 ) の 2,611TWh から 2040 年 5,345TWh に倍増するがシェアは 11% から 15% への増加にとどまる。

一方、再エネの中の風力・太陽光は現在の発電量 1,284TWh ( シェア 5%) から 12,215TWh ( シェア 34%) へと発電量が 10 倍・シェアが 7 倍の躍進をする。図 1-5 右図は 2040 年の発電設備容量で、設備利用率の低い風力・太陽光が 45% のシェアを占めている。

## 1.2.2 日本の排出削減目標、原子力の役割

### (1) 2030 年の排出削減目標と原子力の役割

2018 年 7 月に決定した第 5 次エネルギー基本計画<sup>4)</sup>に組み込まれている 2030 年のエネルギー構成 ( 図 1-6 ) は、パリ協定に提出された日本の削減目標 ( NDC ) と整合している。

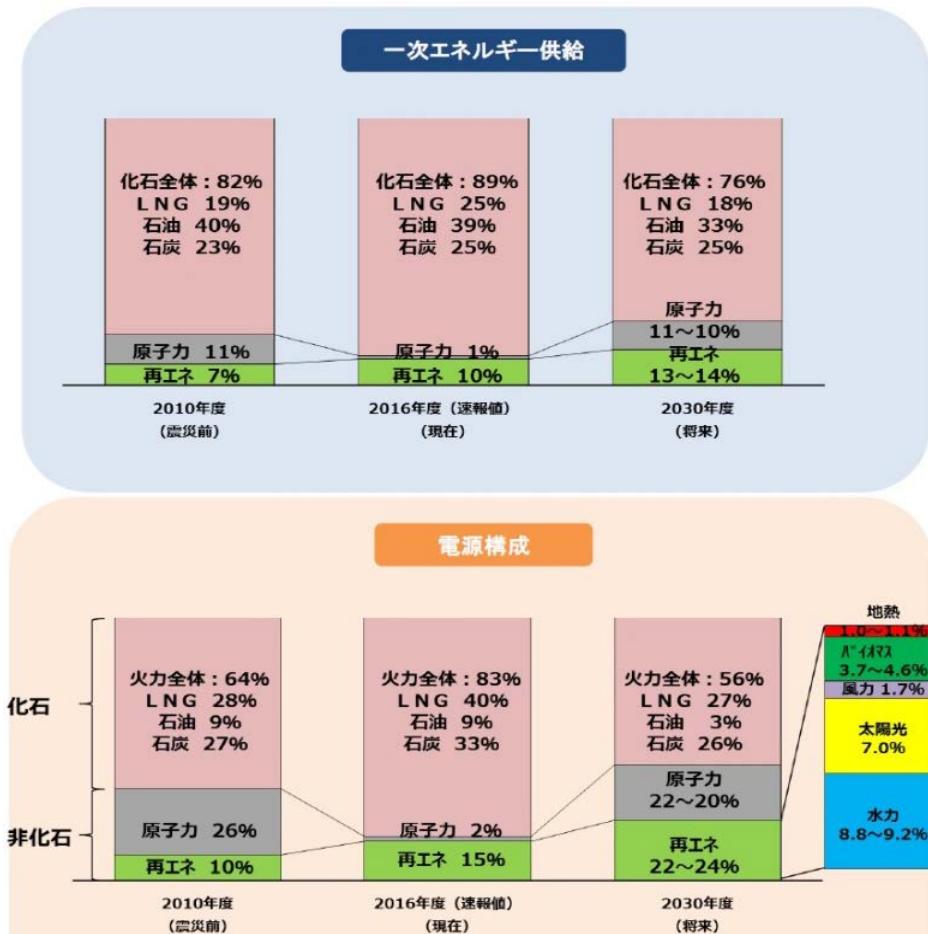


図 1-6 日本の 2030 年のエネルギーMix<sup>5)</sup>

4) 「第 5 次エネルギー基本計画」( 2018 年 7 月閣議決定 ) <http://www.meti.go.jp/>

5) 資源エネルギー庁「2030 年エネルギーMix 実現へ向けた対応について～全体整理～」

2018 年 3 月 [http://www.enecho.meti.go.jp/committee/council/basic\\_policy\\_subcommittee/025/](http://www.enecho.meti.go.jp/committee/council/basic_policy_subcommittee/025/)

その目標は、2030年度における温室効果ガスの排出量を2013年度比26.0%減（2005年度比25.4%減）の水準にするというもの。

この目標の中の電源構成では、2030年における原子力のシェアは22%～20%、太陽光・風力のシェアは8.7%となっている。

## （2）2050年排出削減目標と原子力の役割

2016年に日本政府は、パリ協定を踏まえて温室効果ガス削減の長期目標として「2050年までに80%削減を目指す」とする地球温暖化対策計画を閣議決定<sup>6)</sup>した。

この計画の中で「このような大幅な排出削減は、従来の取組の延長では実現が困難」「抜本的排出削減を可能とする革新的技術の開発・普及などイノベーションによる解決を最大限に追求」と述べているように、「2050年80%削減」の目標達成には新しい取組や新しい技術が必要と考えられている。

国による2050年の具体的エネルギー構成はまだ示されていないが、研究機関などによるエネルギー構成の評価検討は発表されている。その一つ、地球環境産業技術研究機構（RITE）による4ケースのシナリオ評価<sup>7)</sup>では、電源構成に占める原子力のシェアは最大で42%、太陽光+風力のシェアは最大で38%、これらに他の再エネ、化石燃料・バイオマスの火力、それらのCCSを組み合わせて電力セクターのCO<sub>2</sub>排出量をほぼゼロにしている。

CO<sub>2</sub>などの温室効果ガスは、発電以外に燃料などの非電力エネルギーの利用、鉄鋼・セメント・化学など産業プロセスからも排出され、これらには削減が困難なものがある。そのため80%削減のために電力セクターのCO<sub>2</sub>排出をゼロ付近にする必要がある。

このほか、日本の「2050年80%削減」目標の達成に原子力がどのような役割を担えるかを検討したものとしては、原子力システム研究懇話会のレポート<sup>8)</sup>がある。その中で、日本の「2050年80%削減」目標は一つの通過点であり、世界の温暖化対策が今後CO<sub>2</sub>のゼロ排出～負排出へと進む可能性を予見して将来に繋がる発展的・体系的な技術開発の必要性を述べている。さらに、そのような技術の例として原子力・再エネによる電力供給に加えて原子力・バイオマスによる非電力（燃料）供給のコンセプトを提示している。

## （3）原子力による幅広いエネルギー供給

これまでの原子力のエネルギー利用は発電用が主体であった。世界の最終エネルギーに占

6) 「地球温暖化対策計画」（2016年5月閣議決定）<https://www.env.go.jp/>

7) 地球環境産業技術研究機構（RITE）「2°C目標と我が国の2050年排出削減目標との関係」（2016年3月）<http://www.rite.or.jp/>

8) 原子力システム研究懇話会「2050年におけるわが国エネルギー믹스への原子力の寄与」（2018年3月）<http://syskon.jp/nsacom23.html>

める電力の割合（「電力化率」、熱量換算による、ほかに一次エネルギー基準の定義もある）は現在は約20%で、WEO2017の持続可能開発シナリオの2040年の電力化率は約27%に増加すると見ているが、それでも最終エネルギーの7割以上が燃料などの非電力エネルギーが占める。WEO2017の2040年の電力構成における原子力のシェアは最大で15%なので、最終エネルギーに占める原子力の寄与は27%の電力の中の15%とそれほど大きくない。

日本の場合は、前述のRITEによる2050年のシナリオ評価において最終エネルギーベースの電力化率は約45%であり、最終エネルギーの55%が燃料などの非電力エネルギーの形態で供給される。

将来に向かって電力化率を高めていくことはエネルギーの効率的な利用に資するとともに、原子力の寄与を大きくすることに繋がる。さらに、電力セクター以外にも原子力エネルギーの供給が可能になれば原子力の寄与拡大に繋がる。そのためには、熱の供給など非電力エネルギーの分野へも原子力の供給を拡げていく必要がある。地域暖房、プロセス熱供給、海水脱塩、水素製造、合成燃料製造、運輸（船用）などについてはすでに一部で検討／採用されており、とくに高温ガス炉などによる高温熱供給が実用化すれば利用価値が高まり利用範囲が拡大する。

これらのほか、大気中CO<sub>2</sub>除去などの地球工学技術の研究開発において相当量のエネルギーを必要とするプロセスが検討されており、この分野への原子力エネルギー利用は効果的と考えられる。その一つとして原子力と再エネ（バイオマスを含む）を利用して電力・燃料の供給と大気中CO<sub>2</sub>の除去を統合したエネルギー・システムが構想<sup>9)</sup>されている。

エネルギー源のCO<sub>2</sub>排出削減のために、さらに大気中CO<sub>2</sub>の除去のために、原子力発電の増強や原子力の拡大利用は重要な方策として期待される。

（堀 雅夫）

### 1.3 ベストミックスを考える

#### （1）「3E+S」に替わる新たな評価軸

福島の原発事故以来、以前からエネルギー政策の最も根本であったベストミックスという考え方や、「3E+S」といった評価軸は、すっかり人々の口に上らなくなつた感がある。2018年5月に発表されたエネルギー基本計画では、「3E+S」を強調するが、エネルギー政策が混迷する中で説得力を失っているのかもしれない。

とは言え、ベストミックスがエネルギー政策の根本原理であるべきことに変わりはなく、評価軸

<sup>9)</sup> 堀 雅夫「カーボンネガティブ・エネルギー・システム」（2015年6月、原子力システム研究懇話会）  
<http://syskon.jp/nsacoms2.html>

として「3E+S」に相当する視点を持つことの重要性は失われていない。ただ、旧来からの評価軸が今も万全かと言えば大いに疑問が残るところである。

「3E+S」に於ける三つのEは、エネルギーセキュリティ（安定供給）、エンバイロメント（環境）、エコノミー（経済性）であり、Sはセイフティー（安全性）である。過去におけるベストミックスは、エネルギー源を組み合わせることで、三つの「E」と「S」を実現することが目標であった。しかし、エネルギーを巡る様々な事情が大きく変化し、「3E+S」に替わる新しい評価軸が求められるのではないだろうか。ここでは、「Se（エネルギーセキュリティ）、E（環境）、T（トランジス又はタフネス）、E（エコノミー）」を提案したい。

## （2）「Se」を考える

「Se」はセキュリティであり、旧評価軸でいう「E(安定供給)」に相当する。旧評価軸では「出来れば自給、輸入に頼るなら安定した地域から。天候や季節、需給関係で変動することは避けたい。周波数や電圧の変動は避けたい」といった主旨であった。新評価軸の「Se」も、他国の事情や政治情勢に左右されにくいという意味では、自給が望ましい。様々な意味での変動を避けたいという点も同様と言いたいところだが、再生可能エネルギーの導入が拡がっており、変動を容認せざるを得ない状況にある。

「Se」では資源の自給という視点とともに、技術的自立という視点を強調したい。原子力や再生可能エネルギーは、資源的には自給可能なエネルギーである。しかし、技術的自立に資する意味では今後とも「Se」が実現できるか疑わしい。太陽光発電は、「日本の太陽電池メーカーが事業の抜本改革に取り組んでいる。2005年の太陽電池の世界シェアは上位5社中4社が日本企業であった。しかし、2016年には上位5社に日本企業の名前は見られない」（2017年12月26日、日経新聞朝刊）という状況に陥っている。

原子力についても、2018年5月に公表された第5次エネルギー基本計画素案を見ると、原発を「重要なベースロードエネルギー」としながらも新設や建て替えには触れておらず、国としての原子力の位置づけが明確でない。こんな状況で若い優秀な人材が原子力分野を目指すとも考えにくく、日本が自前の原子力技術を維持することは難しくなる。将来、日本が原子力技術について、安全審査も含めて、中国に依存する可能性も否定は出来ない。太陽など再生可能エネルギーも、原子力も、「Se」を満たさなくなるという危惧を感じざるを得ない。

## （3）二つの「E」を考える

旧評価軸の2番目の「E(環境)」はCO<sub>2</sub>発生の少ないエネルギー源に焦点を当てている。温暖化の現状や世界世論を考えればCO<sub>2</sub>フリーのエネルギーという視点は今後とも極めて重要である。

しかし、太陽光発電にしても風力発電にしても、希薄エネルギーを広く集めることが求められ、

大きな床面積を必要とする。100万kW原発と同量の電気を太陽光で生み出すには東京の山手線内側と同等な面積が必要、あるいは風力発電で貯うとすれば山手線内側の3倍以上の面積が必要といった話をよく耳にする。発電効率が向上したとしても広大な面積を要することに変わりはない。再生可能エネルギーが広く普及すれば、太陽光発電と生態系や食料生産との競合が起こることは確実である。生態系や食料生産と両立できるエネルギーが求められる。また、使用済みの風力施設や太陽光施設の廃棄物をどうするかも「E」の重要な視点である。

旧評価軸の4番目 「E(経済性)」と同様に、新評価軸でも経済性という視点は重要である。現状ではエネルギー源によってどこまでをコストとして認識するかがバラバラであり、それぞれの立場が都合のいいようにコストを考えているのが実情である。全てのエネルギー源に関して資源利用から施設の建設、発電などに要するランニングコスト、施設などの廃棄物処理・処分コストをライフサイクルベースで考える必要がある。また、排出したCO<sub>2</sub>による温暖化対策のコストや、土地利用などの間接コストについても十分に配慮する必要がある。発電コストについては電力会社は詳細を公表しておらず、第3者が十分な根拠を踏まえて比較することが出来ない。

#### (4) 新評価軸の「T」について

新評価軸では新たに「T」を導入することを提案している。Tは「Tolerance 又は Toughness」、つまり耐久力とか耐性、強靭さという意味の単語の頭文字を取っている。温暖化を始め地球の気候システムが今後どうなっていくか、地殻の変動期に入ったら何が起るのか。エネルギーシステムを考える時、万万が一の大きな変動があった場合について全く配慮する必要はないのだろうか。それとも、視野の中に変動に耐えられるエネルギー選択という視点を持つべきか。

温暖化は、空想物語では済まない状況に入っているようだ。「2016年の世界の気温は観測史上最も高くなったとする報告書をNOAAが発表した。基準としている1981年～2010年の30年平均を0.45°C～0.56°C上回った。北極は30年平均より2°C高く、これまでの最高値を0.8°C超えた。北極の海氷面積は衛星観測が始まって以来37年間で最小となり、地球の海面水位は、1993年に比較して8cm上昇した。CO<sub>2</sub>の年間平均濃度は400ppmを突破した」（2017年8月12日日経新聞朝刊）という報道があった。また、「地球温暖化が進むと台風の規模が現在より2割大きくなる可能性がある」（2017年9月15日朝日新聞朝刊）とも伝えられている。

また、気候変動に関する政府間パネル（IPCC）の第5次評価報告書でも、将来のリスクについて「海面上昇、沿岸での高波被害などによるリスク」「大都市への洪水による被害のリスク」「極端な気象現象によるインフラ等の機能停止のリスク」などが上げられている。「T」という評価軸の第一は、従来の温暖化を緩和するという視点ではなく、温暖化による巨大化した台風やそれに伴う強風や洪水に対して十分な耐性を持つエネルギーという視点である。

2017年12月13日に広島高裁が伊方原発の稼働について、「阿蘇山が9万年前と同じ規模

の破局的な噴火をする可能性を考えれば、火砕流が愛媛県伊方まで押し寄せる危険があり、原発立地は不適である」として運転を差し止める決定を下した。

地球システムには、火山の破局的噴火や小惑星の衝突など人類の生存をも左右するリスクが考えられる。例えばインドネシア・スマトラ島にあるトバ火山の噴火である。7万から7万5000年前、トバ火山がカテゴリー8の破局的噴火を起こした。大気中の巻き上げられた噴出物は1000立方kmに達し、火山灰が日光を遮断し気温が5℃低下、寒冷化は6000年続き、地球はヴェルム氷期に突入した。ホモ・エルガステル、ホモ・エレクタスなど人類亜種が絶滅し現生人類もこの気候変動で総人口が1万人まで減少したという話もある。9万年前の阿蘇山噴火では確かに火砕流が関門海峡を越え、2000km離れた山口県秋吉台まで届いた。7300年前の九州南方の鬼界カルデラの噴火では火山灰が九州南部を直撃した。

原発を再稼働するか否かの判断に9万年前の出来事を持ち出すなら、「T」の要素として上記のような地球的イベントにも耐性のあるエネルギーという評価軸を持つ方が合理的ではないだろうか。トバ火山の場合は噴火が引き金となり氷期に突入した。温暖化が大きな話題になるより以前には、氷期が近いという指摘もあった。火山噴火への耐性とは別に氷期にも耐えられるエネルギーという軸を持つべきかもしれない。もちろん、大地震に伴う津波に耐性があるエネルギーという軸も必要である。また、比較的小さな小惑星の衝突も考えるべきかもしれない。

上に説明した「SeETE」をどのように組み合わせて行くかは、それぞれの国や地方の資源状況や地殻の状況などに依存する。それぞれの国がそれぞれの立場で「SeETE」を満足させるエネルギーの組み合わせを考えることこそベストミックスである。本稿では「S(安全)」を評価軸から外した。エネルギー源によって安全を達成する技術的な困難さに違いはあるものの、どんなエネルギーを考えるにも共通する前提条件である。このような観点から「S」をエネルギー選択の評価軸からは除外した。

核燃料サイクルを考えるに当たっても、「SeETE」の評価軸で検討することが必要である。

(鳥井弘之)

## 1.4 脱炭素社会に向けての核燃料サイクルと再処理事業

### (1) 世界の原子力容量の見通し

世界経済全体の見通しと環境制約の強化から、今世紀後半に向けた世界的な原子力の拡大は必然的なもので、日本でも次世代原子力技術の開発ニーズは最早猶予の無いものである。

国際原子力機関IAEAが毎年出版する Reference Data Series No.1 の38版(RDS-1/38)が2018年8月に公表され、2050年までの世界の原子力容量の見通しを2ケース示している。その内、Low Projectionは、2017年末の392GW(ギガワット)から2040年頃まで徐々に下がるもの2050年までには2030年レベルの356GWまで回復するというもので保守的でもつともらしい予測としている。またHigh Projectionは、2050年には748GWまで倍増するとしている。

2050 年より先の予測は、信頼できる国際機関から最近に公表されたものが無いが、パリ協定の締結へ結びついた IPCC 第 5 次評価報告書 ( AR5 ) が検討の基礎となる。 AR5 は様々な機関の研究報告を俯瞰して幅を示し、主として新興国の人団増加と経済発展により 2100 年の世界全体の一次エネルギー総供給量は現状の数倍 1,300 ~ 1,800EJ/ 年 ( EJ=10<sup>18</sup> ジュール ) となり、それに由来する温室効果ガス ( GHG ) 排出量の増加を抑制する対策の導入について 4 つのシナリオを纏めている。特にパリ協定で今世紀末までに人為的な GHG 排出を正味ゼロにするとの目標合意に至ったケースでは、一次エネルギー供給の 90% 以上を低炭素エネルギーにしなければならない可能性が高いとしている。その割合は現状では僅か 10 数 % に過ぎない。世界ではガソリン車を許さず電気自動車に替えて行く情勢から電化率は著しく伸びるであろうし、それを変動性の太陽光や風力に大きく依存することは出来ず、また火力発電は CCS が必要条件となるが、CO<sub>2</sub> を地中に埋蔵する立地点の確保は、その地域の理解獲得に、原子力における固体の高レベル廃棄物の処分を上回る困難さが伴うものと予想する。

従って 2100 年の原子力容量を想定するに、一次エネルギー総供給量を 1,300EJ/ 年、原子力比率を 10% ( 現状は 5% ) とすることは控え目であるが、それに設備利用率 80% 、熱効率 33% 、所内率 4% ( 所外送電 96% ) を考慮し、次のように原子力発電容量が計算される。

$$1,300 \times 10^{18} \text{ J/ 年} \times 10\% \times 0.33 \div 3,600 \text{ 秒 /h} \div 0.8 \div 0.96 \div 8,766 \text{ h} = 1,770 \text{ GW}$$

この容量は 2016 年末の 447 基 392GW の 4.5 倍であり、 1 基が 150 万 kW としても 1,180 基が必要ということになる。IPCC の GHG 排出を最も厳しく抑制するシナリオ、即ち 9 割を低炭素エネルギーとすべき時代に、原子力が 10% だけ、他は再生可能エネルギーと CCS 付き火力発電という構成はとても困難と予想され、この 1,000 基を越える原子力でも実際には全く足りないと考えられる。

## (2) 世界の天然ウラン需給の見通し

では、これらの原子力容量の見通しに対してウラン資源に問題が無いか、図 1-7 ( P17 参照 ) に示す通り、次の 3 ケースを調べる；

ケース (1) ; 2100 年まで現状のまま固定 ( IAEA の Low projection の単純延長 )

ケース (2) ; 2050 年の倍増から 2100 年まで固定 ( IAEA の High projection の後、  
予測の与えられていない今世紀後半を水平に延長 )

ケース (3) ; 2050 年の倍増から 2100 年の 4.5 倍まで単調増加 ( 今世紀前半は IAEA の  
High projection 、後半はパリ協定の目標 2100 年 GHG ゼロを意識 )

これら 3 ケースの原子力容量に必要な天然ウラン需要を表 1-1 ( P17 参照 ) の仮定の下に計算する；

図1-7 世界の原子力発電容量の想定

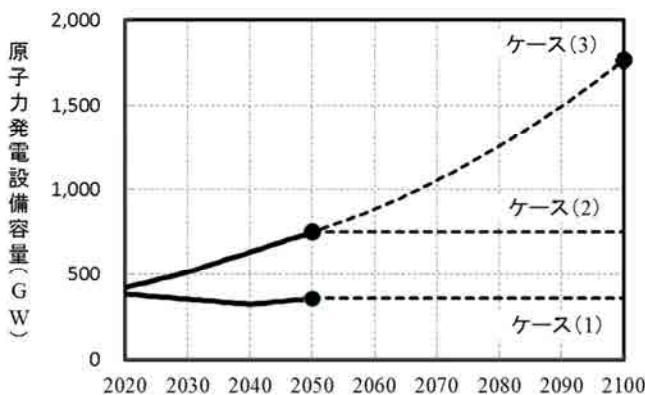


表 1-1 天然ウラン需要計算条件

初装荷燃料濃縮度： 2.5%

(平衡炉心模擬取出となるよう  
濃縮度をグルーピング)

新設炉の初装荷ウラン重量 : 103t/GW

取替燃料濃縮度 : 4%

取替燃料平均取出燃焼度 : 45GWd/t

天然ウラン : 0.711%

濃縮のテール濃度 : 0.3%

燃料加工ロス : 2.5%

燃料転換ロス : 0.5%

所内率 : 4%

熱効率 : 33%

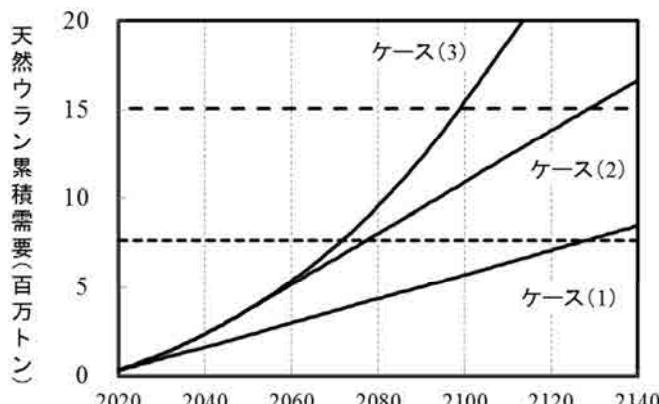
設備利用率 : 80%

発電電力量から必要な熱エネルギーを計算し、取出燃焼度から低濃縮ウラン燃料の重量を求め、濃縮における Feed/Product 比を乗じる計算に、適切なロスや効率を考慮すれば天然ウラン需要が簡単に計算できる。具体的な数値の選択に異なる意見があるかも知れないが、濃縮度と平均取出燃焼度を整合して同時に変えれば結果は殆ど変わらない。ロスや利用率の数値を常識的な範囲で変えても結論は同じである。世界の炉型は軽水炉が圧倒的であり（447基中 352 基）、初装荷炉心を臨界にするウラン重量は経験的なものでバラツキは小さく、今の計算目的にこれ以上の詳細化は意味が乏しい。

結果を図 1-8 に示すが、比較するウラン資源量は OECD/NEA と IAEA が毎年共同で発行する有名な Red book の 2016 年版に載る次の値である；

- ・確認埋蔵量として US\$100/lbU<sub>3</sub>O<sub>8</sub>まで含め 764 万 t
- ・未発見の予測資源量（期待資源）まで含め 1,506 万 t

図1-8 天然ウラン累積需要の見通し  
(軽水炉ワンススルー、世界合計)



この図の示唆するところは；

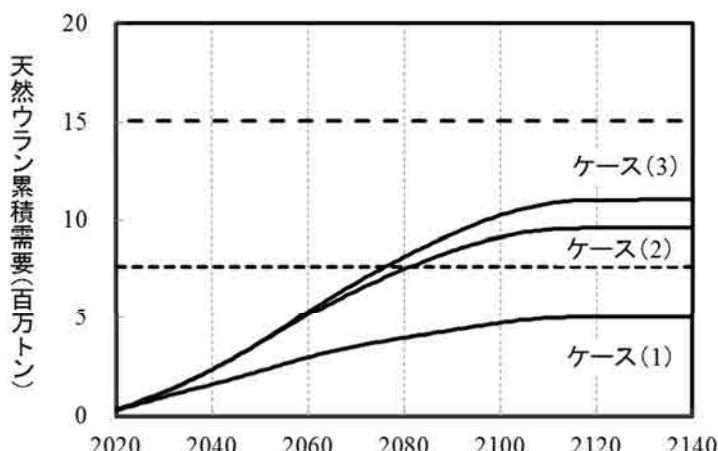
- ①確認埋蔵量 764 万 tとの比較において、今世紀半ばに原子力容量が倍増するケース(2)、及びケース(3)では 2080 年の前に使い切る。現状固定のケース(1)でも 2130 年の前に使い切る。
- ②全ウラン資源 1,506 万 tとの比較において、原子力容量を 2050 年以降は増やさないケース(2)でも 2130 年の前に使い切る。2100 年に 4.5 倍の原子力容量を目指すケース(3)では今世紀中に使い切る。

ということであり、実際にこのような事態に至ればウラン資源を巡る争奪戦は尋常でないこと必至である。需要が増えれば販売価格が上がり、地下資源採掘の採算性が向上し、収支均衡点が移動して可採埋蔵量が増えるのがこれまでの化石燃料における経験知であるが、そもそも未発見のウラン資源量の信頼性には疑問がある。

一方 UxC 社などの集計によれば今世紀に入って高騰したウラン精鉱、濃縮、転換などの上流側のスポット市場価格は近年著しい低迷が続いている。これは福島第一原発事故の全世界的な影響のみならず、その前のリーマンショックとその後のシェール革命による原油・天然ガス価格の低下がウラン価格にも及んでいるものである。しかし事故や経済危機は歓迎できないし、逆に儲かるとの見通しがあれば核燃料事業とは無関係なトレーダーも参入して来るので、2007 年頃まで続いたウラン価格のうなぎ登りの単調増加を再び生じさせないためには、火力燃料におけるシェール革命と同様に原子力分野でも適切なタイミングで適切な技術開発が必要であり、それが高速炉とその核燃料サイクルによる燃料の増殖・自給の体制である。

図 1-9 は 2060 年以降全ての新規建設を高速炉に限定し、残存する軽水炉は 60 年運転に絞った場合の天然ウラン需要を示している。2100 年に 4.5 倍の原子力容量を目指すケース(3)

図1-9 天然ウラン累積需要の見通し  
(2060年高速炉導入、世界合計)



でも全ウラン資源 1,506 万トンに達することは無く、残存する軽水炉を助けることが期待できる。

### (3) 日本の軽水炉使用済燃料再処理の見通し

エネルギー基本計画が目標とする 2030 年の原子力比率の下限値 20%から発生する使用済燃料は「長期エネルギー需給見通し」の計算条件に従い、年間発電量 1,065TWh ( テラワットアワー ) 、燃料燃焼度 : 45GWd/t 、熱効率 34.7% とすると、

$$( 1,065 \text{ TWh} / \text{年} \times 20\% ) \div ( 45 \text{ GWd/t} \times 24 \text{ h/d} \times 34.7\% ) = 570 \text{ t/年}$$

となり六ヶ所再処理工場の能力 800t/ 年よりも少ない。しかし、六ヶ所再処理工場にとって必要な再処理量は次のような条件を考慮して計算される。

- ①国内の各原子力発電所と六ヶ所工場には未処理の使用済燃料が合計約 18,200t 保管されている。
- ②現在の六ヶ所再処理工場ではプルサーマルの使用済み MOX 燃料は処理しない。  
使用済み MOX 燃料は将来の高速炉燃料の原料として、しばらくの間貯蔵保管しておくのが妥当である。
- ③使用済ウラン燃料中に残存する核分裂性 Pu の割合を 0.6% とすると、処理量 800t/ 年再処理工場から発生する核分裂性 Pu は 4.8t/ 年、これを 5% 富化度の軽水炉用 MOX 燃料に成型加工するすれば、六ヶ所に新設する MOX 燃料工場から 96t/ 年の MOX 燃料が生産されて国内のプルサーマル対象炉に出荷される。
- ④また英仏にある日本の Pu から MOX 燃料を作り、海上輸送して日本の軽水炉に装荷する将来の安定状態の量は核分裂性 Pu で 1 ~ 2t/ 年であろうから、Pu を 5% 含む MOX 燃料集合体で 20 ~ 40t/ 年となる。

上記の事項を数式化すると、六ヶ所再処理工場の稼働期間 40 年間に処理する必要のある使用済み燃料の量は次式で計算される。

$$18,200 + ( 570 - 96 - 40 ) \times 40 \text{ 年} = 35,560 \text{ t} > 32,000 \text{ t} (= 800 \times 40 \text{ 年})$$

上の式で 570t から 96t を差し引いたのは上記の③を、 40t を引いたのは上記の④を考慮したものである。

得られた結果は、最大処理能力で 40 年間の稼働で処理できる量 800t/ 年 × 40 年 = 32,000t を上回る。即ちプルサーマルの使用済み MOX 燃料を除外しても、これまで貯蔵していた使用済みウラン燃料と今後発生する使用済みウラン燃料を、六ヶ所工場をフル操業したとしても再

処理し切れず、収支均衡状態(570t/年)に下げる余裕は無い。

次に原子力比率20%が、国内外で製造されるMOX燃料を装荷する余裕を持っているかチェックする。1基はフルMOX炉(取替率23t/年)、その他普通のプルサーマル対象炉は1/3ないし1/4プルサーマルであるから平均1/3.5として；

$$(96+40-23) \times 3.5 = 396 < 547 (=570-23)t$$

となり、十分なMOX装荷枠を持っていることが分かる。長期的には、プルサーマル対象炉は炉寿命到達に応じ対象炉の調整(選手交代)をすればよい。

図1-10は、原子力発電所を原子力比率20%で、また六ヶ所再処理工場を800トン/年で定常稼動する場合の国内核燃料物質フロー、必要天然ウラン量などを示したものである。なお回収ウランの濃縮度を天然ウラン相当(0.711%)として、再濃縮し軽水炉へ供給する流れを考慮に入れている。

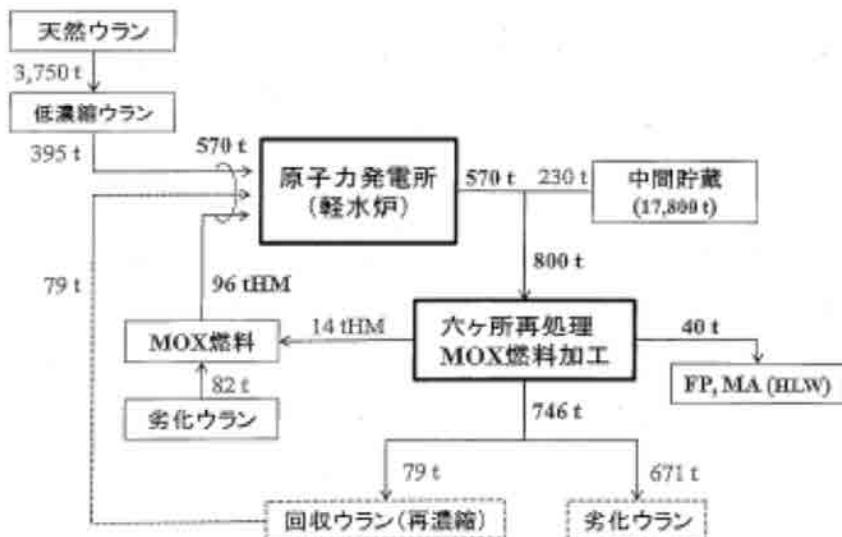


図1-10 国内核燃料サイクルの核燃料物質フロー

#### (4) 日本の高速炉の本格導入時期

2030年に原子力比率を最低限20%とする原子力設備容量は、前述の「長期エネルギー需給見通し」と同一の条件で計算して；

$$(1,065\text{ TWh} \times 20\%) \div (8,766 \text{ h/年} \times 70\%) = 35 \text{ GW} \text{ である。}$$

図 1-11 を見ると、高速炉の導入が 2060 年まで遅れてしまう場合、前節で示した通り今世紀後半には全世界で高速炉が必要にもかかわらず、日本では 2100 年頃まで高速炉が少数派ということになり、それではウラン調達上大変に不利である。即ち 2050 年代のできるだけ早くに、

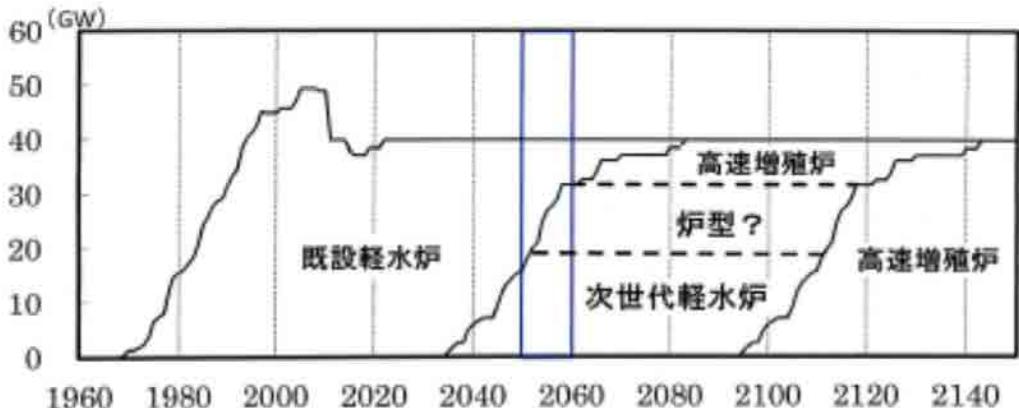


図 1-11 炉型のシェアの見通し

既設炉をリプレースする新設炉としては軽水炉を避け、全て高速炉とする必要がある。高速炉の研究開発を担当する研究開発機関と炉メーカの役割は重大である。

既設炉を 40 年の 2 倍、80 年間運転するという選択肢もあるが、その場合はもはや軽水炉の新規建設、次世代軽水炉の開発は止め、2060 年本格運転開始を目指して高速炉実用化に集中投資すべきということになる。

## (5) 日本の高速炉導入に向けた核燃料サイクル

軽水炉の設備容量の急速な低下を補償すべく 2050 年代のできる限り早くに高速炉を運転開始するためには、その高速炉が自ら増殖する Pu を回収し再び新燃料として炉心装荷できるまでの間、初装荷燃料および初期段階の取替燃料の製造に大量の Pu 供給が必要である。

六ヶ所工場は 2060 年過ぎまで 40 年間操業することになるので、操業末期にはプルサーマル供給用ウラン燃料再処理を止め、軽水炉から発生する使用済 MOX 燃料を集中的に再処理することが必要となる。使用済 MOX 燃料は使用済ウラン燃料より多くの Pu を内蔵し、高速炉への効率的な Pu 供給源となるからである（ここでは長期的な見通しを論ずるので現行許認可や既存契約の条件を考慮していない）。

六ヶ所工場が軽水炉の使用済 MOX 燃料の再処理を終了した後は、中間貯蔵された使用済ウラン燃料並びに運転継続している軽水炉の使用済ウラン燃料を再処理して Pu を高速炉に供給することが、高速炉の使用済 Pu 燃料の再処理と共に、六ヶ所工場に続く民間第二再処理工場の重要な任務となる。なお、高速炉用の Pu 燃料を製造するための母材となる劣化ウランは、六ヶ所濃縮工場の副産物として十分な量が蓄積されつつある。 （田中治邦）

## ＜コラム＞ 電力会社の再生可能エネルギーにかかる取り組み ゼロ・エミッション電源として期待の高まる 再生可能エネルギー導入の取組みと課題

地球温暖化問題への対応から、温室効果ガスの削減が世界的な重要課題となっており、我が国においても、原子力に並ぶゼロ・エミッション電源の一つである再生可能エネルギーの導入促進に向けて、固定価格買取制度が導入されるとともに、2030年の電源構成に占める再生可能エネルギーの比率を22～24%とする目標が示された。そこで、本稿では、再生可能エネルギーについて、その特徴や開発に向けた取組み、そして主力電源化を目指すための、さらなる導入拡大に向けた課題について、関西電力の取り組みを例として紹介したい。

### ＜再生可能エネルギーの特徴＞

まず、再生可能エネルギーの特徴としては、国産エネルギーであり、温室効果ガスを排出しないことから、エネルギー安全保障および環境負荷の低減の観点から優れている一方で、高いコストや気象条件による出力変動、設置面積や場所等の立地制約等の様々な課題が存在している。電源別にその詳細を見ると、太陽光発電は、需要家に近いところで中小規模の発電が可能で、系統負荷も抑えられ、非常用電源としての利用が可能な一方、発電コストが高く、出力不安定性などの安定供給上の課題がある。水力発電は、安定供給性に優れ、未開発地点が多い中小水力開発の可能性が多くある一方、立地制約や水利権取得等の課題がある。風力発電は、大規模開発ができれば比較的発電コストを抑えることができる一方、立地制約や手続き整備等の課題がある。バイオマス発電は、安定的な発電が可能で、地域活性化にも資することができる一方、燃料費が発電コストに占める割合が高く、コスト低減の余地が限られる等の課題がある。地熱発電は、発電コストが低く、安定供給性にも優れる一方、開発に時間とコストがかかり、円滑な導入に向けた地域合意等の課題がある。

### ＜再生可能エネルギー開発の取組み＞

こうした特徴を踏まえ、関西電力グループは再生可能エネルギーの開発を進めるとともに、導入に伴う電力系統への影響検証を実施するなど、その普及・拡大に努めてきた。2015年には、「再生可能エネルギー事業戦略室」を新たに設置し、グループ全体として2030年までに50万



図1 堺太陽光発電所

kW 程度の開発を目標に取組みを進めており、現在、11万 kW が運転中で、取り組み中の案件等を含めると 33 万 kW が進捗中である。

電源別に見ると、太陽光発電は、電力会社初のメガソーラーとなった堺太陽光発電所をはじめ、9ヶ所が運転中であり、2018年9月までに2ヶ所が新たに運転を開始し、設備容量は合計で約8万 kW となる予定である。風力発電は、兵庫県淡路市と愛知県田原市で、合計約2万 kW が運転中であり、秋田県と大分県においても開発計画を進めているところである。バイオマス発電は、舞鶴発電所における木質ペレットの混焼に加え、兵庫県朝来市で地元木材の専焼発電所を運転中である。また、福岡県の苅田町において、2021年10月の運転開始を目指し、発電所建設の取組みを進めるなど、計画中のものも含め、約20万 kW の計画が進行中である。水力発電は、河川維持流量と落差を有効活用した発電所の開発や、既存発電所の設備更新による出力増加に取り組んでおり、2012年11月以降、計画中のものも含めて約3万 kW の開発を進めている。

#### ＜さらなる導入拡大に向けた課題＞

国による政策的な後押しの下、再生可能エネルギーの導入量は大幅に増加しているものの、我が国の主力電源として持続可能なものとなるよう、さらなる導入拡大に向けた課題は主に4つ残されている。

1点目は、発電コストが高く、国民負担が短期間に大きく膨らんでいることである。今後、入札制度の活用等により、コストを国際水準にまで引き下げるとともに、さらにFITから自立した電源になることが求められている。2点目は、電源を接続する電力系統の制約の問題がある。既存系統の空き容量を最大限有効活用するための日本版コネクト&マネージの確立が急務となっている。3点目は、電力の安定供給のため、太陽光や風力等の出力変動に対応できる調整力の確保が必要であることである。そのため、容量市場や需給調整市場の整備が進められているところである。最後に、4点目として、洋上風力をはじめとする長期安定電源を支える事業環境の整備が未成熟であることが挙げられる。そのため、洋上風力のための海域利用のルールの整備が進められている。

国において、こうした課題の解決に向けた議論が進められているところであるが、当社としても、国の政策・制度動向等を踏まえながら、関西に限らず全国での開発や他社とのアライアンス等も積極的に行うことで、再生可能エネルギーのさらなる開発に取り組んでまいりたい。

関西電力株式会社 再生可能エネルギー事業戦略室  
室長 横山 実果

## 第2章 核燃料サイクル、その歴史と意義

### 2.1 核燃料サイクルとは

核燃料サイクルとは、ウラン鉱石の採掘に始まり、核燃料の製造や原子炉での燃焼を経て、使用済燃料の最終的な後始末までの過程全体の総称であり、核燃料の「搖りかごから墓場まで」ということもできる。核燃料サイクルのうち、前半部分、すなわちウラン原料調達から核燃料（燃料集合体）に仕上げるまでの過程を「フロントエンド」と呼び、後半の使用済燃料を原子炉から取り出した後の過程を「バックエンド」と呼ぶ。

核燃料サイクルは、原子力発電を長期的・効果的・安定的に推進するための包括的なインフラとその運用であるといふこともでき、そのあり方は、対象となる原子炉の型式によって異なってくる。そこで、例えば軽水炉に関する核燃料サイクルは「軽水炉サイクル」と呼び、高速増殖炉（高速炉）に関するそれは「高速増殖炉サイクル」（または「高速炉サイクル」と呼ぶ）。今日核燃料サイクルと言えば、ほとんどの場合軽水炉サイクルを意味する。今日の軽水炉サイクルにおいては、世界的に燃料の供給体制がほぼ固定化されているため、フロントエンドについてそのあり方が議論されることはあまり多くない。一方、バックエンドに関しては、いわゆる「直接処分方式」と「再処理・リサイクル方式」（単に「再処理方式」という場合もある）という二つの異なる選択肢があり、その選択の是非または優劣がしばしば議論の俎上に上る。そのため、今日では軽水炉サイクルのバックエンド部分のみを指して「核燃料サイクル」と呼ぶ場合が多い。

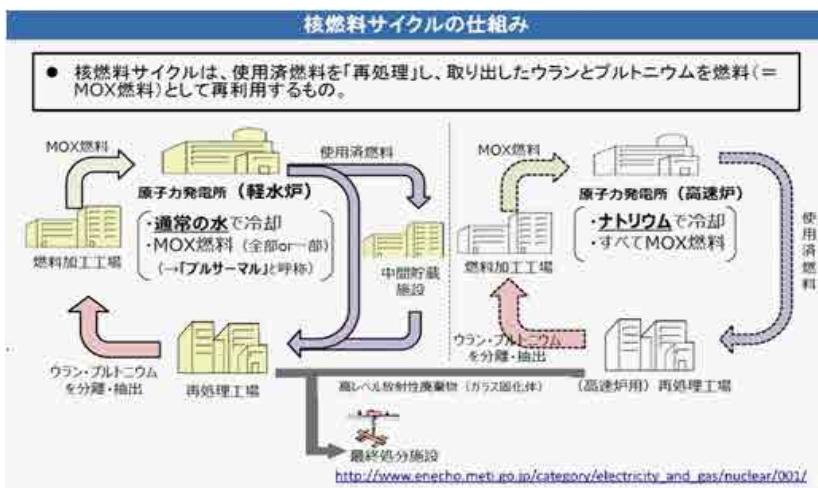


図 2-1 核燃料サイクルの仕組み

ウラン資源を輸入に頼らざるをえない我が国では、原子力利用開発開始の当初からウランの利用効率を高める「再処理・リサイクル方式」を選択し、使用済燃料を再処理することにより生成プルトニウムと残存ウランを回収して再利用することを目指してきた。図 2-1 に示すように、

プルトニウムの再利用は、当面は軽水炉において行うこととし、将来的には高速炉で行うとしている。この図は資源エネルギー庁のホームページに掲載されている図であるが、ここでもバックエンド部分のみに対して「核燃料サイクル」という言葉を使用している。

### (1) ウラン利用効率1%未満…資源利用から見た軽水炉

今日、商業用原子力発電の主流は低濃縮ウランを燃料とし、軽水を減速材兼冷却材として使う軽水炉であり、世界の原子力発電容量の約9割を占める(日本では100%)。軽水炉は、もともとは米国で原子力潜水艦の動力源として開発されたものであり、艦船搭載用として小型で高出力であることに加え、高い安全性(密閉空間である潜水艦であるがゆえに特に重要)が追求された。こうした特性はその後軽水炉が民生用発電技術に転用された段階では優れた経済性を生むことなり、そのことが軽水炉を世界的に普及させる大きな要因になったのである。その一方で、軽水炉は、基本的にはウランU-235の核分裂のみを利用するシステムであり、使用済燃料を直接処分した場合には、ウラン資源全体から見た利用効率はわずか0.6%にしかならない。また、再処理で回収されるプルトニウムをMOX燃料(ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料)としてリサイクル利用する場合でも、プルトニウム高次化(高次の同位元素生成による品位低下)の問題から、繰り返し利用、すなわち多重リサイクルが困難なため、ウラン節約効果は最大でも2割程度にとどまり、ウラン資源全体の利用効率も1%未満にとどまる。軽水炉は、ウランのおいしい部分をほんの少しだけつまみ食いして捨ててしまう、大変な「ウラン食い散らかし炉」であり、再処理・リサイクル方式をとった場合でも、その基本的性格を根本的に改善することはできない。

### (2) ウラン利用の理想体系は高速増殖炉サイクル

第2次世界大戦中の1944年春、米国のマンハッタン計画をけん引した頭脳集団ともいべきシカゴ大学冶金学研究所の研究者たちは、戦後に進めるべき平和利用の新型原子炉開発に関する検討を約3ヶ月間にわたって行った。この検討をリードしたのはエンリコ・フェルミであった。彼らの検討課題の一つは、当時希少資源とみなされていたウランから、最大限有効に核分裂エネルギーを取り出す方法であり、そのためには、非核分裂性のウランU-238をプルトニウムに変換しながら燃やすことが必須の要件と考えられた。それを最も効率よく実現する原子炉として、1944年4月26日の会合でフェルミが提示したのが高速増殖炉の概念である<sup>1)</sup>。

米国では、戦後直ちに高速増殖炉の研究開発が開始され、アイダホの砂漠の中に小さな発電機を備えた実験用の高速増殖炉EBR-Iが建設され、1951年12月にはじめて4個の電灯を

<sup>1)</sup> E. Fermi, "No.211, Discussion on Breeding", Enrico Fermi Collected Papers ( Note E Memorie ) Vol. II United States 1939 - 1954, The University of Chicago Press ( 1965 )

灯すことに成功した。人類最初の原子力発電は高速増殖炉で行われたのである。高速増殖炉は端的に言えば「ウラン資源をプルトニウムに変換しつつ燃やし尽くす炉」で、ウラン資源の利用効率は工程ロスなどを考慮しても軽水炉の60倍以上と飛躍的に向上する。実際にウランU-238をプルトニウムに変換しながら燃やすためには、再処理やMOX燃料製造などの工程が必要であり、これらも含めた全体体系を「高速増殖炉サイクル」と呼ぶ。

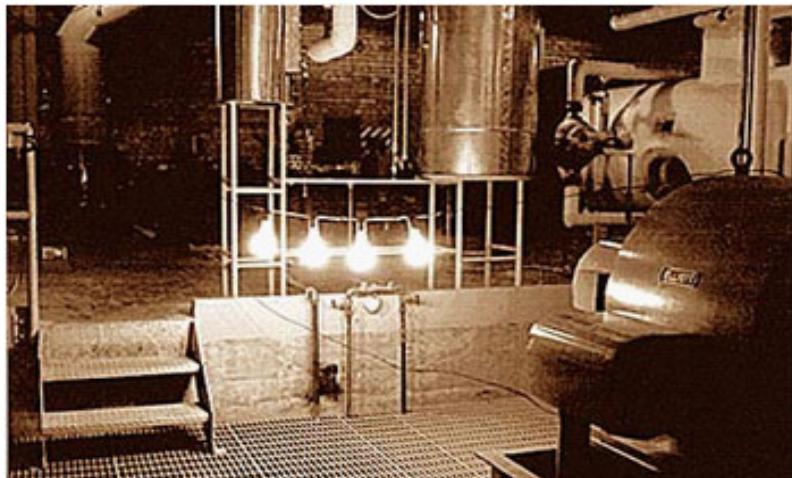


図 2-2 EBR-I における世界最初の原子力発電（1951年12月20日）

英国、フランス、ソ連も早くから高速増殖炉開発に着手し、1970年代にはいずれも原型炉を稼働させている。米国でも原型炉の建設が進んでいたが、1977年のカーター政権による政策変更で建設が中断された。こうした中、我が国でも1960年代から高速増殖炉の設計研究が始まり、1977年4月に実験炉「常陽」が初臨界を達成した。その後原型炉「もんじゅ」を建設し、発電も開始したが、全出力を達成する前に2次系のナトリウム漏れを起こし（1995年12月）、情報開示の不手際から社会問題化し、長期の停止を余儀なくされた。

### （3）軽水炉導入期における再処理・リサイクルの意義とその後の変遷

前述のように、軽水炉は、元来再処理・リサイクル路線とはそれほど相性の良いシステムとは言い難く、資源有効利用の観点からのメリットもあり大きくはない。それでもかかわらず軽水炉においても再処理・リサイクル路線が追求されてきたのには3つの理由があった。

その第一は、戦後原子力平和利用が開始された当初は、ウランは希少資源とみなされていたことから、いずれの形式の原子炉においても原子炉運転の副産物として生まれるプルトニウムの再利用は、ウランからエネルギーを有効に取り出すうえでの当然の手段と考えられていた。このため、1970年代中頃までは、米国や欧州の原子力利用先進国はいずれも意欲的な商業用再処理計画を持っていました。こうした風向きを一変させたのは、1974年5月のインドの核実験

であり、プルトニウム民生利用の核拡散リスクに強い危機感を抱いた米国は、1977年に商業用再処理や高速増殖炉計画の放棄を決定した（カーター政権による核拡散防止を最重要視した原子力政策の転換）。使用済燃料の直接処分という概念はインドの核実験を契機に浮上した概念であり、カーター政権の決断によって米国の国策として定着したのである。

その第二は、軽水炉が世界的に普及し始めた1960年代後半から1970年代中頃までは、西側の低濃縮ウラン供給源は、もともと軍事用であった米国のガス拡散濃縮工場でのみで供給能力のひっ迫が予見されており、その緩和策としてプルトニウム利用が推奨されていたためである。実際カーターによる政策変更の直前までは、米国は日本に対するウラン濃縮役務契約の条件として「プルトニウム利用を促進する」という誓約書をとっていた。また、米国自身、1960年代後半から軽水炉での大規模なMOX燃焼実証試験を開始しており、1976年にはGESMOと呼ばれた包括的な環境影響評価報告書をとりまとめ、MOX燃料の本格利用体制を整えつつあった<sup>2)</sup>。

その第三は、1970年代の原子力利用先進国では、いずれもウラン資源利用の究極的な姿は高速増殖炉であるとの認識が共有されており、その開発に邁進していたことが挙げられる。軽水炉使用済燃料再処理には、やがて来る高速増殖炉時代に必要なプルトニウム供給手段としての期待も込められていたのである。

以上のような軽水炉導入期に存在していた再処理推進を正当化する環境条件は、その後の原子力を取り巻く情勢変化の影響を受け、大きく変質していった。1970年代にウラン資源開発が進み生産量が急増した一方で、1979年3月のTMI事故の影響で特に米国における原子力発電の伸びが停滞した結果、ウランの需給関係が大きく緩み、ウラン価格が大幅に下落した。1986年4月に起きたチェルノブイリ事故はウラン価格をさらに下落させ、その後15年以上にわたる価格低迷時代を生んだ。こうした状況は、「ウラン資源節約」（あるいはウラン利用効率向上）という再処理推進理由の説得性を著しく低下させた。

また、1970年代末期に遠心分離技術によるウレンコの濃縮事業が開始された。さらにフランス、ベルギー、イタリア、スペイン、イランの五ヶ国合同出資でフランスが建設したユーロディフのガス拡散濃縮工場も運転を開始したことで、濃縮役務能力不足が解消され、その点からのMOX燃料利用のインセンティブも消失してしまった。

## 2.2 我が国の核燃料サイクル政策

### (1) 我が国の核燃料サイクル政策とその歴史的経緯

冒頭で、我が国では、原子力利用開発開始の当初からウランの利用効率を高める「再処

---

<sup>2)</sup> NUREG-0002, Final Generic Environment Statement on the Use of Recycle Plutonium in Mixed Oxide Fuel in Light Water Cooled Reactors, August 1976

理・リサイクル方式」を選択してきたと述べたが、それは単に当時の世界的潮流に従ったにすぎず、直接処分方式との間での二者択一的選択を意識的に行ったわけではない（そもそも、1970年以前には直接処分という概念がなかった）。とはいえ、ウランも輸入に頼るわが国では、再処理・リサイクル方式確立は原子力利用開発の長期目標の主軸をなし、我が国最初の原子力発電所である日本原子力発電株式会社（日本原電）東海発電所（原子炉は英国からの導入の黒鉛減速炉）の建設開始（1960年1月）の3年後には、当時の原子燃料公社で東海再処理工場の設計が開始された。

また、1964年9月に開かれた第3回ジュネーブ会議で明らかにされた欧米における高速増殖炉などの意欲的な開発状況に触発され、我が国でも高速増殖炉や新型転換炉の設計研究が加速され、1967年10月の動力炉・核燃料開発事業団（動燃）の設立とともに、それらはナショナルプロジェクトに格上げされ、高速実験炉「常陽」や、新型転換原型炉「ふげん」の建設へと発展していった。当時の海外の核燃料事情の評価などから、核燃料サイクルの自立的体制確立の重要性が指摘され、1968年6月に原子力委員会が策定した「核燃料政策の基本方針」で、海外ウラン資源開発、濃縮技術開発、プルトニウムの軽水炉での利用（今日のいわゆるプルサーマル利用）技術開発などの具体的方針が示された。また、第二再処理工場を民間主体で建設・運営するための責任体制や環境整備の検討を進めるとの方針も示された。

1973年暮に始まった石油危機は原油価格を急騰させ、世界経済を大混乱に陥れた。我が国では、エネルギー安全保障の強化が強く求められ、1975年12月に策定された「総合エネルギー政策の基本方向」で、脱石油依存の重要な柱の一つとして原子力発電を積極的に拡大することが国策として決定された。その際に原子力発電を安定的に進めるためには、自立した核燃料サイクルの確立が重要との認識が再確認され、核燃料サイクルの各分野の事業化の在り方や官民の役割分担を明確化にするため、原子力委員会は「核燃料サイクル問題懇談会」を設けた。同懇談会は1976年8月に中間報告を取りまとめた。その主要な結論は以下の3点に整理できる<sup>3)</sup>。

- ①天然ウラン確保は開発輸入に力点を置く。20年後の年間所要量の1/3程度を海外開発で確保。電力はこれら開発の製品引取りで開発を支える。
- ②ウラン濃縮では新規需要の1/3を国内でまかなう。52年度から国（動燃）がパイロットプラントを建設。民間はその後の事業体制確立を図る。
- ③第二再処理工場の建設・運転は電力を中心とする民間事業とし、事業準備の機関を発足させる。

こうして我が国が、国の積極的な支援の下で民間事業として濃縮事業や再処理事業を進める意志固めをし、それを具体的に進めるための体制づくりの準備が始まった矢先の1977年1月、

<sup>3)</sup> 原子力は、いま 日本の平和利用 30 年、日本原子力産業会議、1986年11月発行

米国では民主党のカーター政権が発足し、プルトニウムの民生利用を全面的に否定する劇的な原子力政策変更を発表した。当時我が国では東海再処理工場がウラン試験を終え、実際の使用済燃料を使うホット試験開始直前であったが、当該燃料の供給国である米国は日米原子力協定に規定されていた事前同意条項に基づいて試験開始に待ったをかけてきた。こうして始まった日米再処理交渉では、日本側の举国一致体制での取り組みにより、何とか日本側の主張を通し、当面回収されるプルトニウムは溶液のまま貯槽に溜めて外に持ち出さないことを条件に、2年間で99トンの処理を行うことについて米国の同意を得ることに成功した。その同意を受け、東海再処理工場は1977年9月からホット試験を開始した<sup>4)</sup>。

一方、カーター政権は同年10月からIAEAに国際核燃料サイクル評価(INFCE)という大規模な検討会議を設け、世界的な再処理自粛を目指したが、日欧が再処理支持で結束したため、2年間にわたる検討は、厳格な保障措置の適用でプルトニウム民生利用と核不拡散は両立しうるという内容の結論に落ち着いた<sup>5)</sup>。INFCEは、核燃料サイクルの世界ではいわば天下分け目に戦いの場であり、その大事な時期に我が国が東海再処理工場のホット運転を開始でき、濃縮パイロットプラントの運転開始も間に合わせることができたことは、日本が非核兵器国として唯一再処理や濃縮を含む核燃料サイクルを全面的に進める国として国際的に認知される決定的要因となった。この間我が国は、核拡散防止条約を批准するとともに(1976年6月)、原子炉等規制法を改正して民間による再処理事業に道を開き(1979年5月)、現在の日本原燃株式会社の母体となる組織作りに拍車をかけた。

以上のように、我が国では、石油危機と日米再処理交渉・INFCEという2度の大きな洗礼を受けることで、自立的で閉じた核燃料サイクルを国策民営で進める意志固めができ、1980年代にその体制づくりが進み始めた。1985年4月には青森県と六ヶ所村がいわゆる三点セット(再処理、濃縮、低レベル放射性廃棄物埋設)の立地受入を決定したこと、巨大な核燃料サイクルセンターの建設用地が確保できた。また6年間にわたる交渉の結果1988年7月に日米原子力協定が改定され、包括同意方式が導入されたことで、核燃料サイクル事業がより円滑に進められる環境が整えられた。こうして六ヶ所村では、1992年に日本原燃のウラン濃縮工場と低レベル放射性廃棄物埋設センターが操業を開始し、1993年4月には六ヶ所再処理工場の建設が開始された。

## (2) 揺らぐ我が国の核燃料サイクルに対する姿勢

2011年3月の福島第一原子力発電所事故の深刻な影響は、国民に大きな衝撃を与え、世論は脱原発に大きく傾いた。こうした風潮は、再処理・リサイクル方式を前提とした核燃料サ

4) 日米再処理交渉 <http://www.aec.go.jp/jicst/NC/about/hakusho/wp1980/sb2040202.htm>

5) INFCE の成果 <http://www.aec.go.jp/jicst/NC/about/hakusho/wp1980/sb10301.htm>

イクルに対しても厳しい逆風を生んでいる。現行核燃料サイクルに対する逆風は、一般的な脱原発ムードに加え、

- ①ガラス固化工程のトラブルやその後に加わった新規制基準対応などによる六ヶ所再処理工場竣工時期の大幅かつ度重なる遅れ
  - ②2016年10月のもんじゅ廃炉決定が生んだ、閉じた核燃料サイクル完遂に向けての政府の本気度への疑惑や、核燃料サイクル政策が破綻したとの風説
  - ③日米原子力協定の延長問題に絡み、六ヶ所再処理工場の運転開始阻止を目指す脱原発論者とそれに同調する米国反再処理論者たちによる日本のプルトニウム保有や再処理事業に対する様々なネガティブキャンペーン
- などによって一層厳しいものになっている。

特に③のキャンペーンでは、我が国が保有する47トンのプルトニウムは原爆6,000発に相当するとの主張を繰り返し発信し、多くの日本のマスメディアもそれに同調したため、プルトニウム保有量の削減（すなわち再処理の抑制）が喫緊の課題であるかのような国内世論が形成されている。さらに脱原発論者と米国反再処理論者たちは、上述主張を米国政府関係者に吹き込むロビー活動を積極的に展開した。2018年6月初旬には、米政府が、日本が保有するプルトニウムの削減を求めてきたことが報じられているが（6月10日 日本経済新聞ほか）、彼らのロビー活動が少なからぬ影響を及ぼしたとみられる。こうした中で政府は、日米原子力協定自動延長を目前に控えた7月3日に閣議決定した第5次エネルギー基本計画に「プルトニウム保有量の削減に取り組む」ことを書き加えた。また、原子力委員会も7月31日に「我が国におけるプルトニウム利用の基本的考え方」（基本的考え方）を改訂し、プルトニウム保有量減少や「プルサーマル実施に必要な量だけ再処理」することを明記した<sup>6)</sup>。

六ヶ所再処理工場は新規制基準対応で遅れを生じていたが、2018年9月に適合性審査をほぼ終了し、10月に補正申請することで、2021年度竣工に向け前進を始めた。しかし原子力委員会の新たな「基本的考え方」の適用は、今後六ヶ所再処理工場が運転開始をしても、年間処理量に関してきわめて硬直的で抑制的な操業を強いることになる。その結果、プルサーマルが進まない発電所では、使用済燃料排出が滞り、運転停止を余儀なくされる事態も予見される。「基本的考え方」はその対策として、使用済燃料貯蔵能力の拡大を要請しているが、再処理を約束しない中間貯蔵施設の新規立地は現実にはほとんど不可能と言ってよいだろう。

そもそも我が国が保有するプルトニウムはいわゆる原子炉級プルトニウム（ほとんどが軽水炉由来）であり、発熱が大きいなどの問題から、ミサイルへの搭載が可能な実用的な核兵器製造には全く適さず、その現実的な利用価値は核燃料（エネルギー資源）としての利用にしかない（注）。その意味で、我が国が国内外に保有する47トンのプルトニウムを原爆6000発分とする

---

<sup>6)</sup> 我が国におけるプルトニウム利用の基本的考え方（原子力委員会決定）、平成30年7月31日

のは、きわめてミスリーディングな表現と言わざるを得ない。実用的な核兵器への転用価値が無い一方で、エネルギー資源としての価値がきわめて高いプルトニウム（47トンのプルトニウムは、エネルギー的には30万トン石油タンカー170隻分の原油に相当）を、資源小国日本が今後のプルサーマル利用や将来の高速炉増殖燃料用（47トンのプルトニウムで、100万kWの高速増殖炉を3基立ち上げることができる）として備蓄しておくことは決して非難されるべきことではない。

（注）燃焼度5万MWd/tの軽水炉使用済燃料から回収されるプルトニウム8kgの発熱は約150Wになる。爆縮型の原爆では、プルトニウム球を高性能火薬で包むが、150Wもの発熱体を埋め込めば、火薬は高温で不安定化してしまう。こうした材料をまともな国家が国防用兵器に使うはずがないし、現実に原子炉級プルトニウムを用いた核実験例は一件もない。実際の核兵器におけるプルトニウムの発熱は8W以下と言われている。

我が国の原子力活動における核不拡散義務履行については、長年IAEAから高い評価を得てきており、本年6月に公表された「2017年版保障措置声明」でも明らかのように、我が国では核物質不正転用の兆候がまったくないことがIAEAによってしっかりと確認されている<sup>7)</sup>。また我が国では、①原子力基本法で「平和利用に限る」ことを明記している、②政府として、歴史的に「非核三原則」を内外に表明している、③核拡散防止条約に非核兵器国として加盟しており、すべての原子力活動はIAEAの厳しい監視下（査察など）におかれている（不正な核開発に手を染めれば直ちに安保理での制裁が下る）、④米国などの二国間協定でも厳しく縛られている、⑤日本の原子力活動は100%ガラス張りで、立地地元との関係も含め、国民や地域住民に公表された計画以外の原子力活動を無断で行えない構図が出来上がっている、などで、隠匿した活動で、突然核兵器開発に暴走するということはあり得ない。日本国民は、北朝鮮とは違い完全にグローバル経済の中で生きており、エネルギー資源は9割以上、食料については約6割を輸入に頼っていることから、国際的孤立には全く耐えられないのは明白である。

こうした点を冷静に考えれば、今回のプルトニウム保有量削減方針は、明らかに無用の過剰対策であり、一方で健全な原子力事業推進の大きな足かせとなるので、国益の損失に他ならない。わが国が保有するプルトニウムに関する上述のような実態を、日米間の交渉担当者がきちんと主張しえなかつたことは、国民に対する大きな失策と言えよう。

確かに、福島第一発電所事故後のトラウマで、原子力発電所の再稼働が遅れ、それに伴い従来より計画してきたプルサーマル計画も大きく遅れこんでいるので、プルトニウム消費の見通しが不鮮明になっているのは事実である。しかし、我が国はパリ協定への対応上、2030年に

<sup>7)</sup> 国際原子力機関（IAEA）による「2017年版保障措置声明」の公表について、原子力規制庁、平成30年6月20日 <http://www.nsr.go.jp/data/000235633.pdf>

おける原子力発電比率 20～22% の目標達成を反故にすることは許されない。国は不退転の覚悟でその実現に向けて邁進しなければならない。そのためには国が前面に出て国民の事故トラウマ解消を促し、原発再稼働とプルサーマル利用拡大（注）の後押しを強力に進める必要がある。

2.6 節で後述するように 軽水炉サイクルは、その後ろに高速炉サイクルがつながることによって完結する。2016 年秋の政府によるもんじゅ廃炉決定は、日本が本気で核燃料サイクルを完結する意志を放棄したかのような印象を内外に広めた。そのことが国際的に「日本は大量にたまたま plutonium をきちんと後始末できるのか？」という疑念を生む根本原因となっている。原子力への逆風が依然として強い中、政府の腰が引けるのはわからないでもないが、我が国の plutonium に関する国際的な懸念を根本的に解消するためには、適切なタイミングで高速炉を含む核燃料サイクルの長期ビジョンを再構築し、閉じた核燃料サイクル推進に向けたしっかりした意志表明を行うことが求められる。

（注）今回設定された plutonium 保有量削減方針のもとでは、プルサーマルが進まなければ、再処理ができず、使用済燃料排出ができない発電所は運転停止に追い込まれる可能性が大きい。 plutonium 保有量削減方針は、原子力発電比率 20～22% の目標達成に対する妨害要因となりうる。

## 2.3 再処理方式と直接処分方式のバックエンド的視点での特性比較

再処理方式と直接処分方式の比較は、伝統的には主に資源有効利用、すなわちフロントエンド的視点と、経済性の視点で議論されてきた。しかし、今日では永続性のある人類社会実現を目指し「循環型社会」を形成するための努力はすべての産業・経済活動において追求されるべき重要な世界的規範となっており、環境への負荷低減はそのための重要な考慮要件となっている。そこでここでは、廃棄物処分における環境負荷低減要求への適合性の観点、すなわちバックエンド的視点で核燃料サイクルの二つのオプションの特性比較を試みる。

### （1）高レベル放射性廃棄物の発熱と処分場の必要面積

高レベル放射性廃棄物（高レベル廃棄物）の処分については4章でも詳述するが、廃棄物を数十年地上保管して崩壊熱が一定レベル以下になるまで待った後、地下深部の安定した岩盤中に埋設する、いわゆる地層処分という方式がとられる。高レベル廃棄物は、オーバーパックと呼ばれる金属製の外筒内に密封後、地下坑道中に掘削した処分孔内に定置されるが、処分孔とオーバーパックの間には一定の空隙を設け、その空隙に粘土の一種であるベントナイトを主成分とする緩衝材で埋める（図2-3）（次頁参照）。緩衝材は岩盤とオーバーパックの直接接觸による荷重発生を回避するクッションの役目を果たすが、地下水の浸透を防ぎ、放射性核種の溶出や拡散を抑える重要な役割も併せ持っている。その重要な機能を長期にわたり保証する

ためには、緩衝材の変質を避ける必要がある。そのためにはその温度をある限度以下に抑える必要があり、わが国ではその制限値を暫定的に100°Cとしている。この制限温度を守るため、残留発熱の程度に応じ、埋設廃棄物間にある間隔を保持する必要が生ずる。このため、埋設時の廃棄物の残留発熱は、処分場の必要面積を決める重要な設計因子の一つとなる。

図2-3 地層処分の概念図

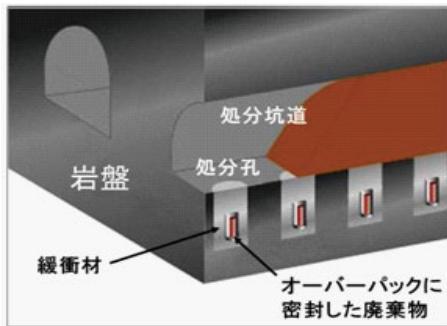


図2-4 発熱と処分場専有面積

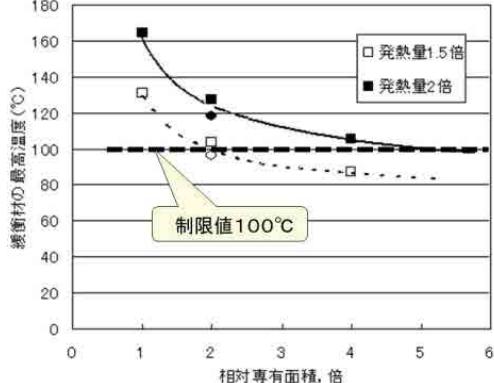


図2-4は、ガラス固化体の発熱量を、仮想的に標準値の1.5倍と2倍に増やした場合の緩衝材最高温度を試算した一例であるが、前者の場合で約2倍、後者の場合は約5倍に埋設面積を増やすないと最高温度を制限値100°C以下に保てないということがわかる。このように、処分場の必要面積は廃棄物の発熱に大きな依存性を示す傾向がある。

図2-5は、ガラス固化体と使用済燃料の崩壊熱(ウラン1トンあたりで規格化)の比較を示すが、後者ではプルトニウムやアメリシウムなどの発熱が加算されるため、ガラス固化体のそれに比べ、50年冷却時点での約6割大きいことがわかる。

平成24年に、原子力委員会の下に原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会が設けられ、ここで核燃料サイクルのオプションに関する包括的な比較評価が行われた。その際に行われた高レベル廃棄物の処分場面積の評価結果が図2-6(次頁参照)で、直接処分(図中のワنسスルー)の場合は、ガラス固化体処分(図中ではMOXリサイクル)に比べ3倍近い面積を要することが示されている。図2-5に示された発熱の違いが、処分場面積にこのように大きな差を生み出しているのである。

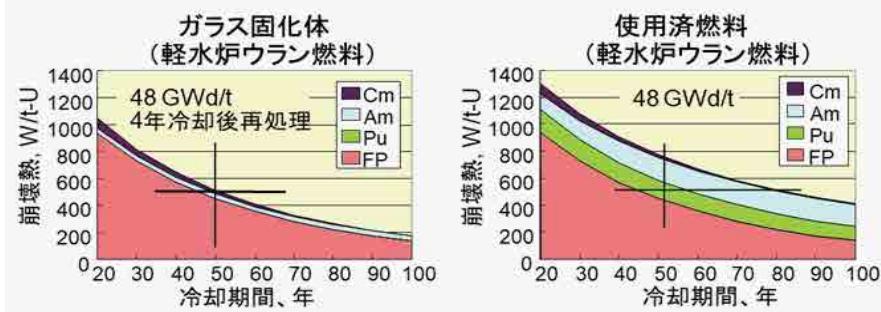


図2-5 ガラス固化体と使用済燃料の崩壊熱の比較  
(ウラン1トンあたりで規格化)

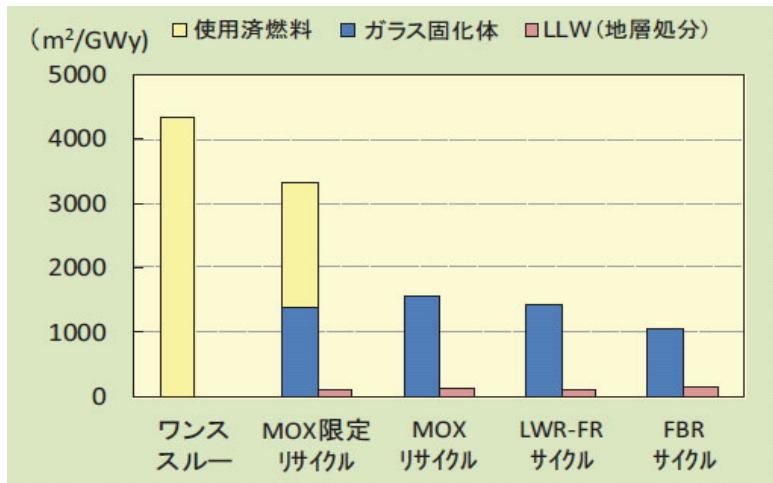


図2-6 単位発電量当たりの使用済燃料およびガラス固化体の処分場面積

フランスでは2006年廃棄物管理条例制定の前年に、地層処分に関する総合的な技術報告書 Dossier 2015 が公表されているが、図2-7は同報告書に示されている処分場レイアウトの概念図である。同報告書では、フランスが再処理方式を今後も堅持する場合と、2010年以降直接処分方式に転換する場合の、両ケースのレイアウトを示しているが、直接処分方式に転じた場合は処分場の埋設エリアの面積が約3倍に増大することが示されている<sup>8)</sup>。

表2-1(次頁参照)は、ベルギー、米国も加えた比較表である。それぞれ設計条件が大きく異なるので、直接比較するのは適当ではないが、再処理方式に比べ直接処分方式のほうがより大きな処分場面積を必要とするとの評価結果は共通で、ベルギーの場合は6倍にも増大している<sup>9,10)</sup>。

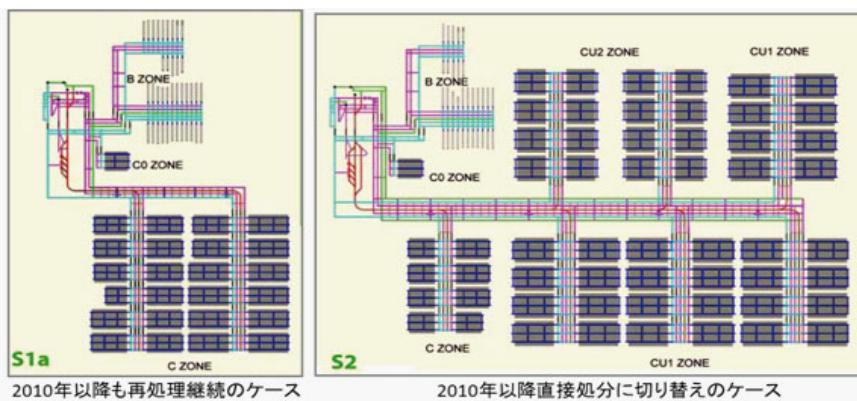


図2-7 Dossier 2015 における処分場レイアウト概念

<sup>8)</sup> Dossier 2005 Argile, Tome: Architecture and management of a geological repository, ANDRA ( 2005 )

<sup>9)</sup> SAFIR2 : Safety Assessment and feasibility Interim Report 2, ONDRAF/NIRAS ( 2001 )

<sup>10)</sup> R. A. Wigeland et al., "Repository Impact of Limited Actinide Recycle" , Proc. GLOBAL 2005, Tsukuba, Japan, October 2005

表2-1 各国の処分場面積評価例一覧

評価例	処分場面積比 (直接処分／G固化体処分)
原子力発電・核燃料サイクル技術検討小委員会(H24.3)	2.7
フランス ANDRA Dossier 2005	約 3
ベルギー ONDRAF SAFIR-2	6
米国 ANL/AFCI	5.7 (a)

(a) U, Pu, Am, Cm を 99.9 % 除去した場合

再処理方式では、いわゆる TRU 廃棄物と呼ばれる 2 次廃棄物が発生する(注)。TRU 廃棄物は、燃料溶解後に残る被覆管の切断片(ハル)や集合体部材、高レベル廃液以外の様々な工程廃液を濃縮・固化したもの、操業や保守の過程で使われ汚染したウェスやビニール、工具、交換部品など多種多様な性状と形態を有する。一般的に、可燃性廃棄物の焼却灰や濃縮廃液はセメント固化などで安定化させ、不燃性の固体廃棄物は圧縮減容をしたうえで、所定の容器(コンテナ)に密封する。容器の形状や大きさについては、必要に応じ何種類かが用意される。このような 2 次廃棄物の体積は当初の使用済燃料の体積よりも大きくなる場合があり、脱原発論者などからは、「再処理はかえって廃棄物を増やす」と批判されることがある。しかし現実には、2 次廃棄物は発熱が小さいため、処分時には一か所にコンパクトに集中して埋設することができる。したがって TRU 廃棄物が必要とする処分面積は、ガラス固化体が占める処分面積の 1%程度にしかならない。処分場の必要面積という観点からは、二次廃棄物発生を考慮しても、再処理方式のほうが小さく済むという事実は全く変わらないのである。

廃棄物処分における環境負荷の大小を判断する指標は、処分場の必要面積と、そこに処分する廃棄物の毒性と考えてよいだろう。処分場面積から判断する限り、再処理方式のほうが直接処分方式よりも明らかに環境負荷が小さく、「循環型社会」形成という目標によりよく合致する選択肢といえる。

(注) 含有される放射性核種の濃度によって区分され、高いものは地層処分にまわされ、低いものは余裕深度処分にまわされる。

## (2) 高速炉サイクルのガラス固化体の発熱特性と処分場面積

ここで、高速炉サイクルで発生するガラス固化体の発熱についても触れておく。図2-8(次頁参照)に、高速炉の使用済燃料再処理で、マイナーアクチニド元素(MA)の回収を行わない場合と、90%回収する場合について、発生するガラス固化体の崩壊熱特性(単位発電量あたりで規格化)を軽水炉のそれと比較して示した。高速炉の場合、炉心燃料とブランケット

燃料があるが、プランケット燃料中の高品位プルトニウム単独回収を回避するため、両者は再処理時に混合される。こうした事情も反映し、ここで示した崩壊熱特性は両者の混合廃液を固めた固化体の特性を示している。

MA回収を行わない場合の高速炉ガラス固化体の特徴は、標準軽水炉固化体に比べてアメリシウムの発熱寄与が相対的に大きい一方で、核分裂生成物(FP)の発熱が半分程度しかないという点である。ここでFP発熱が顕著に小さいのは、高速炉は軽水炉に比べ熱効率が2割近く高いため、同じ電力発生に必要な核分裂数がその分少なくて済むことに加え、プルトニウムの場合、FP中の主要発熱元素の一つであるSr-90の核分裂収率(核分裂による生成率)がウランよりも小さいことによる(図2-9)。

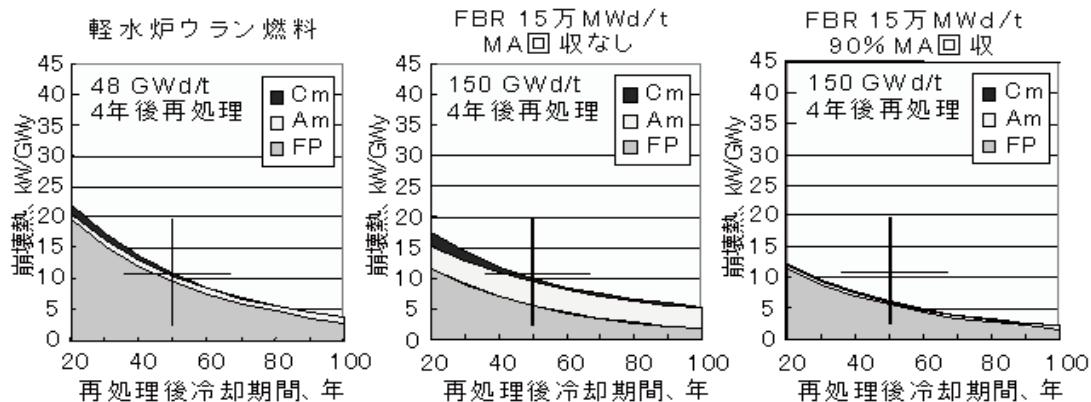


図2-8 高速炉サイクルで発生するガラス固化体の崩壊熱特性

高速炉サイクルの場合、再処理工程でMAの90%を回収・除去できれば、図2-8から明らかなように、ガラス固化体の発熱を、軽水炉の場合に比べ半分程度に抑えることができる。図2-10はJAEAが実施したケーススタディの一例であるが、MAリサイクルを行うことで、高速炉時代には、軽水炉時代よりも、高レベル廃棄物処分場の必要面積を半減できる可能性が示唆

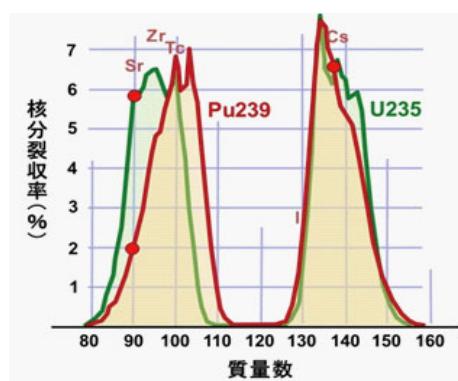


図2-9 U-235とPu-239の核分裂収率

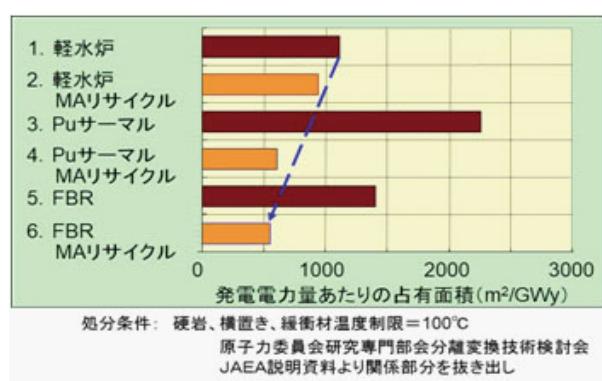


図2-10 MA回収と処分場面積縮減効果

されている。軽水炉の直接処分と比べれば、同じ発電量で処分場面積は約六分の一で済むことになる<sup>11)</sup>。MAリサイクルは従来廃棄物毒性低減の観点でその有用性が主張されてきた。その場合には99.9%以上の回収率が求められるが、発熱低減の観点から必要とする回収率は90%で十分であり、この程度であれば、工学的実現性も十分期待できる。発熱低減による大きな処分場面積抑制効果は、高レベル廃棄物処分事業の負担軽減に大きく役立つので、第一ステップとして、MA90%リサイクル技術の早期実用化に向けて真剣に取り組んでいただきことを期待したい。

### (3) MOX使用済燃料の発熱と処分

図2-11に炉取り出し後10年までの軽水炉のウラン使用済燃料とMOX使用済燃料の崩壊熱特性を比較して示す。前者に比べ、後者はFPによる発熱は若干小さくなるが、プルトニウムとキュリウムの大きな発熱が加わるため、10年冷却時点の発熱は前者の約2.5倍になる。図2-12は冷却期間20～100年の間の比較を示すが、50年冷却時点で比べれば3.5倍以上

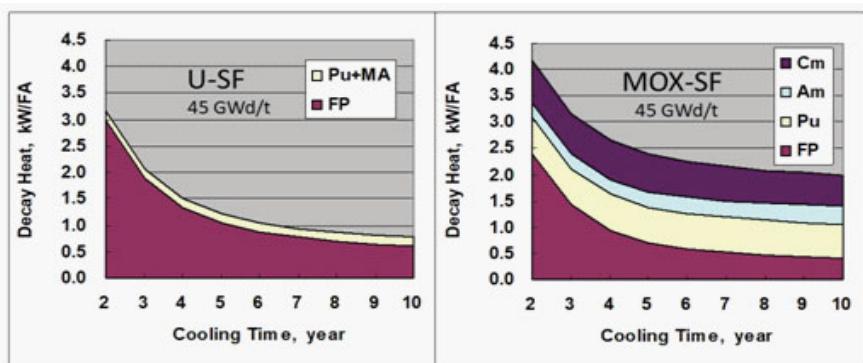


図2-11 ウラン使用済燃料とMOX使用済燃料の崩壊熱特性の比較  
(冷却期間2～10年)

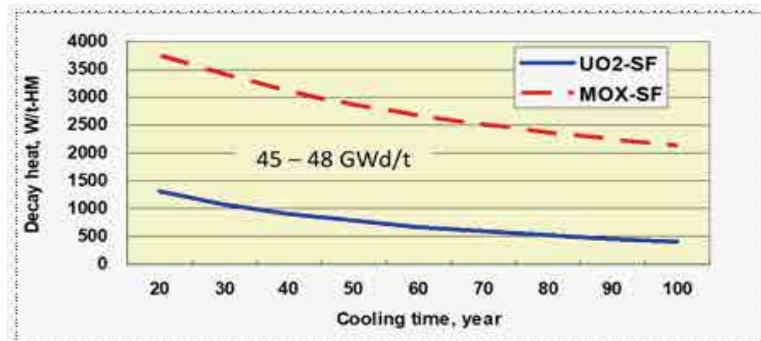


図2-12 ウラン使用済燃料とMOX使用済燃料の崩壊熱特性の比較  
(冷却期間20～100年)

<sup>11)</sup> 河田東海夫、サイクル・廃棄物屋は、原子力の持続性を保証するために何をなすべきか？ 日本原子力学  
会誌、Vol. 52, No.1 (2010)

になる。

このようなMOX使用済燃料は、直接処分を行う場合は、かなり厄介な廃棄物となる。前述のフランスの処分報告書 Dossier 2015 では、ウラン使用済燃料を直接処分する場合は、1 本のキャニスターに集合体 4 本を収納して廃棄するが、発熱が大きな MOX 使用済燃料は 1 本のみに制限するとしている。また、埋設前の標準冷却期間についても、前者の場合は 60 年とするが、後者については 90 年としている。冷却期間を 5 割伸ばしても、MOX 使用済燃料は通常のウラン使用済燃料の 4 倍の処分面積を必要とするのである。もっとも、フランスでは、2006 年廃棄物管理条例制定時、再処理リサイクル方式堅持の方針を決めていたので、MOX 使用済燃料の直接処分はあくまでも仮想的な評価に過ぎず、現実には高速炉時代を迎えたときに必要となるプルトニウムの供給源として備蓄（長期保管）することにしている。

我が国が今世紀後半以降も長期にわたり原子力利用を続ける必要があるとすれば、適切なタイミングで高速炉サイクルへの移行（しばらくは軽水炉サイクルと共に存）を進める必要がある。しかしながら、高速炉導入期に必要とするプルトニウムは、その時代に発生する軽水炉使用済燃料から回収できるプルトニウムでは、とても間に合わない。その問題を解決するのが、MOX 使用済燃料の備蓄なのである。MOX 使用済燃料はプルトニウム濃度が高く、少量の再処理で多量のプルトニウムが回収できるので、高速炉導入期の強力なプルトニウム供給源として役立つ。プルトニウムの品位はすこし低下し、軽水炉へのリサイクルには不利になるが、高速炉なら問題なく使用できる。軽水炉時代のプルサーマル利用は、高速炉導入期に必要となるプルトニウムの大変効果的な備蓄手段として重要な意味を持つのである。しかも備蓄するプルトニウムは、通常の原子炉級プルトニウムよりも品位が低下しているので、核不拡散上の観点からも優れた備蓄法なのである<sup>12)</sup>。

我が国では、MOX 使用済燃料について、2005 年に原子力委員会が策定した原子力政策大綱で、当面長期保管とし、その後の処理方策については 2010 年頃から検討を開始とした。実際、そのための検討準備が開始されたが、その後に東日本大震災が起り、福島第一原子力発電所事故の影響で中断されたまま今日に至っている。その結果、長期保管される MOX 使用済燃料のその後の扱いが不透明なままになっており、そのことが再処理事業への不信を生む要因の一つにもなっている。しかし、上述のようなことを踏まえれば、MOX 使用済燃料の長期保管は決して問題の先送りを意味するのではなく、高速炉時代への橋渡しとして必要なプロセスなのである。事故後の原子力への逆風で、原子力の長期政策検討はむつかしい雰囲気が続いているが、上述のような懸念や不信を払拭するためにも、適切なタイミングで高速炉を含む核燃料サイクルの長期ビジョン検討の場を立ち上げることが望まれる。

---

<sup>12)</sup> 河田東海夫、軽水炉から高速炉への移行期にそなえて、日本原子力学会誌、Vol. 49, No.6 ( 2007 )

#### (4) 廃棄物毒性の観点からの比較

高レベル廃棄物の地層処分では、しばしば MA 回収による廃棄物の毒性低減効果（あるいは、それに伴う有意な毒性継続期間の短縮効果）の有用性が議論される（図2-13）。しかし、そこで議論される毒性は、廃棄物が持つ潜在的毒性であり、地層処分の安全性がその大小によって決まるわけではない。地層処分の安全性は、廃棄物の潜在的毒性（いわば“ソースターム”）とその特性を踏まえた防護手段との組み合わせで決まる人や環境への影響度の大小で決まるものであり、具体的には、個人線量が代表的な安全指標となっている。図2-14は、2000年頃までに行われた主要国における地層処分の予備的安全評価結果をまとめたものであるが、おおむね100万年までの間に予想される個人線量のピーク値を生む主要影響核種は、I-129、Cs-135、Cl-36、Se-79などといった非アクチニド系核種であることがわかる。これは、廃棄物中のアクチニド系核種は難溶性の酸化物の形態で存在し、不変の原理である「溶解度制限」によって地下水への溶出が極めて低く抑えられるので、地下深部埋設後は、生物圏への有意な影響要因にはならないことを物語っている。地層処分事業推進上最も困難な課題は国民や地元住民との合意形成であり、毒性低減は、それを進める上での障壁を和らげる「安心材料」として有用性が認識されているのであるが、毒性低減をどこまで真剣に求めるかは、技術上の判断ではなく、極めて政治的な判断といえるであろう（注）。

（注）毒性低減が安全性に直結するケースが一つだけある。それは地層処分の安全評価で「人間接近シナリオ」と呼ばれるケースで、地下埋設した廃棄物を誤って掘り出してしまうケースや、隆起浸食により、例えば100万年後に埋設廃棄物が地表露出してしまうケースである。こうしたケースは「稀発度事象」に分類され、線量基準もそれ相当に緩和されるので、その評価結果が毒性低減策（MA回収）実施要求につながる可能性は小さい。

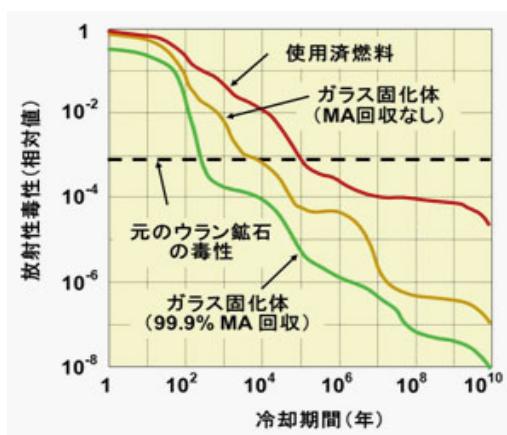


図2-13 廃棄物の潜在的毒性

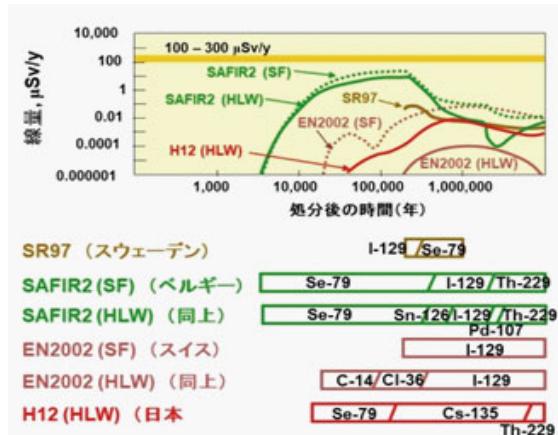


図2-14 個人線量への主要影響核種

図2-15左は、図2-13と同じ内容を縦軸を線形表示にし、主要組成別に示したものであるが、使用済燃料の冷却初期段階の潜在的毒性のほぼ半分はプルトニウムに由来することがわかる。核分裂生成物（FP）の毒性は100年程度の間に急速に減衰し、図2-15右から明らかなように、1000年から10万年の間は毒性の9割以上をプルトニウムが占めることになる。したがって、廃棄物の毒性低減の観点からすれば、再処理を行って廃棄物からプルトニウムを取り除くことが最も効果的なことが歴然としている。東日本大震災以来広がった脱原子力ムードの中で、再処理政不要論が高まっている。しかし、直接処分への転換は、廃棄物の毒性を一桁高めることになり、毒性低減待望論とは全く反対の選択を強いことになる。もっと端的には、直接処分は、再処理反対論者がしばしば訴える「猛毒のプルトニウム」を、そのまま「あなたの裏庭」に埋めさせもらう処分法なので、処分場立地の困難性が一段と増すことは想像に難くない。この点は、我が国で直接処分を検討する場合に、忘れてはならない重要課題の一つである。

先に廃棄物処分における環境負荷の大小を判断する指標は、処分場の必要面積と、廃棄物の毒性であるとしたが、第2の指標である廃棄物の毒性の点から見ても、再処理方式のほうが直接処分よりも明らかに環境負荷が小さく、「循環型社会」形成という目標によりよく合致する選択肢なのである。

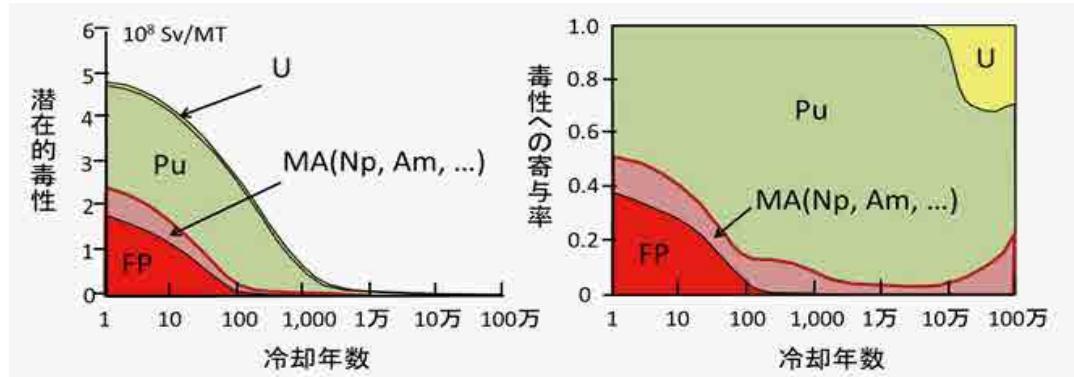


図2-15 使用済燃料の毒性の経時変化と内訳  
(ガラス固化体の毒性は上図のFPとMAのみになる)

## (5) 使用済燃料中間貯蔵の必要容量

2017年9月時点で全国の原子力発電所に保管される使用済燃料の総量は、約15,000トンで、使用済燃料プールの総管理容量（約21,000トン）の70%以上を占める。このほか、六ヶ所再処理工場の受入貯蔵プールに約3,000トンが保管されており（ほぼ満杯状態）、合計すると約18,000トンにのぼる。

第5次エネルギー基本計画では、2030年の発電における原子力比率を20～22%としている。その上限側をとった場合に原子力発電所から毎年排出される使用済燃料は約630トンと見積もられる。

以下仮定の話になるが、従来の再処理リサイクル政策を破棄し、直接処分政策に転換するとした場合、今後発生する使用済燃料はすべて中間貯蔵する必要があり、その期間は最低でも 50 年間となる（フランスでは 60 年としている）。単純に毎年 630 トンの使用済燃料排出が続くとすれば、その間に必要とする中間貯蔵施設の総保管容量は、3 万トンを上回り、現在むづ市に建設中のリサイクル燃料備蓄センター（RFS）相当の施設を 10 基以上必要とすることになる。直接処分を前提とした中間貯蔵施設は、処分が進まないことにより永久貯蔵施設化するリスクが高いことは関係する住民にも容易に想像できることであり、その分再処理を約束した中間貯蔵施設に比べ、立地の困難性は格段に増すであろう。したがって、直接処分への転換は、地層処分場の立地の困難性上昇と、その前段で確保すべき多数の大型中間貯蔵施設の立地困難性の 2 重の苦しみを背負うことになる。

一方、再処理リサイクル政策を堅持した場合でも、現下の発電所における使用済燃料管理容量のひつ迫を考慮すれば、一定の中間貯蔵能力確保は喫緊の課題であるが、再処理工場稼働を前提とすれば、その必要容量はミニマムで済む。また、再処理に伴い発生するガラス固化体の貯蔵施設については、すでに一部は整備済みで、40 年間の操業で発生する全量貯蔵（貯蔵施設は順次増設）のための敷地がすでに確保されている。

仮に大規模中間貯蔵施設 10 基を日本の各地に建設するとしても、それがただちに過剰な環境負荷をもたらすことにはならないだろうが、放射性廃棄物施設という特殊性によって、立地の困難性など、社会的側面でみた国民の負担は容易に受容しがたいレベルになろう。こうしたことから、再処理リサイクル政策の堅持は、はるかに国民負担が小さく、それゆえ「持続性ある人類社会実現」という目的との整合性という点でより優れた選択肢と言える。

なお、直接処分に切り替えると、これまで再処理で回収され、国内外に保管されているプルトニウムの処分方針も決めなければならない。海外への譲渡、ガラス固化後深地層処分などいくつかの選択肢が考えられるが、技術的にも社会的受容性の観点からも実現へのハードルは極めて高い。直接処分への切り替えにあたっては、こうした困難な課題を背負い込むことになることも覚悟しなければならない。

## 2.4 ニつの選択肢の核不拡散性の観点からの比較

### （1）核不拡散問題から見た二つの選択肢の特徴

米国では、1974 年のインドの核実験（プルトニウム使用）で受けた衝撃から、1977 年の政権交代で発足した民主党のカーター政権が、核不拡散最重要視の直接処分政策に転じ、当時進んでいた大型商用再処理工場計画や高速増殖炉開発計画を破棄した。それ以来米国は伝統的に直接処分政策を堅持している。直接処分方式の核不拡散上の利点は、使用済燃料 자체が強い放射能を持つことと、それらを地中深く埋設して隔離することで、人間の接近を二重に困難にし、したがってプルトニウム回収を困難にすることにあるとされている。

カーター政権は、再処理を含む民生用プルトニウム利用の核拡散リスクを受容できないリスクととらえ、全世界が米国に追従して直接処分方式に転ずることを期待したが、1977年10月に開始された国際核燃料サイクル評価（INFCE）では、2年以上にわたる検討の結果、厳格な保障措置の適用によって、民生用プルトニウム利用と核不拡散は両立可能との結論が下された。

再処理・リサイクル方式は、プルトニウムを分離回収して燃料として再利用するので、再処理やMOX燃料加工を含む様々な工程で核拡散上のリスクを伴う。このため最終処分を除く全工程にIAEA保障措置の厳格な適用が求められる。INFCE以降既に40年近くを経過したが、この間に、西側世界だけで使用済燃料の累積再処理量は3万トンを超えMOX燃料の累積生産量は2千トンを超えており、しかしながら、核拡散防止条約加盟国間では、プルトニウムに關した核不拡散の問題は全く発生していない。このことは、INCFEの結論が正しかったことが歴史的事実によって裏打ちされたということを意味する。

発電用原子炉の使用済燃料から回収するプルトニウムは「原子炉級プルトニウム」と呼ばれ、高次のプルトニウムの蓄積が進んでいるため、自発核分裂による中性子の発生量と発熱量が大きく、核兵器利用には望ましい材料とは言えない。もちろん、原子炉級プルトニウムであっても、一定規模の爆発威力を發揮する核爆発装置を作ることは可能だが、ミサイル搭載用の核弾頭製造には全く不向きであり、本格的な核武装を目論む国家が原子炉級プルトニウムを利用することは現実にはあり得ない。米国の再処理反対論者の多くは、こうした見解を頭から否定するが、次の二人の発言は、その立場も考慮すると極めて信頼性が高いと考えてよいだろう。

カーソン・マーク氏（元ロスアラモスの核兵器開発の理論部門の責任者）

「兵器」という言葉を、軍事組織が配備するのにふさわしいものを意味するすれば、

原子炉級プルトニウムは純粋な核爆発装置の兵器として魅力のないものといえるだろう<sup>13)</sup>。

P.ジョーンズ氏（元英国アルダーマストン核兵器研究所長）

原子炉級プルトニウムは、転用される可能性が少なく、特に、完全な爆発システムを得るには核分裂特性を計算するだけで決まり、他の工学的な問題を考えなければならない。この50年間世界で核兵器用には原子炉級プルトニウムを避けてきた歴史的証拠を考えるべきである<sup>14)</sup>。

## （2）プルトニウム鉱山問題

こうした事実にもかかわらず、米国政府近辺には再処理反対論者が根強く存在する。特に非核兵器国である我が国の核燃料サイクル事業には、こうした側からの批判の声がしばしば届き、国内の再処理反対論者と連携して日本に直接処分への転換を迫ることもある。

<sup>13)</sup> J. CARSON MARK, "Explosive Properties of Reactor-Grade Plutonium," *Science & Global Security*, 4, 111 (1993)

<sup>14)</sup> Proceedings of NATO Advanced Research Workshop, London, January 1994

ところで、米国では1990年代に米ロ間での解体核プルトニウムの処分問題の検討が進み、具体的な処分法として、プルトニウムをガラス固化して埋設する方法と、原子炉で燃焼させる方法の2案が提案されていた。この問題に関して米国原子力学会が組織した「プルトニウムの防護と管理に関する特別パネル」は1995年8月に、すでに商業炉での実施経験があり、プルトニウムの品位低下も期待できるMOX燃焼オプションの方が望ましいとの勧告を出した。その際に核燃料サイクルの二つの選択肢にも言及し、その選択に関しては世界的に統一される必要はないしつつ、使用済燃料の直接処分に関して以下のような見解を示した<sup>15)</sup>。

- (処分場への) 使用済燃料の蓄積増大は、長期的に見れば核拡散のリスクが高まる可能性がある。使用済燃料の放射能は長時間のうちに減少し、そこに含まれるプルトニウムへのアクセスが次第に容易になるからである。
- したがって、使用済燃料の直接処分は国家レベルでの核拡散の脅威を消滅させることにはならない。プルトニウムへのアクセスが次第に容易になるからである。

図2-16は、米国のヤッカマウンテン処分計画(オバマ政権時代に計画破棄)で埋設される使用済燃料用キャニスターの横1mの位置に8時間立った場合のガンマ線及び中性子線による被ばく線量の経時変化を示したものである。この図から、300年後には、キャニスター近くに8時間たっても1mSvの被ばくしか受けないことがわかる。このことは、300年たてば、厳重な放射線防護がなくとも裸のキャニスター近くで長時間作業をすることが可能になり、使用済燃料回収がきわめて容易になることを示唆している。また回収後の使用済燃料からのプルトニウム分離も、重遮蔽のない、より簡便な設備で実施が可能となる。

図2-17には、兵器級プルトニウムと比べた原子炉級プルトニウムの自発核分裂中性子発生量と発熱の経時変化を示す。この図から明らかのように、発熱については300年後には兵器

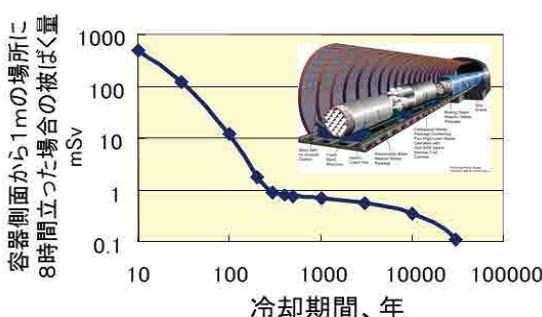


図2-16 ヤッカマウンテン処分用キャニスター側面に立った場合の被ばく線量

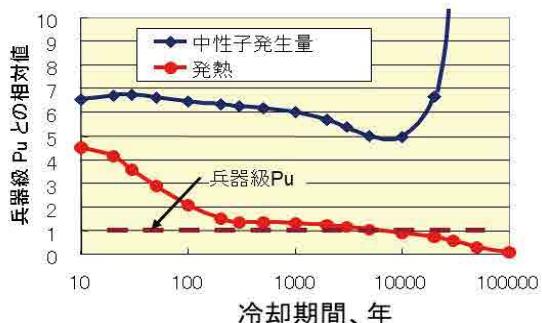


図2-17 原子炉級プルトニウムの中性子発生量と発熱の経時変化

<sup>15)</sup> Protection and Management of Plutonium, Special Panel Report, American Nuclear Society, August 1995

級プルトニウム並みに低下してしまう。このことは原子力級プルトニウムの本格的核兵器への利用を阻む2つの障壁の一つが消失してしまうことを意味し、地下埋設されたプルトニウムの核兵器原料としての魅力が格段に増すことを意味する。この問題は、「プルトニウム鉱山問題」と呼ばれ、プルトニウムの発見者であり、ケネディ大統領時代から10年間米国原子力委員会委員長を務めたグレン・シーボーグは、「直接処分政策は、予測不能な核拡散リスクを持ち、際限なく増え続ける『プルトニウム鉱山』を将来世代に残すことになる。それを避けるためには、プルトニウムをそれぞれの世代で消費できる核燃料サイクル政策をとる必要がある。

平和利用の核燃料サイクルは核拡散リスクの主要因ではなく、また将来にわたってそうではない。核拡散リスクの主要因は、国家が核兵器生産を目的として開発する専用小規模施設であって、その種のリスクは仮に平和利用の核燃料サイクルを放棄しても消えるものではない。したがって、この種の危険性を的確に識別し、確認する国際的能力の強化が重要であり、その方向でIAEAの国際保障措置制度を強化することが大切である。」と述べている<sup>16)</sup>。

世界中が直接処分政策をとった場合、今世紀末までに地下埋設されるべきプルトニウムの総量は埋設待ちも含め1万トン前後になる。再処理・リサイクル方式の潜在リスクは、眼前にあるリスクであり、保障措置の適用で十分管理可能なことが長年の実績で証明されてきたリスクである(注)。また、現世代が発生させ、現世代が自らの責任で解決しうるリスクである。一方、直接処分方式がもたらす「プルトニウム鉱山」リスクは、それが世界中に広まり、前述のような量に達した場合、はたして制御可能なのかどうかは全く検証されていない。しかも、それは現世代が発生させ、将来世代に解決を押し付けるリスクなのである。

(注) IAEAは2004年に日本に統合保障措置の適用を開始したが、このことは、

IAEAが、再処理を含む日本の核燃料サイクルの核拡散リスクは完全に制御されていると公式に認めたことに他ならない。IAEAの「2017年版保障措置声明」においても、我が国が保有する「すべての核物質が平和的活動に留まっている」と報告しており、核拡散リスクの完全制御が揺るがずに維持されていることが内外に示されている。(この部分は、後述IAEA保障措置の記述と重なる)

米国の核拡散分野の専門家の当面の興味は、新たな再処理国や濃縮国の人出を抑え込むことに置かれているため、残念ながらこの問題を真剣に受け止め、検討する努力をほとんどしてこなかった。しかしながら近年、東アジアや中東でも新たな原子力利用開始の機運が高まっており、そうした国々においてもいずれ使用済燃料の後始末問題は重要な課題となってくる。こうした新たな状況を考え、図2-16、図2-17に示したような事実を直視すれば、「プルトニウム

---

<sup>16)</sup> Glenn T. Seaborg, Nuclear Recycling No.2, February 1996

ム鉱山問題」をいつまでも無視し続けることは適切ではなく、そもそも、その将来リスクを抑え込むための方策の検討を開始すべき時期に来ているのではなかろうか。

以上の議論を踏まえれば、核拡散防止の観点からの直接処分政策の優位性は、それを理由に再処理政策を排除できるほど堅牢なものとはとても認めがたい。むしろ、世代間倫理や「持続性ある人類社会実現」という目的との整合性などの観点も含めれば、直接処分方式のほうが問題が多く、再処理・リサイクル方式のほうが明らかに優れている。

また、最終処分段階では、ガラス固化体処分の場合は、固化体のプルトニウム濃度は十分低いので、保障措置の適用は除外されるが、直接処分の場合、プルトニウムを含む使用済燃料をそのまま地下埋設するため、保障措置の恒久的適用から逃れられない。この点からも、直接処分は、社会により重い負担を求める処分方式であるといえる。

### (3) 地層処分と核拡散防止の間の基本理念の衝突

もう一つの問題は、地層処分に関して近年世界的に議論されている「可逆性・回収可能性」(Reversibility and retrievability: R&R)と核拡散防止との関係である。最終処分とは、元來「回収可能性を意図しない恒久的な隔離」と定義されてきた。しかしながらR&R議論の進展により、今日では倫理的要請からではあるが、地層処分の計画遂行には可逆性が求められ、それを担保するために埋設した廃棄物の回収に関し、一定レベルの技術的可能性の保証が求められている。このことは、見方によつては、直接処分の核拡散抵抗性を担保する2つの要素の一つ、使用済燃料の地下深部隔離の恒久的確実性が、地層処分における倫理的要請から崩されきてると解釈することができる。地下深部に埋設される廃棄物は、かつては「悪意の試みがない限りは恒久的に隔離されるもの」という前提で扱うことができたが、今後は、「いつ取り出されることになるかわからないもの」という前提で見なければならぬのである。

地層処分場のサイト選定の重要な要件の一つは、その地域に有望な地下資源が存在しないことである。処分場の長期安全性をもつとも深刻なレベルで損なう可能性がある将来の人間侵入の可能性を極力排除するための重要な要件である。しかし、直接処分の場合には、地下埋設するプルトニウム自体が、エネルギー資源や核兵器原料としての潜在的利用価値を有するため、将来的に意図的な人間侵入を促す可能性を否定しきれない。

以上述べたように、直接処分の場合、地層処分と核拡散防止とでは、元來目指すべき方向性の点で互いに矛盾する側面を持っている。もっと端的にいえば、地層処分と核拡散防止の間で、「基本理念の衝突」が生じているのである。こうした相互矛盾は、これまで廃棄物処分と核不拡散の分野は全くの別世界であり、相互に干渉しあう機会がほとんどなかつたことに由来するのであろうが、今後は両分野の専門家が協調してより矛盾の少ない解を見出していく必要がある。その方向性について、本稿で完全に論ずることはできないが、少なくとも直接処分によって生まれる「プルトニウム鉱山」がもたらす将来リスクの有効な軽減策の一つとして考えられ

るのは、地層処分場を複数の国による共同事業として推進し、多国間管理のもとに置くことであろう。

## 2.5 バックエンド方式の全般的比較

### (1) 経済性

再処理方式と直接処分方式の経済性比較は、過去に国内外で何度も実施されており、いずれにおいても「核燃料サイクルコストは直接処分方式よりも再処理方式のほうが高くつく」という評価結果になっている。しかし一方で、全体の発電コストでみた場合の両者の差は1割前後に過ぎない。図2-18は、平成27年の長期エネルギー需給見通し小委員会における様々な電源に関する発電コスト試算結果であるが、ここでも直接処分方式と再処理方式の発電コストの差は1円／kWh未満であることが示されている。この差は、他電源の発電コストの大きな広がりや、化石燃料発電における燃料費変動による発電コストの揺れ幅に比べれば、ほとんど無視できる程度の差でしかない。その一方で、すでに述べてきたように、環境負荷低減や、循環型社会形成という目標からすれば直接処分方式のほうが明らかに問題が多く、その分国民への負担も大きい。再処理反対論者からは、再処理方式は経済性に劣るので、直接処分方式に転換すべきであるとの主張がしばしばなされるが、図2-18を見れば、経済性は、こうした重要な決定を行う判断要因には全くななりがたいことが明らかである。多少のコスト増を受容しても環境負荷低減を図るべきという考え方は現代社会における普遍的規範の一つであるが、再処理反対論者の主張は、こうした考え方にも逆行している。

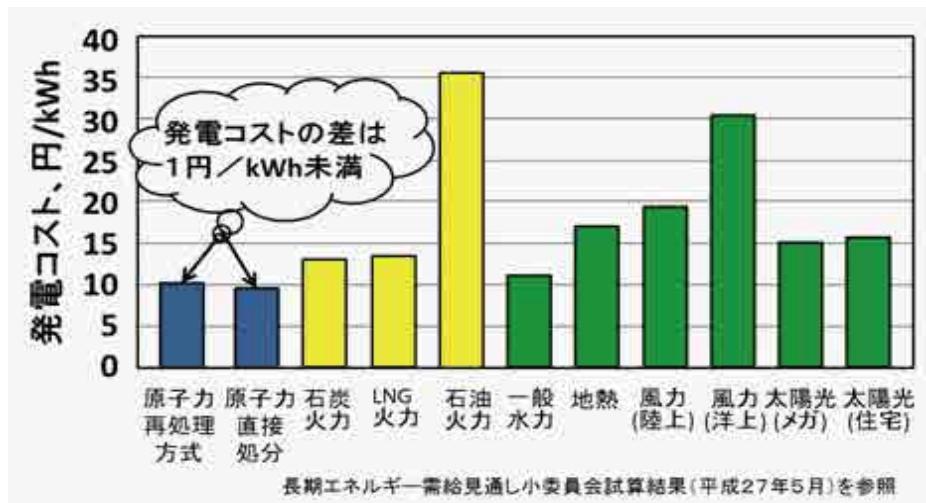


図2-18 種々の電源による発電コスト試算結果

### (2) 二つの選択肢の総合比較

以上述べてきた核燃料サイクルの選択肢の特徴を踏まえ、30 GWeの発電を100年間続ける

とした場合の、バックエンド的視点で見たマテリアルバランスと代表的諸量を整理して表2-2に示す。なお、ここで用いた数値は、マクロな特性比較のための極めて粗い概算値であり、厳密な諸量評価の数値とは必ずしも御一致しないことをお断りしておく。

軽水炉においては、直接処分方式はリサイクル（再処理）方式に比べ、ウラン資源必要量が1割程度増大する上、高レベル廃棄物処分の観点からは、処分場の必要規模が約3倍程度大きくなり、有意な毒性継続期間も一桁長くなることに加え、大容量の中間貯蔵施設能力確保も必要になる。したがって直接処分方式のほうが明らかに環境負荷が大きく、国土が狭く、諸外国に比べ、立地の困難性が際立つ我が国においては不利な（国民負担が大きい）選択肢と言える。なお、表2-2には、高速増殖炉サイクルの関係諸量も示しているが、高レベル放射性廃棄物処分場の必要規模は、軽水炉の直接処分方式に比べると、1／5程度に縮減されることがわかる。

表2-2 30GWe, 100年間の原子力利用のマテリアルバランス  
(数値はすべて極めて粗い概算値)

核燃料サイクルのオプション	100年間に必要とする天然ウラン量	100年間に発生する高レベル廃棄物量	羽田空港埋立地相当の広さの処分場の必要基數	RFS(注5)並み中間貯蔵施設の必要基數	放射性毒性が元のウラン鉱石並みになるまでの年数	100年間に埋設する原子炉級Pu量	100年間に累積するサイクル残留物
軽水炉・直接処分	50万トン	使用済燃料6万トン	3.3	20	10万年	600トン	劣化ウラン(注1): 45万トン
軽水炉・リサイクル(一回リサイクル)	45万トン	ガラス固化体67,000本(3.4万トン)	1.2(注2)	原則不要	1万年	0	劣化ウラン(注1): 40万トン 回収ウラン: 5万トン MOX-SF: 6400トン(注3)
高速増殖炉サイクル(MA90%回収・燃焼)(注4)	0	ガラス固化体63,000本(3.2万トン)	0.6	原則不要	1000年	0	軽水炉サイクルで残留する物質を燃料として利用・消費できる

(注1)濃縮のテイル

(注2)MOX使用済燃料は処分しない前提 → 高速炉導入期に再処理

(注3)SF=使用済燃料。530トンのMOX級Puを含む。MOX級Puは品位低下で実質的に核兵器転用不可

(注4)MA90%回収の目的は熱源除去 → 処分場利用効率向上

(注5)むづりサイクル燃料備蓄センター

また、直接処分では、使用済燃料に含まれるプルトニウムが総量で約600トン地下埋設されることになるため、後述するように、処分場への保障措置の永久適用が求められ、その点でもより負担の大きな選択肢と言える。

このほかに、軽水炉では、低濃縮ウラン生産のための濃縮工程の残渣（濃縮テイル）の劣化ウランが大量に残される。その量は、原料の天然ウラン量の9割に近いが、直接処分の場合はそれも放射性廃棄物となるので、大きな環境負荷要因になることを認識しておく必要がある。わが国の場合、低レベル放射性廃棄物処分の基準は諸外国よりも厳しく設定されており、ウランそのものの廃棄は、地層処分にまわさなければならなくなる可能性も高い。

リサイクルの場合でも、回収ウランも含めると直接処分とほぼ同量のウランが残され、さらに

MOX 使用済燃料が残されるが、これらはすべて高速炉時代の燃料に転換できるので、これらは環境負荷要因ではなく、貴重なエネルギー資源として備蓄されることになる。

2.4節や2.5(1)で述べたように、核不拡散や経済性の観点からの比較を踏まえても、リサイクル方式が直接処分に比べ決定的に劣るわけではなく、むしろ利点も認められるところもある。

こうしたことを総合的に勘案すれば、我が国にとっては、環境負荷が小さく、国民負担もより少ない再処理・リサイクル方式のほうが明らかに望ましい選択肢であるということが出来る。しかしながら、2018年7月の日米原子力協定自動延長の問題に絡み、我が国の反核・脱原発論者と米国の伝統的な再処理強硬反対論者が連携し、様々なかたちで再処理放棄と直接処分への転換を訴える運動を展開しており、日本の世論もそれに少なからぬ影響を受け始めている。そこで、我が国にとっては再処理方式のほうが直接処分方式よりも望ましいとする目的的な理由を再度示すと、以下の5点に整理できる。

- ① 高レベル廃棄物処分場面積が1/3で済む。
- ② Puを埋めないので、埋設廃棄物の長期放射性毒性が一桁小さくなる。
- ③ 中間貯蔵能力確保の必要性がミニマムで済む。
- ④ 将来の核拡散リスクを生むプルトニウム鉱山を残さない。
- ⑤ 資源節約ができ、FBRサイクルへの橋渡しができる。

核燃料サイクルの選択肢を考える上で、資源節約はもちろん重要な視点ではあるが、今日では、「環境負荷低減」がもう一つの重要な視点になっており、見方によってはこちらのほうが今は重要とさえいえる。また、今日では原子力事業推進上の最も困難かつ重要な課題は立地問題や住民合意形成問題である。これら二つの観点からすれば、①～④のいずれもが、日本では再処理方式のほうが望ましいことを明確に示している。

### (3) 原子力発電大国は再処理・リサイクル方式を目指す

現在、設備容量でみた原子力発電の上位5ヶ国は、米国、フランス、日本、中国、ロシアであり、米国以外の4ヶ国はいずれも再処理・リサイクル政策をとっており、究極的には高速増殖炉サイクル実現をめざしている(図2-19)。

今日では、原子力発電規模が大きな国では直接処分方式では高レベル廃棄物処分への負担が大きくなりすぎるという認識が専門家の間では広く共有されており、また先行国での経験から、住民の合意形成の問題からの処分場立地の困難性も強く認識されている(ロシアですら、地層処分研究用地下施設の建設に反対運動が起きている)。こうしたことから、原子力発電大国が廃棄物処分の負担軽減が図れる再処理・リサイクル政策をとるのは自然の成り行きとも言え、かたくなに直接処分政策を守る米国の方針がむしろ王道から外れているといつてもよい。米国でも技術サイドでは直接処分方式がもたらす廃棄物処分の負担増大の深刻さは十分認識されており、ブッシュ政権時代にはその問題解決のために、核不拡散対策強化を前提に再処理・リ

サイクル路線に復帰する計画（GNEP 計画）が進み始めていた。しかしその後の政権交代で、計画は頓挫し、ヤッカマウンテン処分場計画も破棄されてしまったので、当分の間、集中式中間貯蔵施設の建設で泳ぐしか道がない。カーター政策の呪縛（直接処分への固執）から逃れられない米国原子力のバックエンド対策は、きわめてギクシャクしてしまっている。

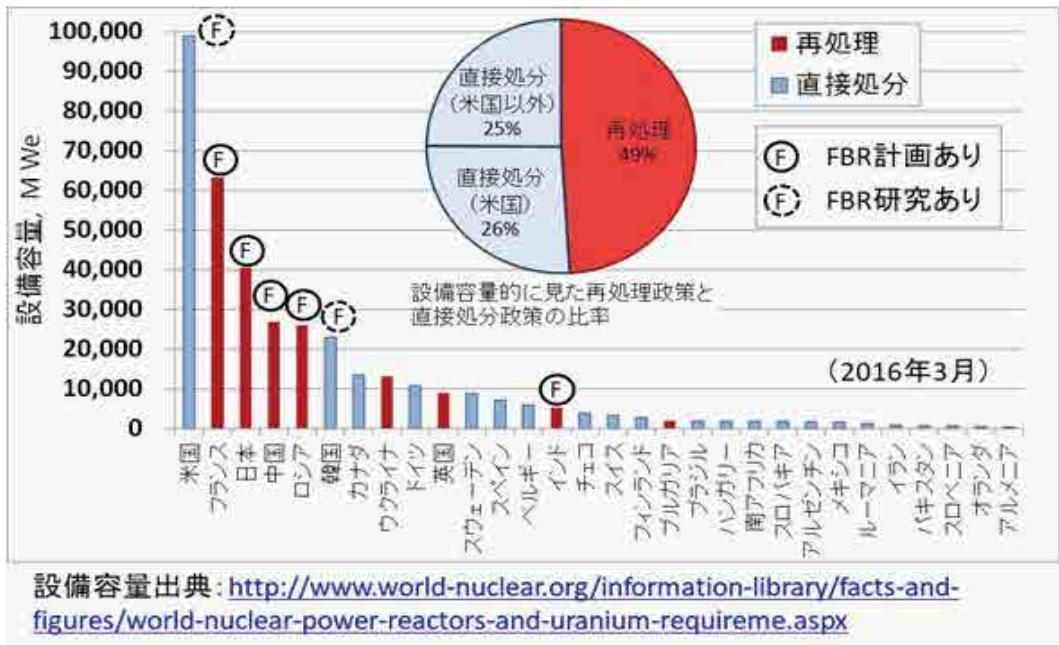


図2-19 各国の原子力発電規模と核燃料サイクル政策

## 2.6 高速増殖炉サイクルの新しい視点：「究極のゴミ焼却発電炉」

高速増殖炉は、2.1(2)で述べたように「ウラン資源をプルトニウムに変換しつつ燃やし尽くす炉」である。基本的に、炉心とブランケットからなり、炉心にはウランで希釈したプルトニウムを燃料として装荷し、ブランケットには非核分裂性のウラン U-238 からなるウラン燃料を装荷する。炉心では、プルトニウムの核分裂で発電に必要な熱を生産し、ブランケットでは炉心から漏れ出る中性子で U-238 をプルトニウムに転換する。炉心とブランケットの配分の調整により、炉心で消費される以上の量のプルトニウムをブランケットで生産でき、場合によっては、ブランケットをなくすことでプルトニウムの専焼炉にすることもできる。炉心中のプルトニウムは燃焼で品位低下が進むが、ブランケットでは高品位プルトニウムが生産されるので、両者を混合しながら使うことにより、プルトニウムの無限回数の多重リサイクルが可能となる。

以上が高速増殖炉のやや詳しい基本原理であるが、ここで重要なのは、  
①炉心で使うプルトニウムは、軽水炉の MOX 使用済燃料のプルトニウム程度まで品位低下が進んでも利用可能のこと

②プランケットに使用するウランは、天然ウランである必要ではなく、軽水炉では無用の長物である濃縮テイルの劣化ウランや、軽水炉時代に使いきれない回収ウランで十分であることである。このため、高速増殖炉時代には、新たにウランを採鉱する必要は全くなく、軽水炉時代に無用の残渣として残される膨大な量の劣化ウランと、軽水炉ではリサイクル利用が困難なMOX使用済燃料を燃料源として、何千年にもわたる発電を可能とするのである。この関係を100万kW級の軽水炉1基40年間分の発電を基準に図2-20に示すが、高速増殖炉は、軽水炉時代が残す膨大な核のゴミを燃料しながら電気を何千年にもわたって人類に供給できる「究極のゴミ焼却発電炉」であることが出来る。軽水炉サイクルは様々な制約があり、理想のサイクルにはなり難いことは既に述べてきたが、後に高速増殖炉サイクルが続くことによって、資源面と廃棄物の後始末の観点の両面から、理想のサイクルとして完結するのである。

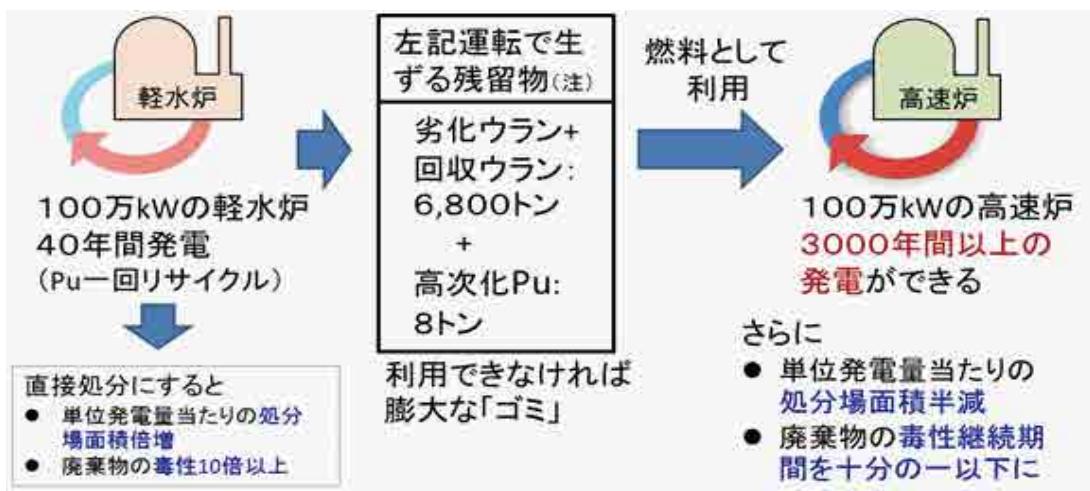


図2-20 高速増殖炉は「究極のゴミ焼却発電炉」

従来、高速増殖炉は、燃やした以上のプルトニウムを生産できる「夢の原子炉」と言われてきたが、循環型社会形成が重要な社会命題となっている今日では、その時代ニーズに完全合致する素晴らしい「究極のゴミ焼却発電炉」という姿を前面に出した開発戦略のほうが、はるかに世の中から共感が得られるであろう。

(2.1～2.6 河田 東海夫)

## 2.7 核燃料サイクルと核不拡散 / 保障措置

### (1) 日本は核不拡散の優良国

原子力利用は、平和利用と軍事利用の2つの側面を持っていることから、十分な安全の確保とともに、核拡散や核テロを防止しつつ、平和利用を進めていくことが極めて重要である。具体的には、国際的枠組みの整備、国際原子力機関（IAEA）の保障措置強化、核拡散抵抗性を高める技術開発等、制度と技術的措置を組み合わせて対応することにより、平和利用と核不拡散は両立可能との国際的な結論（1977年に実施された「国際的な核燃料サイクル評議会」）

価（INFCE）の結論」）を満足させることができるのである。これまで我が国は核燃料サイクルの推進のため、核不拡散／保障措置、核セキュリティ等の分野において、制度と技術に対する真摯な取組と弛まぬ努力を行ってきた。

NPT 加盟国である我が国の原子力活動には、当初からの IAEA 保障措置制度（CSA：包括的保障措置）に基づき厳格な国際査察が適用されてきたが、その後イラクの核兵器開発疑惑などで IAEA 保障措置を一層厳格にした追加議定書（AP：Additional Protocol）を批准し、2004 年から統合保障措置（IS：integrated Safeguards）が適用されている。IS は IAEA による広範囲かつ綿密な調査結果として、核物質の不正転用や未申告な原子力活動等の不正がないことが確認された「優良国」のみに適用される制度である。2004 年の IAEA 総会でエルバラダイ事務局長は「日本が先進的な核燃料サイクルを進める国として統合保障措置を受ける最初の国になったことをお知らせでき、大変喜ばしい」と述べた。我が国はそれ以降、現在まで「優良国」である<sup>1)</sup>。

## （2）IAEA の保障措置

### ① 保障措置

保障措置とは、原子力の平和利用を確保するため、ウランやプルトニウムのような核物質が核兵器その他の核爆発装置の製造等に、転用されていないことを確認するための措置のことである。保障措置の目的は、有意量（プルトニウムの場合 8 kg、20%以上の高濃縮ウランの場合 25kg）の核物質が、平和的な原子力活動から核兵器や核爆発装置又は不明な目的のために、転用されればこれを適時に探知し軍事転用を抑止することである。IAEA 保障措置には、大きく分けると次の 5 タイプがある。（i）包括的保障措置（CSA, INF CIRC153 型、NPT に基づく、非核兵器国を対象）、（ii）追加議定書（AP, INF CIRC540 型）、（iii）少量議定書（SQP：核物質を持たない及び原子力計画を有しない国に対する保障措置）、（iv）66 型保障措置（INF CIRC66 型、二国間協定、多国間協定に基づき、移転される核物質、原子力資機材及び当該国の要請により一定の原子力活動に適用。現在は NPT 未加入国が締結するのみ）。（v）ボランタリー・オファー保障措置（核兵器国が自発的に IAEA との間で締結する協定で、米、英、露、中、仏に適用される保障措置。核兵器国は原子力施設のリストを提出し、その中から IAEA が保障措置の対象とする施設を選択、施設のリストは核兵器国の一方向的措置により変更可能）

### ② 追加議定書（AP）

湾岸戦争（1990 年～1991 年）後にイラクの秘密の核兵器開発計画が発覚したこと等により、包括的保障措置では未申告の核物質と原子力活動を見つけることができないという、以前から

---

1) <https://www.mofa.go.jp/mofaj/gaiko/atom/iaea/index.html>

の包括的保障措置の弱点が現実化した。

第1の弱点は、国が保有し使用している核物質量の申告の完全性を検認する手段を持っていないこと。第2は、査察の対象を核物質に限定し、核物質を使用あるいは保管していると申告した施設・区域(枢要区域)内でのみ検査を行うと限定していること。そして第3に、未申告施設(例えば酸化プルトニウムを金属プルトニウムに転換するための転換施設等)があることを前提としている。このような条件の下で、申告された核物質が全て申告通りに使用され、保管されていることを査察により検証し、有意量の核物質の転用を適時に検知する手法と手段を用い査察を行ってきた。即ちそれまでのIAEA保障措置は、当事国が申告した核物質についてのみ、平和目的以外に転用されていないことを確認していた。1990年代に入り、このようなIAEA保障措置制度を揺るがす事態、即ちイラクの核開発計画の発覚(1991年)や北朝鮮の核開発疑惑(1993年)が発生した。そのためIAEA理事会でIAEA保障措置の強化・効率化方策について1993年から2年間かけて検討され、以下のような内容の計画書(「93+2」計画)が作成された。このうち、第2部は、追加議定書(AP)ということで、IAEA加盟国の批准が求められた。

追加議定書(AP)は、1999年発効したが、我が国は1998年12月署名し、翌年12月に

表2-3 「93+2」計画

第1部：現行の保障措置協定で実施可能な措置

- ・情報提供の拡大
- ・原子力施設内における環境サンプリングの実施
- ・無通告査察の導入、拡大
- ・最新機器の導入、各国の保障措置制度との協力強化

第2部：新たな権限追加が必要な措置⇒追加議定書(AP)

拡大申告: IAEAに対する情報提供範囲を以下のとおり拡大する。

- －核物質を伴わない核燃料サイクル関連研究開発活動
- －原子力サイト関連情報
- －濃縮、再処理等特定の原子力関連資機材の製造・組立情報
- －原子力関連資機材の輸出入情報
- －今後10年間の原子力開発利用計画等

補完的なアクセス

- －核物質を用いない場所や原子力サイト外への立ち入り  
(24時間又は2時間前の通告)

- －サイト内外での環境サンプリングの実施等

世界で8番目の国として発効した。

### ③統合保障措置 ( IS : Integrated Safeguards )

統合保障措置の適用条件は、包括的保障措置協定及び追加議定書を一定期間にわたって受け入れており、IAEAが「保障措置下にある核物質の転用」及び「未申告の核物質及び原子力活動」が存在しないとの「拡大結論」を出した国に対し適応される。IAEAは、追加議定書による保障措置強化のための新しい手段を用いることにより、計量管理に基づく従来の保障措置手法による活動を合理化し、利用可能資源の範囲で最大限の効果と効率化の達成を図ることを目的としている。

2002年3月のIAEA理事会で、上記の青写真となる「統合保障措置の概念的枠組み」を採択し、そしてIAEAは、対象となる国の国内保障措置体制に応じて具体的な組み合わせを構築し、「統合保障措置 ( IS )」として適用することとした。即ち、ISは包括的保障措置協定と追加議定書による新しい保障措置を最適な形で組み合わせ、最大限の有効性と効率化を目指す保障措置と言える。適用の条件としては、IAEAが、その国に未申告核物質・活動が存在しないとの結論を出した場合である。又、期待される効果としては、査察回数の削減等による保障措置の合理化が図られている。

我が国に対する統合保障措置の適用については、2004年9月から開始され、フルスケールの核燃料サイクルを保有する非核兵器国としては最初の適用国となった。ISが継続して実施されるためには、IAEAが毎年6月に発表する「保障措置声明」において「拡大結論」が維持される必要がある。我が国については、2004年から現在までの同報告書において「拡大結論」が維持されている。因みに、現在IAEAは、181ヵ国の1290の原子力施設と施設外、そして204,000 SQ ( Significant Quantity ) の核物質を対査対象としている。2016年のIAEA保障措置実施状況 ( IAEA SIR 2016 より ) によれば、実際の査察活動として、日本の査察量は表2-4に示すように、査対象施設は18パーセントであり、世界では一番多い査察量となっている。

	IAEA全体	日本	日本の割合
査対象施設	701	125	約18%
査察回数	2, 216	313	約14%
査察現場日数	13, 271. 5	2, 983. 5	約22%

表2-4 IAEAの保障措置査察 ( 2016 )

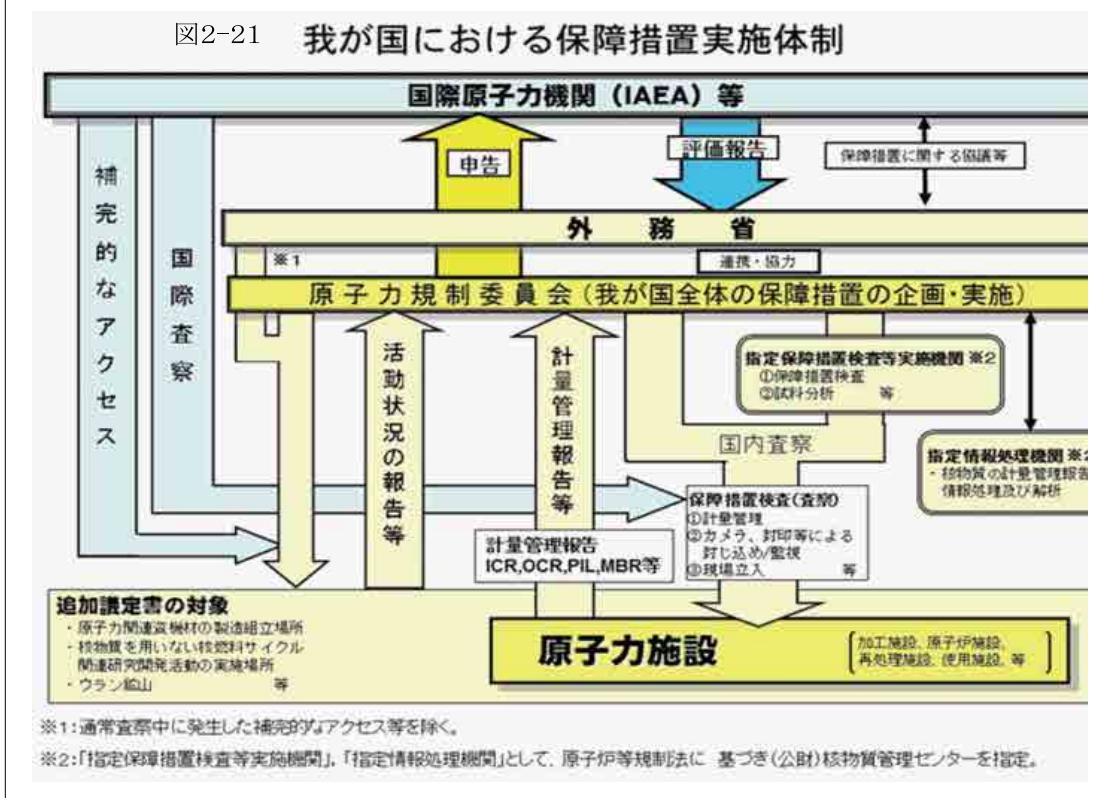
### (3) 国内保障措置<sup>2)</sup>

#### ①国内制度

我が国は、NPTに基づきIAEAの保障措置を受け入れている。具体的には、図2-21は保障措置に関する国際枠組みと国内法の関係を示したものである。国内規制としては、原子力基本法や原子炉等規制法等である。また、二国間原子力協定に基づき保障措置等の実施を約束している。

具体的には、我が国が国内保障措置制度に基づき、事業者による計量管理、封印やカメラ等による封じ込め／監視、そして規制当局の査察を行うことにより、国内にある全ての核物質が核兵器等に転用されていないことを確認し、IAEAが査察等によりこの認定を確認することにより実施されている。原子力事業者は、原子炉等規制法に基づき、施設で核物質を取扱う場所を定め、その区域で一定期間に搬入・搬出される核物質の増減、そして現在の核物質の在庫の量を厳密・正確に管理し、原子力規制委員会に報告している。この報告は、いわば厳密な家計簿のようなもので、核物質の在庫量の管理は計量管理と呼ばれている。国は、事業者から受け取った計量管理報告書を取りまとめIAEAに提出している。

図2-21 我が国における保障措置実施体制



2) <https://www.nsr.go.jp/activity/hoshousuchi/houhou/index.html>

## ②保障措置の着実な実施

原子力規制委員会は、日・IAEA 保障措置協定及び追加議定書に基づき日本の核物質が核兵器等に転用されていないことの確認を IAEA から受けるため、i) 原子力施設や大学等が保有する全ての核物質の在庫量等をとりまとめて IAEA に報告し、ii) その報告内容が正確かつ完全であることを IAEA が現場で確認をするための査察に協力している。これらの活動を通じて国際社会における我が国の原子力の平和利用への信用の維持に努めている。なお、東京電力福島第一原子力発電所においても、廃炉作業の進捗に合わせた保障措置活動が行われている。具体的には、4～6号機及び共用プール等にある核物質に対しては通常査察が行われるとともに、高放射線の影響等により通常の保障措置活動の実施が困難な1～3号機では、核物質の未申告の持ち出し等がないことについて、原子炉建屋外に設置された監視システム等による確認が行われている。これらに加え、施設の設計、運転状況が申告どおりであることを確認する活動が実施されている。

毎年 IAEA は、前年に行った保障措置活動についてとりまとめた「保障措置声明」を公表し、保障措置協定が発効している全ての国についてその活動の評価結果を示している。2018年6月に公表された「2017年版保障措置声明」<sup>3)</sup>においても、「IAEA は、包括的保障措置協定及び追加議定書が発効している 127ヶ国の中、日本を含む 70ヶ国について、申告された核物質について平和的な原子力活動からの転用の兆候が見られない、未申告の核物質又は活動の兆候が見られない、ことを根拠として全ての核物質が平和的活動にとどまっている（拡大結論）」と評価した。2003年以降継続して、我が国にある全ての核物質が平和的活動にあるとの評価を得ている。

図2-22 IAEA/国の保障措置活動



<sup>3)</sup> <https://www.iaea.org/sites/default/files/18/06/statement-sir-2017.pdf>

#### (4) 保障措置への国際貢献<sup>4)</sup>

我が国は、原子力黎明期より IAEA に積極的に協力し、IAEA 保障措置の制度確立に貢献してきた。研究炉 JRR-3 用の燃料の天然ウランを IAEA を通じて購入し、我が国と IAEA 間で締結された協定に基づいて、IAEA の保障措置適用を受ける最初の国となった。以後、保障措置体制が整備され、モデル保障措置協定文書 INFCIRC/26 が策定された。又、我が国は当時 NPT 未批准（我が国は 1976 年 6 月に批准）であったにも係らず、NPT 第 3 条に基づき IAEA との間で締結される包括的保障措置協定の内容を規定する INFCIRC153 の策定に積極的に参加し、原子力平和利用活動に対する配慮や国内核物質計量管理システムの活用等の提案を反映させることに成功した。追加議定書については、IAEA に設置された特別委員会における検討に参加するとともに、IAEA 保障措置の情報処理等の分野における支援を通じて追加議定書の枠組み作りに貢献した。

保障措置の技術開発においては、1981 年から IAEA 保障措置技術支援計画（JASPAS : Japan Support Program for Agency Safeguards）を発足させ、我が国の核燃料サイクルの確立に関連した、保障措置技術の開発や IAEA 保障措置の強化に積極的に貢献してきた。さらに、日本の核燃料サイクル計画の透明性を高めるとともに、以下に記述するようなウラン濃縮施設、再処理施設等の核燃料サイクル施設に関する保障措置の国際プロジェクトに積極的に参加した。これらの参加を通じて得られた結果について、自らの核燃料サイクル活動の中に積極的に受け入れた。例えば、大型再処理施設保障措置プロジェクト（LASCAR : Large Scale Reprocessing Plant Safeguards :）で得られた結論について、六ヶ所再処理工場の保障措置システムに反映させている。我が国はこれまで核燃料サイクル施設で生じた保障措置上の課題に対し、誠実に問題の要因を検討しその解決に努めてきた。例えば 1994 年のプルトニウム燃料製造施設のホールドアップ（プルトニウムの工程内滞留）問題では、従来以上に正確なホールドアップ量を評価できるよう、米国のロスアラモス国立研究所と共同でシステムを改良する等、国際協力を活用し IAEA や他国からの信頼性向上に努めた。

具体的なこれまでの日本の貢献事例をいくつか以下に示す。

##### ①ウラン濃縮施設の保障措置技術開発：六者間保障措置プロジェクト

（HSP: Hex partite Safeguards Project、期間 1980 年 -1983 年）

運転を開始したオランダ、我が国の遠心法ウラン濃縮施設に対する保障措置手法を確立するため米国が提案し、日（人形峠パイロット施設運転中）、英、西独、オランダ（共同でアルメロウラン濃縮施設を運転中）、オーストラリア（施設建設設計画中）、米国（施設建設中）、ユーラトム、IAEA が参加した。目的は、機微な情報の保護と有効な保障措置適用のバランスがとれた査察方法を定めることであり、我が国の提案に基づく「頻度限定無通告立入（LFUA :

4) <https://jopss.jaea.go.jp/pdfdata/JAEA-Review-2010-040.pdf>

Limited Frequency Unannounced Access) を含む査察手法に合意が得られた。

## ②東海再処理改良保障措置技術試験

( TASTEX : Tokai Advanced Safeguards Technology Exercise、期間 1978 年—1981 年 )

1977 年から行われた日米再処理交渉の際に生まれたのが TASTEX で、これは我が国、IAEA、米国、仏国の協力によって、東海再処理工場の運転開始を機に、より効果的で効率的な保障措置の適用のための手法と技術の開発及び実証を、同工場を利用して行うことであった。我が国から IAEA への特別拠出金により、化学処理工程区域、プルトニウム生産貯蔵区域等、各区域における分析技術及び監視技術を対象に 13 の研究項目を実施した。

## ③大型再処理施設の保障措置技術開発：大型再処理施設保障措置プロジェクト

( LASCAR : Large Scale Reprocessing Plant Safeguards : 期間 1988 年—1992 年 )

1990 年代に操業開始予定の大型再処理施設を対象とした、効果的かつ効率的な保障措置手法の確立を目的として、我が国が IAEA に特別拠出金を出し、日、仏、西独、英、米、ユーラトム、IAEA が参加した。計量管理に適用する測定器の開発及び測定技術の向上。施設内に査察用分析所を設置し、測定精度と転用検知適時性の向上等の成果により、東海再処理工場の経験と合わせて、六ヶ所再処理工場の保障措置システムが構築された。

## (5) 今後の核不拡散・核セキュリティ活動

### ①我が国の真摯な取組

これまで国際社会は、非核兵器国として唯一我が国が推進する核燃料サイクルを容認してきたが、引き続き国際的な信頼を得て円滑に推進するためには、以下の諸点を厳格に遵守することが肝要である。

- ( i ) 徹底した原子力平和利用
- ( ii ) 国際的な核不拡散・核セキュリティ等のレジームの長期に渡る厳格な遵守及び良好な実践
- ( iii ) 原子力計画・活動の透明性
- ( iv ) 核燃料サイクルの明確な必要性
- ( v ) 核不拡散・核セキュリティの強化への国際貢献
- ( vi ) 強固な日米同盟

過去も現在も将来もエネルギー資源の確保は、我が国にとって必須である。我が国は、原子平和利用政策（特にプルトニウム平和利用）について今後も明確な方向を示す必要がある。我が国の原子力利用は、原子力基本法にのつとり、「利用目的のないプルトニウムは持たない」という原則を堅持し、厳に平和の目的に限り行われてきた。我が国は、最近の世界的な原子力利用をめぐる状況を俯瞰し、プルトニウム平和利用を進めるに当たっては、引き続き国際社会と連携し、原子力安全とともに核不拡散 / 保障措置、核セキュリティの観点を重視し、平和

利用に係る透明性を一層高めることが重要である。

英仏に保管中の我が国所有プルトニウムも国内と同じく、軍事転用の可能性はない。これらのプルトニウムには、日・ユーラトム原子力協力協定に従い、ユーラトムによる保障措置が適用されるとともに、英仏それぞれによる核物質防護措置が適用されている（なお、場合によりIAEA保障措置の適用もある）。海外保管のプルトニウムは、海外でMOX燃料に加工されしっかりしたセキュリティ対策の上で我が国に輸送されるので、平和利用の面から懸念が示されることはないと考えられる。

## ②今後の保障措置の課題

IAEA業務が増大する中、IAEA国際保障措置をより有効に機能させるためには、その高効果・効率化が重要である。統合保障措置の推進とともに、原子力施設の設計段階からの保障措置を考慮するSBD（Safeguards by Design）、及び国レベルアプローチが新たにクローズアップされてきた。又、現在国内外で本分野の人材不足の状況となっており、計画的かつ持続的な人材育成が求められる。米国は、エネルギー省（DOE）が中心となり、2010年から次世代保障措置イニシアティブ（NGSI：Next Generation Safeguards Initiative）計画を推進し、それに大学、国立研究所、産業界が協力をを行い、その成果が出てきている。我が国においても定年退職等で本分野の専門家が減少しつつあるところ、計画的な新たな保障措置技術開発とともに本分野の人材育成を進め、IAEAへの人材派遣を含め国際保障措置への協力・支援を積極的に推進することが肝要である。

（千崎雅生）

## <意見> プルトニウム悪玉論を斬る

金子熊夫

東電福島第一原発事故以後、日本国内の反原発運動が益々拡大、先鋭化しているが、2018年7月半ばの日米原子力協定の自動延長問題をきっかけに、彼ら運動家たちは、日本の再処理・プルトニウム政策を一斉に槍玉に上げた。全国のメディア（産経新聞などを除く）がこれに同調し、まるで金太郎飴のような偏った批判記事を連日大量に流した。その結果、「日本は47トン、原爆6000発分のプルトニウムを保有しており、国際社会の懸念を招いているから、保有量を削減すべきだ。年間最大8トンのプルトニウム生産能力を持つ六ヶ所再処理工場は不要だから直ちに廃棄せよ」との大合唱が盛り上がり、「再処理・プルトニウム悪玉論」があたかも悪性インフルエンザのように一気に全国に蔓延した。

そのような異常な状況の中で、2018年7月初めに閣議決定された第5次エネルギー基本計画の中で「プルトニウム保有量の削減」が初めて明記され、これを受けて、7月末には原子力委員会が「プルトニウムは現状の47トン以上には増やさない」という新方針を発表した。あまりにも性急かつ軽率な対応ぶりである。

いわゆる「プルトニウム・バランス」問題は、決して今始まったことではなく、筆者らが関与した、1977年の、東海再処理施設の運転をめぐる歴史的な日米原子力交渉の最大の争点であった。あの時は、官民挙げての必死の対米説得が奏功して妥協が成立。当初は「2年間、99トンまで」の条件付きであったが、その後INFCE（1977～80年）を挟み10年間の難交渉の末締結された現行の日米協定で、日本の再処理権（いわゆる「長期包括的事前同意」方式）が明記された。以来、日米間では特別に問題もなく今日に至っている。

ところが、日米協定の有効期間（30年）の満期が迫った2017年春ころから、一部の反原発グループが協定を改正して再処理権を放棄せよと主張し始め、米国内の核不拡散グループと連携して、前記のような大合唱を盛り上げたわけだ。こうしたキャンペーンの主導者は、故高木仁三郎氏が創設した原子力資料情報室と新顔の「新外交イニシアティブ」（ND）という2つの市民団体だ。特に注目を要するのは、後者の市民団体で、猿田佐世氏という、その道では辣腕弁護士として知られた女性。「第二の福島瑞穂」とも尊われるほどの行動派で、以前は沖縄・辺野古問題でも裏でかなり「活躍」したらしい。彼女は、全国反原発訴訟の仕掛け人として有名な海渡雄一弁護士（第二東京弁護士会所属）と同じ法律事務所の所属で、彼女の周辺には、立憲民主党系の国会議員や学者、評論家、ジャーナリストなどが囲んでおり、その中には、外務大臣就任前の河野太郎自民党代議士や鈴木達治郎長崎大教授（元原子力委員長代理）なども名前を連ねている。

彼女は、 ニューヨーク州の弁護士資格も有している由で、 米国議会にも一定の人脈を持っており、 主に民主党系の議員や核不拡散論者に働きかけて、 彼女自身が誇らしげに 称しているように、「ワシントン拡声器」という仕組みを作り上げ、 日本向けに活発に発信している。 米国の有力財団の支援を得て、 その方面の専門家や役人 OB を度々日本に招き、 シンポジウムなどを開催している。（これらのことは、 2017 年末出版された拙著『小池・小泉「脱原発」のウソ』（飛鳥新社）の第 8 章で詳述してあるので、 是非一読いただきたい。）

こういったグループの人々に共通するのは、 日本のエネルギー安全保障とか国家安全保障という大局的視点が全く見られず、 とにかく再処理・プルトニウム計画を潰し、 使用済み燃料の行き場を無くし、「トイレなきマンション」の汚名を着せたまま日本の原子力発電そのものを窒息死させ葬り去ることにのみ関心があるらしい。 自分達の活動目的を達成するためには、 米国や韓国、 北朝鮮、 中国の同志と連携することも厭わない。

彼らは、 さらに、「原爆と原発は同じで、 日本がプルトニウムを大量に貯め込んでいるのは『潜在的核抑止力』、 つまり将来の核武装に備えるためだ」 等という途方もないデマを平気で流し、 善良な一般市民の不安や恐怖心を搔き立てる。 日本が現に所有する 47 トン（大半は委託再処理先の英仏で保管。 日本国内には約 10 トン）のプルトニウムはすべて軽水炉の使用済み燃料から分離されたものであり、 技術的に見て、 実用的な核爆弾にはなりえないものだ。 このことは、 過去 70 年間、 軽水炉由来のプルトニウムで核爆発実験が行われたことは一度もないという事実で証明されている。

また、 これらのプルトニウムは国際原子力機関（IAEA）の厳格な査察・保障措置の下に置かれており、 とりわけ六ヶ所再処理工場には IAEA 査察官事務所が敷地内に設けられており、 操業開始後は 24 時間査察体制下に置かれる。 IAEA は日本に軍事転用の兆候がないことを毎年はつきり確認している。 2004 年以後、 IAEA は日本を「統合保障措置」の適用国に指定し、 日本の原子力活動の「平和性」に太鼓判を押している。 ついでに言えば、 日本のプルトニウムの管理状況については、 原子力委員会が毎年、 グラム単位で克明に公表している。 これだけ詳細に数量を公表しているのは日本だけだ。

従って、 仮に日本政府がこれらの核物質を転用してこっそり核兵器を作ろうとしても実際には絶対に出来ない仕組みになっている。 これらのことは反原発派の人も知らぬはずはないが、 決して触れないし、 メディアも報道しない。 その結果「プルトニウム悪玉論・恐怖論」が独り歩きし、 一般市民の不安や恐怖感が増幅される。 原子力委員会までがその影響を受けているやに見受けられるのは誠に遺憾としか言いようがない。

心ある政治家や専門家と、 少数の良識あるジャーナリストによる啓蒙的発言や解説を切に期待する所以である。

## 第3章 日本の軽水炉燃料サイクル施設

### 3.1 六ヶ所再処理施設

本章では核燃料サイクルの中心的プロセスである再処理について、特に軽水炉使用済み燃料の再処理として設計され、青森県六ヶ所村に建設された再処理施設の現状と、これまでの建設及び試験運転等で得られた種々の経験の代表的事例を紹介する。本稿では特にアクティブ試験、主なトラブル事項、ガラス固化プラント、新規制基準対応安全対策について、概説する。

1997年2月、六ヶ所再処理工場の使用済燃料受入れ・貯蔵施設は、本体施設に先行して建設工事が完了し、1998年10月から3回に分けて使用済燃料100体(約32t)が試験用燃料として搬入され、1999年12月に使用前検査に合格して、これにより日本原燃は再処理事業を開始した。一方、再処理工場本体の建設では、工事の進捗に伴い段階的に次のとおり機器・設備の機能及び性能の確認試験を行った。

#### ①通水作動試験(2001年4月20日～2004年9月30日)

水、蒸気等を用いて移送機器の移送能力、攪拌機の攪拌能力等の機器単体の作動を確認した。

#### ②化学試験(2002年11月1日～2005年12月27日)

硝酸や有機溶媒などの化学薬品を用いて移送機器、密度計、流量計の性能、インターロックの作動、酸回収設備の酸バランス、分離設備の界面位置制御、火災・爆発の防止に係る希釀剤洗浄効果など、機器単体及び系統の作動並びに性能を確認した。

#### ③ウラン試験(2004年12月21日～2006年1月22日)

劣化ウランを用いた模擬燃料集合体による剪断・溶解性能、ウラン溶液による抽出・逆抽出性能、脱硝性能、ウラン粉末による粉末取扱性能の確認、また外乱試験として臨界安全に係る分離設備の抽出塔における抽出不良試験、外部電源喪失試験等、更に総合確認試験として負圧確認試験等による閉じ込め性能の確認を行った。使用した劣化ウランは粉末約26t、模擬燃料集合体約27t(107体)、合計約53tである。

#### 3.1.1 アクティブ試験

2006年3月31日、竣工前の最終段階の試験としてプルトニウム、核分裂生成物、マイナーアクチナイドを含む実際の使用済燃料を用いたアクティブ試験を開始した。このアクティブ試験は5つのステップに分け、段階



図3-1 六ヶ所再処理工場

的に使用済燃料の取扱量を増やし、各個別施設の安全機能及び機器・設備の処理性能、更に工場全体の安全機能及び運転性能をステップごとに確実に把握しながら進められた。具体的には次のような方針の下で試験を行った。

- ・含まれるプルトニウムや核分裂生成物の少ない低燃焼度で長期間冷却した使用済燃料を用いて試験を開始し、段階的に燃焼度が高く冷却期間が短いものへ替える。
- ・分離建屋では、前処理建屋から受け入れた溶解液を、始めはウラン溶液で希釀し、この希釀率を段階的に下げることにより、プルトニウムや核分裂生成物の濃度を徐々に高めて試験を行う。
- ・使用済燃料の1日当たりの処理量を段階的に上げて行く。
- ・出来るだけ早い段階で安全性に係る判断が行えるよう試験項目を組み立てる。
- ・初期のステップではホールドポイントを設定し、取得された実データが想定していた範囲を逸脱していないかを次の段階に移行する前に評価する。

アクティブ試験で確認する項目は、環境への放出放射能量、核分裂生成物の分離性能、ウランとプルトニウムの分配性能、液体廃棄物・固体廃棄物の処理能力等の原子力施設としての安全性に係るものと、再処理工場としての処理性能に係るものである。アクティブ試験の5つのステップの実績は以下の通りである。

#### (1) 各個別施設(建屋)ごとの安全機能及び機器、設備の性能確認

##### 第1ステップ(2006年3月31日～6月26日)

低燃焼度(約12,000～17,000 MWd/t)で長期冷却(約20年)の17×17型PWR燃料16.8 t(36体)と、中燃焼度(約30,000～33,000 MWd/t)で中期冷却(約10～18年)の17×17型PWR燃料14.3 t(31体)、合計約31 t(67体)を用い、1日当たりの処理量を徐々に増やすとともに、始めは分離建屋で溶解液をウラン溶液で希釀し、段階的(3段階)に核分裂生成物及びプルトニウム濃度を高くし、このステップの最終段階では希釀を行わずに性能を確認した。第1ステップの試験により、核分裂生成物の分離性能、プルトニウムの分配性能、プルトニウム逆抽出性能、剪断・溶解処理に伴う希ガス・よう素等の放出量、作業環境の線量当量率、空気中の放射性物質濃度、環境への放出放射能量の評価を行った。また低レベル固体廃棄物処理設備の処理能力確認試験(性能検査)を行った。なお、本ステップでは剪断・溶解にA系列を用いている。

##### 第2ステップ(2006年8月12日～12月6日)

中燃焼度(約17,000～36,000 MWd/t)で長期冷却(約10～20年)の17×17型PWR燃料29.0 t(63体)、中燃焼度(約28,000～36,000 MWd/t)で中期冷却(約8～15年)の15×15型PWR燃料20.8 t(46体)、低燃焼度(約18,000～21,000 MWd/t)で長期冷

却(約20年)の8×8型BWR燃料10.0t(57体)、合計59.8t(166体)を用い、第1ステップで確認した項目に加え、脱硝性能や環境への放出放射能量等の確認を行った。本ステップで使用した剪断・溶解設備は第1ステップと同じA系列である。

### 第3ステップ(2007年1月29日～4月26日)

前処理建屋のせん断・溶解をB系列に変更し、燃焼度約15,000～36,000MWd/tで冷却期間約8～19年の8×8型BWR燃料49.5t(275体)、燃焼度約16,000～47,000MWd/tで冷却期間約8～21年の17×17型PWR燃料19.9t(44体)、合計69.4t(319体)を用い、剪断・溶解性能、分離・分配性能、線量当量率及び空気中の放射性物質濃度、環境への放出放射能量等の確認を行った。

## (2) 工場全体の安全機能及び運転性能の確認

### 第4ステップ(2007年8月31日～2008年2月14日)

前処理建屋の剪断処理施設及び溶解施設の系列をA系列に戻し、燃焼度約32,000～48,000MWd/tで冷却期間約5～18年の17×17型PWR燃料105.4t(236体)、更にガラス固化設備の試験の実施に必要な高レベル廃液を確保する目的で燃焼度約32,000～40,000MWd/tで冷却期間約8～18年の8×8型BWR燃料54.9t(315体)を追加し、合計160.3t(551体)を処理した。これらを用いて、各建屋並びに再処理施設全体の処理性能を確認するとともに、低レベル廃棄物処理設備の処理能力、製品中の核分裂生成物含有率、製品回収率、各建屋の線量当量率及び空気中の放射性物質濃度に関する国の使用前検査を受検した。なお、本ステップで高レベル廃液ガラス固化設備の安定運転ができず、第5ステップに回すこととした(後述)。

### 第5ステップ(2008年2月14日～)

前処理建屋の剪断・溶解設備を再びB系列とし、BWR燃料約105t(599体)を用いて、一部の建屋で残っている性能確認、特に高レベル廃液ガラス固化設備の安定運転の確立、また再処理施設全体の処理性能、線量当量率及び空気中の放射性物質濃度、核燃料物質の物質収支の確認を行うアクティブ試験の最終ステップである。

ガラス固化設備はトラブルの続発と安定運転手法の確立に手間取ったために2013年5月までの長期間を経て漸く事業者の行う性能確認が終わったものの、新規制基準への適合性に関する安全審査のやり直しのため、使用前検査を受検できないまま、第5ステップは完了せずに現在に至っている。

このアクティブ試験は、現在までに、前処理建屋、分離建屋、精製建屋、ウラン脱硝建屋、ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋、分析建屋、低レベル廃棄物処理建屋、チャンネルボックス・バーナブルポイズン処理建屋において終了し、低レベル廃液処理建屋(進捗率90%)、

高レベル廃液ガラス固化建屋（同 79%）、再処理施設全体の性能確認（同 87%）が残っている状態にある（総合進捗率 96%）。

これまでに終了した試験の結果、次の通り、安全機能として重要な放射性物質の除染能力について十分な能力を有していることを確認した；

- ・分離、分配設備等での核分裂生成物の除染係数が目標値を満足した
- ・放出放射能量は、所定の値を満足した
- ・製品中の核分裂生成物含有率は所定の値を満足した

また、再処理施設全体として十分な処理性能を有していることも以下の通り確認した；

- ・目標とする能力で安定した運転ができた
- ・廃液等への核燃料物質の移行量が十分小さく所定の回収率を満足した

アクティブ試験を通じて、使用済燃料約 425 トン（BWR 燃料約 219 トン、PWR 燃料約 206 トン）を剪断・溶解し、製品として、ウラン製品粉末約 366 t、MOX 製品粉末約 6.66 tHM（核分裂性 Pu 2.17 t、全 Pu 3.33 t）、ガラス固化体 346 本を製造した。

このアクティブ試験では、次節以降に示す通りさまざまなトラブルを経験したが、これにより不適合事項や改善事項の抽出、運転操作員の技術能力の向上、設備保守の技術ノウハウを獲得することができた。化学処理の主工程は実質的に完成している。

### 3.1.2 主な変更・トラブル（ガラス固化施設関係以外）

#### [プール水の漏洩]

2001 年 7 月に使用済燃料受入れ・貯蔵施設の PWR 燃料貯蔵プールの漏洩検知装置において出水が確認され、調査の結果 2002 年 2 月にプール水の漏洩であることが確認され、同年 10 月に漏洩箇所を特定した。漏洩の原因は、燃料貯蔵プールの内側に張られたステンレス製の板（ライニングプレート）を現場施工する際に不適切な計画外溶接が行われ、貫通欠陥が発生したものと判明した。その後、同施設では 2003 年 2 月及び 4 月に別の位置でプール水の出水を検知して漏洩箇所を特定し、また 5 月には別の 2 箇所の貫通欠陥を発見した。更に調査範囲を再処理施設本体の同様なライニング構造に広げ、多数の計画外溶接や母材損傷、母材貫通補修溶接などを確認した。問題のある溶接箇所は全て補修し、2004 年 1 月に補修作業を完了した。平行して品質保証体制の点検を実施し、2004 年 2 月に原子力安全・保安院に対して「再処理施設品質保証体制点検結果報告書」を提出し、同年 3 月に同院から「再処理施設品質保証体制点検結果報告書に対する評価書」を受領して、このプール水漏洩問題への対応が完了した。

#### [硝酸の漏洩]

2003 年 3 月、ウラン脱硝建屋内で化学試験中に硝酸が漏洩した。原因是硝酸供給ラインの弁のガスケットの劣化であり、不適切な材質のガスケットが使われていた。同様な問題が潜在

していないか再処理施設全体にわたりガスケット等のシール部材の調査を行い、多数の不適合を発見し全て交換するとともに調達管理の改善、念の為の飛散防止カバーの設置などの対策をとった。

#### [崩壊熱除去計算に誤り]

2005年1月、ガラス固化体貯蔵設備の設計における崩壊熱除去計算に誤り（自然循環冷却風量を算出するための流路圧力損失の設定ミス）があることが判明した。このため、既存の設備の改造、新設の設備の設計変更を行った。また同様な誤りが無いか、設工認申請の安全設計に使われている計算式、解析コードを総点検した。

#### [放射性物質の体内摂取]

2006年5月、分析建屋で作業を行っていた作業員1名が、微量の $\alpha$ 放射性物質を体内に摂取していたことがバイオアッセイにより判明した（預託実効線量は0.014mSv）。更に、同年6月、分析建屋で作業を行っていた別の作業員1名も鼻スミヤで $\alpha$ 汚染を検出した（バイオアッセイの結果では内部被ばく無し）。このため作業管理の改善、ヒューマンエラー防止の活動を実施した。

#### [溶液供給量の誤り]

2007年3月、ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋内で、ウラン・プルトニウムの硝酸溶液を乾燥させるための皿に、誤って2バッチ分の溶液を供給した。原因は脱硝処理済みの皿を次の工程に送り出さずに次の溶液供給を行ったという誤操作であるが、対策として、制御ロジックの改造、運転手順書の改正、監視カメラの照明交換などを行った。

#### [耐震計算に誤入力]

2007年4月、使用済燃料受入・貯蔵建屋の燃料取扱装置および第1チャンネルボックス切斷装置の耐震計算に誤入力があることが判明した。メーカーから計算を請け負った協力会社の担当者が、固有振動数(Hz)を入力すべきところ、誤って固有周期(秒)を入力していたというもの。解析コードの変更が関連していた。入力を修正すると許容応力を超えることとなった為、補強工事を行うとともに、設計解析の総点検、設計管理の改善などを行った。当該担当者は1996年には誤りに気が付いていたが報告しなかったという事実も判明し、コンプライアンス意識醸成の活動も必要となった。

#### [エンドピース酸洗浄槽で動作不良]

2007年10月、前処理建屋内に設置されているエンドピースの酸洗浄槽で動作不良が検知され、点検の結果、装置部品（バスケットの扉）の変形とエンドピースの所定外位置への落下を確認した。対策として装置の動作設定値の修正、監視カメラの設置、手順書の整備などを行った。

#### [作動油漏洩]

2008年1月、前処理建屋内に設置されている使用済燃料の剪断機の油圧制御ユニット（剪

断セルの外)の配管継手部から作動油約 750 ℥ が漏洩した。原因は設計管理適用対象外のユニット品の振動による疲労破壊であったため、サポートの固定性の優れたものへの変更、操作手順書の改善などの対策をとった。

#### [高レベル廃液の漏洩]

2009 年 1 月、2 月、10 月の 3 回にわたり、ガラス固化セル内で高レベル廃液の漏洩が発生した。原因是、ガラス溶融炉の中で落下した天井レンガの回収、炉底部のハツリなどの補修作業を行うため、高レベル廃液供給槽からガラス溶融炉への廃液供給配管を取り外し閉止フランジを取り付けていたところ、供給槽にあるエアリフトのページ空気流により槽内の廃液が徐々に移行して閉止フランジ部に到達し、締付力が弱かったフランジの隙間からセル内へ漏洩したものと判明した。再発防止のため、供給槽内液位を下げる、エアリフトページ用圧縮空気流量を低下させる、閉止フランジの締めを強くする、漏洩廃液受けトレイを監視するなどの対策がとられた。

このトラブルにより、固化セルでは漏洩液の回収、セル内の硝酸洗浄、セル内機器の硝酸影響の有無に関する点検が必要となり、復旧には長期間を要することとなった。

#### [温度計保護管異常]

2010 年 7 月、分離建屋で、高レベル廃液濃縮缶の缶内温度計の交換作業において、取り出した温度計を置いたビニールシート上に基準値の約 18 倍となる放射性物質による汚染を発見した。原因是、缶内に挿入されている温度計保護管先端部に貫通損傷ができたためである。対策として当該保護管の加圧管理、濃縮缶の温度管理の強化を行った。

#### [外部電源全喪失]

2011 年 3 月、東北地方太平洋沖地震により外部電源を全喪失したが、全ての非常用ディーゼル発電機が順調に起動し冷却水循環ポンプ等に給電した。なお、地震発生の 3 日後に連続運転していたディーゼル発電機 1 台に不具合を生じたが、復旧していた外部電源に切り替えた。

### 3.1.3 ガラス固化試験の苦難と解決

六ヶ所再処理工場の高レベル廃液ガラス固化設備は、液体供給式セラミック溶融炉 (LFCM ; Liquid fed ceramic melter) である。これは、レンガで組み上げた炉内で、ガラスに直接通電して加熱し溶融させ、そこにあらかじめ高レベル廃液、アルカリ廃液、ファイン廃液の 3 種を混合した廃液を、炉上部からガラスピーズとともに投入し、ガラス液面上で水分を蒸発させ、廃棄物成分のみを溶融ガラスの中に溶かし込み、廃棄物成分を含む溶融ガラスは、炉の底部からノズルを通して抜き出し、ステンレス製容器(キャニスタ)の中に流下させて冷却固化するものである。

アクティブ試験の第 4 ステップ(2007 年 8 月開始)に於いて、2007 年 11 月に核分裂生成物やマイナーアクチナイドを含む高レベル放射性廃液の「ガラス固化試験」を開始した。キャニ

スタへの注入・充填を実施し、安全性の確認、温度条件などのデータを取得しながらガラス固化体の製造を進め、運転技術の経験・習熟を図ろうとするものである。

しかし2007年12月、ガラス溶融炉内の溶融ガラスの粘性が高くなり、キャニスター内への流下に時間を要したことから試験を中断した。溶融炉内にある溶融ガラスを一旦抜き出し、炉内にカメラを入れて詳細な点検を行うとともに、残留物の除去作業などを進め、約半年後の2008年7月に漸く試験を再開した。

ところが試験再開の翌日、再びガラスの十分な流下を確認することができなくなり、1本のガラス固化体を製造することなく試験を中断することになった。この原因是、溶融ガラスをキャニスターに流下させるノズルの温度が十分に上昇していなかったため、中のガラスが冷えて粘性が高まり、流下ノズルにガラスが付着することでノズルの出口が詰まつたものと判明した。そこで、ノズルの温度目標値を高めに設定するなどの新たな対策を行い、2008年10月に試験を再開した。

再開した試験では、安定した状態でガラス固化体15本を製造したが、さまざまな状況下での安定運転を確認するために不溶解残渣(ファイン)を廃液に混ぜたところ、炉底部に白金族元素の堆積を示す兆候がみられ、徐々にガラスの流下性が低下したことから、炉内の「洗浄運転」を行い回復に努めた。しかし、状況が改善しないことから、炉底部に堆積した白金族元素を強制的に抜き出すために、攪拌棒を使用する「攪拌運転」を実施し、復旧作業に取り組んだ。

この攪拌運転を実施中の2008年12月、攪拌棒の動きが鈍くなつたことから、溶融炉内にカメラを挿入したところ、攪拌棒が曲がっていることが判明するとともに、溶融炉内の天井レンガの一部が落下していることも発見された。ガラス固化設備は既に強い放射能で汚染されている為に人間の接近が不可能であり、試行錯誤を繰り返して遠隔操作によるレンガ回収装置を開発し、操作員の訓練を経た1年半後の2010年6月に漸く落下したレンガを回収した。この間には、2009年1月に固化セル内の遠隔操作装置(パワーマニピュレータ)の故障が発生し、セル内除染、溶融炉の復旧に長期間を要する一因となつた。

この現場でのガラス溶融炉の復旧作業と並行して、ガラス溶融炉の運転方法や設備の改善を図るためにさまざまな対策を検討し、日本原子力研究開発機構(JAEA)の東海事業所にある実規模大のモックアップ溶融炉(KMOC)を活用し、約2年間かけて対策の検証を実施した。このKMOCを使用した試験は、実機のガラス溶融炉を運転する現場操作員の技術・技能の向上にも繋がつた。

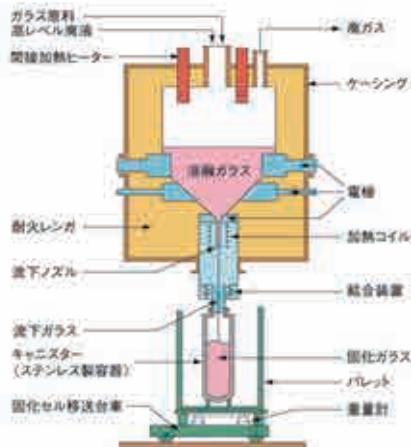


図3-2 ガラス溶融炉の概要

KMOC 試験で得られた知見を踏まえ、六ヶ所工場では、白金族元素が炉底部へ沈降、堆積しないよう溶融炉内にガラス温度計を複数追加して溶融ガラスの温度管理を徹底すること、またガラスの流下性が悪化する前に定期的な洗浄運転を実施することなどの改善を実施した。

2012 年 1 月にガラス固化試験を再開すると安定した運転に成功し、2013 年 1 月 3 日に B 系列、2013 年 5 月 26 日に A 系列の安定運転および性能確認試験が無事終了し、計画していたガラス固化試験が漸く全て終了した。これにより、ガラス溶融炉の安定運転技術が確立し、国によるガラス固化設備の使用前検査に向けた準備が整った。

### 3.1.4 改良ガラス固化設備

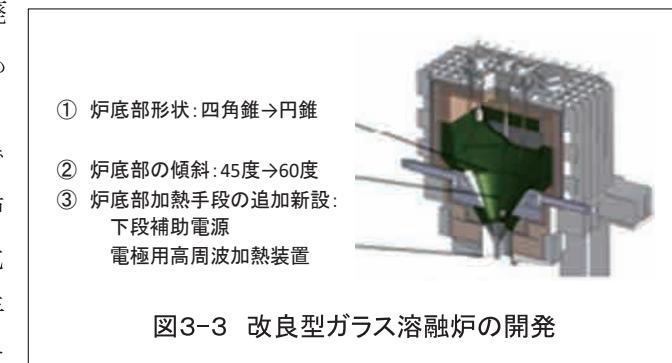
六ヶ所再処理工場のガラス溶融炉は設計上の寿命が 5 年で比較的近い将来に取替が必要になるため、その際により一層の安定運転を目指して新型のガラス溶融炉にリプレースするべく研究開発が進められている。この研究開発の拠点となる「ガラス固化技術開発施設」が 2013 年 10 月、六ヶ所サイト内に完成している。再処理工場と同じサイト内に建設したことにより、試験で得られたさまざまな知見や成果を実機のガラス溶融炉に迅速に反映できることが期待される。またこの「ガラス固化技術開発施設」では、新型ガラス溶融炉の開発のほか、遠隔操作性の確認試験や運転員等の訓練も行われている。

新型ガラス溶融炉にとっての命題は、現行炉の課題である白金族元素の沈降・堆積を抑え、ガラスの流下性を確保することにある。そのため、炉の構造や設備改善の研究に加え、ガラス固化体本数の低減や運転性の向上など更なる性能向上を図るために、ガラス素材の開発も進められている。

これらの研究開発は、再処理事業者である日本原燃とともに電力中央研究所や日本原子力研究開発機構 (JAEA)、東京工業大学、滋賀県立大学、秋田大学、IHI など研究機関からメーカまで、各分野のエキスパートが協力し、経済産業省から「使用済燃料再処理事業高度化補助金」(2009 ~ 2013 年度) の交付も受け、オールジャパン体制で進められた。

その結果、白金族元素の堆積などによる流下性低下の対策として、炉底部の形状を現行の四角錐から円錐に、また傾斜角度を 45 度から 60 度へ大きくすることでガラスが流下しやすくなること、更に、より多くの高レベル廃液を取り込めるガラス素材の開発にも見通しが得られた。

これらの開発成果を実規模サイズで検証するためのモックアップ試験炉 (K2MOC) が製作され、ガラス固化技術開発施設に設置された。2013 年 11 月から 2014 年 2 月にかけて、新た



に製作した K2MOCにおいてモックアップ試験の第1段階が行われた。この試験では、ガラスを目標の温度で管理でき、回数を重ねても流下性は良好で、白金族元素が炉底部に堆積した兆候は確認されず、また、溶融炉内に保持されているガラスを全量抜き出すドレンアウト後にも、炉内のガラスは全て排出されており、残留物は確認されなかった。

2014年11月から2015年1月にかけて実施した第2段階の前半試験では、流下性能がさらに向上していることを確認するために、白金族元素を含まない模擬廃液とガラス原料ビーズとを供給する「洗浄運転」の間隔を拡大させるとともに、不溶解残渣などの分量を変化させる試験を行った。その結果、洗浄運転を実施することなく、40バッチ（ガラス固化体40本分の製造）を連続で運転できることが確認された。これは、洗浄運転を間に挟みながら30バッチ連続運転するという当初の目標を大幅に上回る結果である。洗浄運転をしなくても白金族元素が炉底部に堆積することなく連続運転できたことは、ガラス固化体の製造本数を抑制することにつながるものである。

2015年2月から5月にかけて実施した第2段階の後半試験では、国による使用前検査の条件である1時間当たり約70ℓの廃液供給量で運転できることや、設計上の処理能力である1日4tの使用済燃料を再処理する場合(800t／200日)の廃液供給量で運転ができるかを確認し、試験は順調に終了した。

これまでのさまざまな試験結果から、新型ガラス溶融炉は流下性が格段に向上し、廃液の処理能力も良好で、より安定的に運転できることが確認できており、日本原燃は、引き続きデータの詳細な評価を行い、新型ガラス溶融炉を実機へ導入する判断に向けた検討を行ってゆくとしている。

### 3.1.5 新規制基準対応の安全対策

#### (1) 再処理工場に対する新規制基準の制定

2012年9月に発足した原子力規制委員会は、2013年11月に再処理工場の安全審査に関する新規制基準を決定した。この新規制基準によれば、内部事象対策のうち火災防護の強化、内部溢水への対策、化学薬品の漏洩対策の強化、また外部事象のうち竜巻による飛来物、火山ガス、火山灰、火碎流、森林火災などへの対策の強化、核物質防護の強化、緊急時の通信連絡設備の強化などが必要となる。耐震設計の妥当性を評価するための基準地震動の設定に係わる規制基準も強化された。さらに、福島第一原発では設計で想定した事故状態を超える過酷事故が発生したことから、再処理工場でも重大事故(過酷事故)として、臨界の発生、冷却機能喪失による高レベル廃液貯槽の蒸発乾固、放射線分解により発生する水素の爆発、有機溶媒等による火災・爆発、使用済燃料貯蔵プールの水位低下などの想定が求められ、これらへの対策実施とその有効性評価を行う必要が生じた。

日本原燃は六ヶ所再処理工場の新規制基準への適合性審査を受けるため、2014年1月に

規制委員会へ事業変更許可を申請した。事業者としてはアクティブ試験を実質的に終了して本格操業開始の準備の整った六ヶ所再処理工場は、この新規制基準に基づく安全対策強化のために大幅な設計変更が必要となり、あたかも安全審査のやり直しを受けるような事態となった。

## (2) 新規制基準への適合性審査の申請内容

### ①設計用基準地震動の変更

六ヶ所再処理工場の設計用基準地震動 S2 は当初申請で 375 gal、2006 年の耐震安全性評価（バックチェック）では 450 gal であったが、新規制基準を受けてあらためて評価し直し、設計用基準地震動 Ss として Ss-A（最大加速度 700 gal）を 1 波、Ss-B（出戸西方断層による地震）を 5 波、震源を特定せず策定する Ss-C（岩手・宮城内陸地震及び留萌支庁南部地震）を 4 波、合計 10 波を設定した。これにより設備機器の耐震性能の再確認と必要に応じた強化工事が発生し得ることとなった。

### ②第三層までの安全設計の強化

次に深層防護における第三層までの安全設計の強化、即ち従来から想定していた設計基準事象への対策の頑健性を高めるために様々な追加対策をとることとした。

内部火災には異なる原理の火災感知器の追加設置による多様化、耐火壁（防火ダンパ、貫通部シール等）による 3 時間耐火対策を実施する。

内部溢水には該当建屋内に保有する水量に機器・配管に接続される他建屋及び洞道が保有する水量を加えて最大の溢水量を算出し、その影響評価に基づき遮断弁の設置、堰・防水扉の設置等が実施される。

化学薬品の漏洩には硝酸溶液、腐食性ガス、有機溶媒、強アルカリ溶液を内包する機器（容器・配管）の破損の想定、耐震 B・C クラスで基準地震動により破損する機器からの化学薬品漏洩の想定に基づき影響を評価し、必要に応じ防護板の取り付け等の対策が講じられる。

外部事象としては、国内最大規模の竜巻の風速 100m/秒を想定し、建物の開口部と屋外施設に防護対策（飛来物防護ネットまたは飛来物防護板）を行う。

落雷は、雷撃電流 270kA を想定し（従来は 150kA）、保安器の設置、使用済燃料再処理の停止等の安全対策を実施する。

火山影響は、降下火碎物により非常用ディーゼル発電機などの安全機能が損なわれないよう防護対策（給気フィルタの追加設置、後述する重要度高の蒸発乾固対策対象貯槽の冷却）などを実施する。

外部火災対策としては、幅 25 m 以上の防火帯を再処理施設周辺に設置する。

### ③重大事故への深層防護

設計基準事故を超える重大事故に対しては、対処に要する時間を十分に確保するために、使用済燃料を剪断処理するまでの冷却期間が 15 年以上となるように管理することとした。

そもそも重大事故への対策は、基本設計における3段階の「深層防護」が破れた場合に第4層のシビアアクシデント対策として常設型あるいは可搬型の重大事故対処設備を準備し、それらを用いて必要な時間以内に現場操作を行って事故を収束させるというものであるが、この重大事故への対処を確実なものとするために、重大事故へ至る可能性のある異常事態の発生防止、かかる異常事態が発生したとしても重大事故への拡大の防止、それでも重大事故となった場合にその影響を緩和（外部への放射性物質の異常な水準の放出を防止）するという「深層防護」の備えを重大事故対策の中でも採用している。

#### ④重大事故の重要度分類と対策

炉心が存在せず常時は核分裂連鎖反応がない再処理工場では安全機能の喪失から重大事故に至るまでの時間的余裕があること、一方重大事故の発生するリスクは複数の建屋に広く分散していること、従って例えば地震を共通の起因事象とする場合には複数の重大事故が同時にまたは連鎖して発生する可能性がある（複数箇所での蒸発乾固、水素爆発の同時発生等）。かかる特徴を踏まえ主に可搬型の設備を用いて対処するが、様々な重大事故モードについて事象進展の早さ（対処に要する時間的余裕の短かさ）と発生した際の環境影響の大きさとを考慮して重要度分類を行い対策実施の優先順位を整理している。

表3-1 重大事故の重要度

環境影響の大きさ 事象進展の早さ	大きい (0.01 TBq 以上)	小さい (0.01TBq 未満)
早い（7日以内）	重要度高	重要度低（早）
遅い（7日を超えて1年以内）	重要度中	重要度低（遅）
極めて遅い（1年を超える）	重要度低（極遅）	重要度低（極遅）

この重大事故対策実施の優先順位は、事象進展が早くかつ環境影響が大きいものを「重要度高」として速やかに発生防止、拡大防止及び異常な水準の放出の防止の対策を講ずる。環境影響は大きいが事象進展が遅いものは「重要度中」とし、発生防止対策を講ずるとともに拡大防止及び影響緩和対策は状況に応じて実施することとする。それ以外は「重要度低」とし、状態監視を実施して「重要度高」の重大事故への対処の支障とならない時期に対策を講じる。「重要度低」でも事象進展が極めて遅い事象は状態監視を実施した上で、既設設備の復旧により対応することを基本とする。

再処理工場では同一建屋内に設置されている複数の貯槽等に対する冷却機能が同一の冷却系統施設（安全冷却水系の内部ループ）で構成されている複数の機器、または同様に共通化した安全圧縮空気系により水素掃気用の圧縮空気を供給されている複数の機器があり、これら

を一つの「機器グループ」として共通的重大事故対策を行うことにより同一機器グループに属する全ての機器での重大事故対策を一齊に完結することが可能となり得る。重大事故対策の有効性の評価はこの機器グループごとに行うこととし、必要な期限までに対策を完了できるかを評価している。

#### ⑤重大事故の同時発生への対処

新規制基準が重大事故の同時発生の評価を求めていることから、地震を起因として、13機器で冷却不能による貯槽類の蒸発乾固、5機器の塔槽類で水素爆発、使用済燃料プールで冷却機能喪失、ガラス固化設備で溶融炉の閉じ込め喪失が同時発生すると想定する。この事態に対処する要員数、使用する重大事故対処設備の容量、個数、水源、可搬電源とその燃料保有量に不足が無く、必要な時間内に余裕を持って対処を完了できることを確認している。重大事故対策は多くの人的活動に依存するものであるから、対応操作を行う現場への複数のアクセスルートの確保、作業環境における対策要員の被ばく線量の抑制にも問題の無いことを確認しており、操作手順書を整備し訓練が繰り返されている。重大事故の同時発生による Cs-137 換算の放射能放出量は新規制基準の判断基準 100TBq を充分に下回っている。

以上のとおり、再処理工場の重大事故対策の基本は、機器から漏洩する放射性物質を大容量のセルに閉じ込めて減衰、沈着を図り、セルの内圧上昇等の二次的リスク発生の可能性がある場合に限り排気フィルタ等を通して管理放出するものである。この閉じ込めの境界であるセル及び建屋は基準地震動を超える地震においても直ちには建屋内の作業環境へ影響を及ぼさないよう、基準地震動に対して十分な耐震性を確保する。

さらに、大規模な自然災害、大型航空機の墜落等による施設の大規模な損壊が発生した場合には、建屋放水、セル水没等、放射性物質の放出及び放射線の影響を最小限にとどめるために必要な措置を講ずることとした。

#### 3.1.6 運転開始時期の変更の経緯

六ヶ所再処理工場の建設に向けて日本原燃サービス（日本原燃の前身）が再処理事業指定を申請した1989年3月当時は、竣工時期を1997年12月としていた。その後、様々な設計変更、建設工事中のトラブル、試運転開始後のトラブル、福島第一原発事故の教訓を受けて制定された新規制基準に適合させるための安全審査のやり直し、その審査の中で明らかとなつた安全対策の追加の必要性などの為に、これまでに幾度も竣工時期を延期することとなつた。

特に、新規制基準への対応で必要となつた設備の中で、その設置工事に大幅な時間のかかる主なものは以下の通りであり、工場の竣工時期は大幅に遅れることとなつた；

- ・耐震評価見直しによる緊急時対策所の新規建設工事
- ・内部溢水対策工事（堰・防水扉の設置、緊急遮断弁の設置、耐震 B・C クラス配管等の補強）

- ・内部火災への対策として原理の異なる感知器の追加設置など火災検知システムの強化等
- ・竜巻対策として冷却塔への鋼鉄製防護ネットの設置、車両の浮上を防止する固縛装置の設置
- ・重大事故時の冷却用水源として岩着貯水槽（2万m<sup>3</sup>を2基）の新規建設
- ・重大事故対処設備として蒸発乾固事故時対策用の凝縮機の設置
- ・加熱用蒸気漏洩による制御系機器への影響評価、蒸気暴露試験、必要な対策の実施

今後の設計及び工事の方法の認可、保安規定の認可、使用前検査等の手続きを考慮すると、本格稼働を開始できるまでには時間を要する見通しであり、日本原燃は、24回目の変更となった最新の竣工予想時期（使用前検査の最終合格）を、2021年度上期中と表明している。

一方、これまでに全国各地の原子力発電所から受け入れた使用済燃料の累計は、2018年8月現在でBWR使用済燃料を9,829体（約1,703t）、PWR使用済燃料を3,942体（約1,690t）、合計13,771体（約3,393t）であり、このうち425tをアクティブ試験の中で再処理したので、現在は受入貯蔵プール（容量3,000t）の中に2,968tが保管されている。

全国の原子力発電所で発生し、現在国内に貯蔵されている使用済燃料は、1万8,200トンを超えており、その内3,000トン弱が六ヶ所再処理工場の受入貯蔵プールに保管されている訳で、同工場も使用済燃料対策として大きく貢献している。

（田中治邦）

### 3.2 その他の軽水炉燃料サイクル施設

第3章3.2では再処理以外の軽水炉燃料サイクルの代表的施設として、MOX燃料製造プラントと使用済燃料中間貯蔵施設、及び廃棄物管理施設を取り上げる。ウラン濃縮については、一連の技術開発を第5章5.1.1に記述し、その中で六ヶ所施設についても概述する。

#### 3.2.1 MOX燃料製造プラント

日本原燃は、六ヶ所再処理工場で回収されるPuを利用してMOX燃料（Mixed Oxide Fuel；UO<sub>2</sub>を母材としてPuO<sub>2</sub>を薄く混ぜた混合酸化物燃料）を製造し全国各地の原子力発電所にプルサーマル用燃料として供給するMOX燃料成型加工工場と同じ六ヶ所サイト内に建設中である。JAEAが新型転換炉ふげん及び高速増殖原型炉もんじゅ用のMOX燃料を製造する小規模な専用施設を保有しているが、商業規模の民間MOX燃料加工工場はわが国初めてのものである。

再処理工場とMOX燃料加工工場は隣接して建設され、MOX粉末は地下トンネルを移送され、MOX燃料の最大加工能力は130tHM/年である。



図3-4 MOX 燃料製造工場の完成外観図

### (1) MOX 燃料成型加工技術

MOX 燃料加工の技術は基本的にはウラン燃料の成型加工と同様に焼結ペレットを作り燃料棒に密封した後に燃料集合体として組み立てるものであるが、重要な相違点は以下の通りである。

#### ①MOX 粉末混合

再処理工場の製品である MOX 粉末 (PuO<sub>2</sub> と UO<sub>2</sub> を半々に混合) と二酸化ウラン粉末を混ぜ合わせてプルトニウム濃度を調整するプロセスが必要で、完成した燃料の原子炉での燃焼中にホットスポットを発生しないよう PuO<sub>2</sub> 粒子のサイズを出来るだけ小さくして均質に混合することが重要である。日本原燃はこの工程に実績ある仏国 MELOX 工場の技術 (ベルギーで開発された二段混合の MIMAS 法) を採用している。

#### ②密閉グローブボックス内での作業

体内へ吸入した場合に健康影響が大きいとされる PuO<sub>2</sub> 粉末を取り扱うため、以下の燃料ペレットの成型、燃料棒の組立は、グローブボックス内で行う。

プレス成形； 混合した粉末をプレス機で押し固め円筒形のグリーンペレットを作る

焼結； グリーンペレットを金属の皿に並べ焼結炉にて高温で焼き固め陶磁器のような安定な酸化物とする

外周研削； ペレットの外周を削り外径を揃える

ペレット検査； 寸法・密度・外観等を検査する

ペレット挿入； ジルコニウム合金製の被覆管に燃料ペレットを装填する

密封溶接； ペレットが挿入された被覆管に端栓を溶接で取り付ける

燃料棒検査； 寸法、外観、表面汚染の有無等を検査する

これにより、ペレットを密封した燃料棒が完成し、この後の燃料集合体への組立は通常の室内で可能である。

MOX 燃料加工を行う主建屋は地上 2 階、地下 3 階の構造で、核燃料物質の取扱は地下階で行う。MOX 燃料工場の安全対策は、再処理工場と同様に、放射能閉じ込め (建屋→

作業室→グローブボックスの順に負圧を深くする)、放射線遮蔽( MOX 燃料は強いガンマ線を出す)、崩壊熱除去( MOX 燃料は発熱する)、臨界防止(乾式工程を採用)、火災・爆発防止(主要なグローブボックス内は窒素雰囲気とし、また内部に火災検知・警報、自動消火システムを設置)、地震対策、航空機落下対策などを施す。

## (2) これまでの経緯と現状

### ①工場建設着工までの経緯

2000 年 11 月 電気事業連合会の要請を受けて日本原燃が MOX 燃料加工事業に関する事業主体となることを表明

2001 年 8 月 MOX 燃料加工事業は、核燃料サイクル施設に係わる電事連から青森県及び地元六ヶ所村への当初の立地申入れに無かったため、青森県及び六ヶ所村に立地協力を要請

2005 年 4 月 青森県及び六ヶ所村が同意して「MOX 燃料加工施設の立地への協力に関する基本協定書」を締結し、日本原燃は国(経産省)へ核燃料物質加工事業許可を申請

2010 年 5 月 経済産業大臣から核燃料物質加工事業許可を受け、経済産業省へ工事計画変更届出書を提出

2010 年 10 月 工場建設を着工

### ②その後の状況

MOX 燃料加工工場の建設に向けて日本原燃が燃料加工事業許可を申請した 2005 年 4 月当時は、竣工時期を 2012 年 4 月としていた。しかし 2011 年 3 月に福島第一原子力発電所事故が発生し、新設された原子力規制委員会が事故の教訓を反映した新規制基準を制定したため、これに適合させるべく安全対策の強化とその安全審査が必要となった。そこで、2014 年 1 月に原子力規制委員会へ新規制基準への適合性の審査を申請し、2018 年 9 月現在は建設工事を一時的に中断して審査対応中である。

### ③新規制基準

新規制基準への適合性審査の過程で新たに対応が必要となった主なものは以下の通りである；

- ・グローブボックスの耐震クラスを B から S へ格上げ
- ・燃料加工建屋内の工程室の耐震 S クラス化
- ・火災対策として、換気排気ダクトには防火ダンパを、グローブボックス間の連結部には防火シャッターを新規に取り付ける
- ・火災対処設備；遠隔消火のための装置、消火配管の追加設置
- ・様々な安全対策の強化に応じ、建屋容積を増加

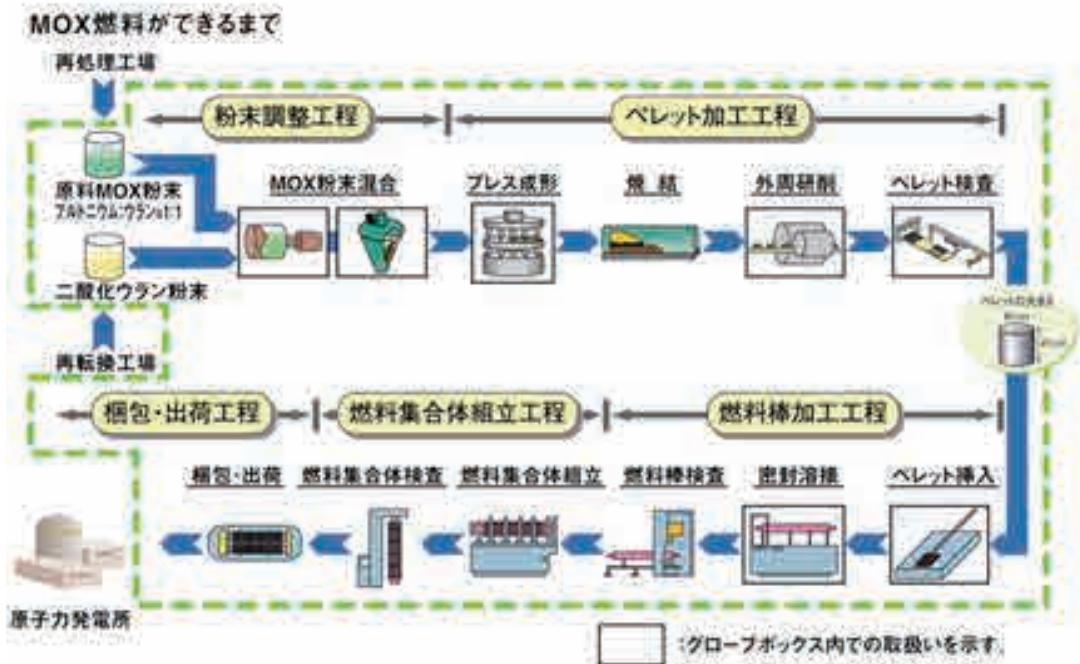


図3-5 MOX燃料加工工程の説明図

これら新規制基準に対応した安全対策の追加の必要性などの為に、竣工時期を延期することとなった。今までのところの工事進捗率は11.8%。これまでに竣工予定は6回変更となつたが、最新の竣工予想時期は、2022年度上期である。

### 3.2.2 使用済燃料中間貯蔵施設

国内の電気事業者は、今までに57基の原子力発電所を建設し、福島第一原発事故が発生する以前は54基4900万kWが運転中であった。この段階で発生する使用済燃料は運転条件によるが820トン/年程度であり、六ヶ所再処理工場の最大処理能力を超えていた。福島第一原発事故以降、多数の原子炉が廃炉となり、資源エネルギー庁総合エネルギー調査会「長期エネルギー需給見通し小委員会」(平成27年6月)によれば2030年度断面での原子力発電の目標は総発電量10,655億kWhの22~20%、発電容量にすると3500万kWである。そこから発生する使用済燃料は570トン/年程度となり、六ヶ所再処理工場の最大処理能力を下回っている。

しかしながら、六ヶ所再処理工場が竣工し、その後段階的に年間処理量を上げて最大処理能力で操業するまでには時間を要する。また、六ヶ所再処理工場の使用済燃料受入プールは、満杯の状態に近付いている。一方、この六ヶ所再処理工場に搬入済みのものも含め、全国には、18,200トンの使用済燃料が保管されている。

(参考 [https://www.fepc.or.jp/resource\\_sw/chozo.pdf](https://www.fepc.or.jp/resource_sw/chozo.pdf))

従って、電気事業者が原子力発電を再稼動した後、順調な運転を継続するためには、六ヶ所再処理工場が最大処理能力で操業するようになる間、中間貯蔵施設が必要となる。このため、核燃料サイクルの柔軟性の確保が必要である。

### (1) むつリサイクル燃料備蓄センター

東京電力と日本原電は、使用済燃料を再処理するまでの間、安全に貯蔵管理するために、共同でリサイクル燃料貯蔵（株）を設立し、青森県むつ市に「リサイクル燃料備蓄センター」を建設し、その工事は実質的に完成している。その設計内容は以下の通りであり、現在、原子力規制委員会による新規制基準への適合性審査を受けている。

- ・1棟目の貯蔵量；3,000 t
- ・1棟目の建屋規模；長さ約 131m × 幅約 62m × 高さ約 28m
- ・順次貯蔵建屋を建設し、最終的には 5,000 t 規模
- ・使用済燃料を装填して密閉封入した乾式貯蔵キャスクを縦置きして並べる
- ・崩壊熱は、貯蔵建屋の自然換気で空冷
- ・主要な設備・機器；金属キャスク、貯蔵建屋、金属キャスク取扱設備、その他放射線監視設備等
- ・安全対策；放射性物質の閉じ込め、放射線遮へい、臨界防止、除熱、地震対策、津波対策、火災防護、竜巻対策

貯蔵期間は、貯蔵建屋ごとの使用期間は 50 年間、キャスク（貯蔵容器）ごとの貯蔵も最長 50 年間である。年間 200 ~ 300 t 程度の使用済燃料を 4 回程度に分けて搬入するとしている。2 棟目を建設する計画で、貯蔵終了後は再処理工場へ搬出する。関根浜港から専用の輸送道路が整備されている。

### (2) これまでの経緯

- 2000 年 11 月 むつ市から、リサイクル燃料備蓄センターの立地に係わる技術調査の依頼
- 2003 年 4 月 立地可能性調査報告書をむつ市に提出、事業構想を公表
- 2003 年 7 月 むつ市長より立地要請を受領
- 2005 年 10 月 青森県ならびにむつ市、東京電力、日本原子力発電との間で「使用済燃料中間貯蔵施設に関する協定書」に調印
- 2005 年 11 月 東京電力ならびに日本原電の共同出資によりリサイクル燃料貯蔵株式会社（RFS）を設立、RFS が施設設計ならびに事業許可申請に必要となるデータの取得を目的とした詳細調査を開始
- 2007 年 3 月 RFS が国に使用済燃料貯蔵事業許可申請書を提出
- 2010 年 5 月 使用済燃料貯蔵事業許可（途中 5 回申請書を補正）

2010年8月 使用済燃料貯蔵施設に関する設計及び工事の方法の認可、使用済燃料貯蔵施設の建設に着工  
 2013年8月 貯蔵建屋が完成（1棟目：3,000トン）  
 2013年12月 原子力規制委員会が新規制基準を施行  
 2014年1月15日 事業変更許可申請を原子力規制委員会に提出（工事計画についても併せて変更）



図3-6 RFS 使用済み燃料中間貯蔵施設



図3-7 使用済燃料乾式キャスク  
 (原電東海の例)

### 3.2.3 廃棄物管理施設

電気事業者（9電力会社と日本原子力発電）は過去に、原子力発電所で発生した使用済燃料の一部を英仏の再処理工場に送り、再処理を委託していた。これは、使用済燃料を構成するウラン、プルトニウム、核分裂生成物、TRU廃棄物を分別回収する役務を委託しただけであって、回収されたものは燃料として使える有用物質は勿論、処分するしかない廃棄物も、原則として日本に返還される。

この廃棄物のうち高レベル放射性廃棄物は、安定した形態に固化したガラス固化体として返還される。返還されたガラス固化体は、日本原燃の六ヶ所サイトにある高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターで受け入れ、含有する放射性核種の崩壊熱が発生している（例：COGEMA返還廃棄物約2kW/本）ので、冷却のため30年間から50年間程度貯蔵し、放射線の減衰を待って、最終処分される。

#### ①設計

貯蔵容量は、1,440本／棟が2棟あり、合計2,880本

ガラス固化体は、たて積みで9本を収納管に納め、収納管は密封される  
 鉄筋コンクリート造、地上2階、地下2階

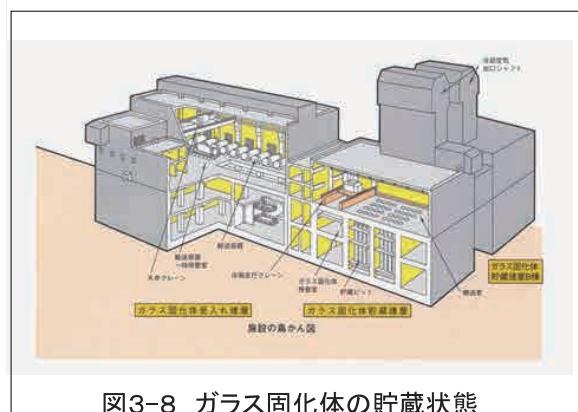


図3-8 ガラス固化体の貯蔵状態

床面走行クレーンおよび収納管 80 本で構成される貯蔵ピット 2 基

建築面積約 2,000m<sup>2</sup>

自然循環の空冷

固化体収納管の外側に同心円状に通風管が設けられ、冷却空気はこの間隙を通過する際に固化体から出る崩壊熱を収納管外面の自然対流で冷却

冷却空気はガラス固化体の発熱による熱対流で自然換気され、排気モニタリング設備で放射能濃度が監視され、排気口から放出される

固化体は間接的に冷却されるので、冷却空気が汚染されることはない

貯蔵施設は航空機の衝突に対しても防護できる設計がなされている

航空機部品のうち比較的硬い部品であるエンジンの衝突を想定し、コンクリートの圧縮破壊および鉄筋または鋼材が破断しない設計になっている

ガラス固化体からの中性子線によりわずかに放射化される冷却空気中の放射性物質等の敷地境界外の空气中濃度は、評価結果が厳しくなるように気象条件を設定して評価されている。この結果、最も高い場合でも法令に定める濃度限度の 500,000 分の 1 以下である。また、直接線およびスカイシャイン線による敷地境界の線量当量は、計算の結果、年間約 0.007mSv であり、一般公衆の被ばく線量は法令で定められている線量当量限度年間 1mSv を超えない十分低い値である。なお、ガラス固化体を取り扱う機器・設備が破損するような落下事故が生じないよう設計されている。

## ②検査設備

受け入れたガラス固化体が安全に貯蔵管理できるものであることを確認するための検査・測定が行われ、貯蔵建屋に貯蔵する。貯蔵区域や検査室は、厚さ約 1.5 ~ 2m の鉄筋コンクリート壁で囲まれ、放射線を遮へいている。

収納するガラス固化体は受入れ時に仕様通りであることを固化処理時の記録から確認するとともに、発熱量や閉じ込め性などの重要な項目はそのつど測定して確認されている。安全性に関連して、ガラス固化体に起因する潜在的空気汚染の

原因物質の性質やコンクリートの耐放射線性について基礎的な試験研究が行われている。

## ③受け入れ・貯蔵実績

国内の原子力発電所から六ヶ所再処理工場へ使用済燃料を輸送する場合と同様に、欧州から日本へのガラス固化体の輸送も、鋼鉄製の重い輸送容器（キャスク）に収納されて専用船で



図3-9 高レベル放射性廃棄物貯蔵管理施設  
建屋内フロアの写真

海上輸送される。先ず仏国から日本へのガラス固化体の輸送が始まり、高レベル廃棄物貯蔵管理センターは1995年4月に操業開始し、2007年3月末までに1,310本が返還されて、仏国からのガラス固化体の返還は終了した。次に英国分は2010年3月から受入を開始しており、2018年8月末現在、520本を受け入れた。英国からの返還総数は、約900本となり、最終的な仏英合計の返還総数は、約2,200本と予想される。

また、将来TRUに汚染された地層処分対象廃棄物も返還されることになっている。

六ヶ所再処理工場で発生するガラス固化体も同様な施設で貯蔵されている。英仏からの返還廃棄物も、六ヶ所で発生する廃棄物も、深地層処分の必要なものは、いずれ全てNUMOへ払い出される。

### 3.3 今後の核燃料サイクルの論点

#### (1) プルサーマル対象炉の扱い

原子力発電所を持つ全電力会社が、その使用済燃料を再処理した結果、プルトニウムを保有しており、これを平和利用して行く責任がある。個別のプルサーマル計画の進捗状況を見ると、各社がMOX燃料を装荷する炉として指定したものは比較的新しい原子炉であり、電力会社は廃炉ではなく新規制基準に適合させて再稼動したいと考えるものである。2018年9月末現在再稼働に向けて新規制基準への適合性審査申請されている原子炉27基（建設中の大間、島根3号を含む）の中だけでも10基がプルサーマル対象炉である。福島第一原発事故の直前の段階で、MOX燃料を装荷して運転していた炉は4基、既に発電所にMOX新燃料が搬入されていた炉は3基あった。

新規制基準適合性審査に合格して再稼動したプルサーマル対象プラントは現在4基である。この再稼動したプルサーマル対象プラントの数が少ないから、六ヶ所再処理工場の稼動により回収されるプルトニウムとの関係において收支がバランスせず「余剰プルトニウム」が発生するので問題だととの意見がある。

しかしこれは全くの見当違いである。六ヶ所再処理で回収されたプルトニウムが利用されるのはずっと先のことである。それが発電所の燃料として使用されるのは、六ヶ所MOX燃料製造工場が稼働（2022年度上期竣工）して燃料加工が始まり、完成MOX燃料体が国内の各発電所へ輸送され、その後原子炉が定期検査で停止した際に取替燃料として炉心へ装荷され、更に原子炉が運転開始してMOX新燃料が燃焼し始める、という段階を経なければならないから数年を要する筈であり、恐らく2025年頃ということになろう。それまで6年程度があるので、多くのプルサーマル対象炉が再稼動できていると考えて差し支えあるまい。

将来届けられるMOX燃料を装荷する原子炉があるかが重要であって、現時点での稼働しているかは意味を持たない。2003年8月当時の原子力委員会が整理したプルトニウム利用計画公表の考え方とは、電力各社のプルサーマル計画が安全審査を通過済みか、地元了解を得てい

るかは必要条件ではなく、回収されて各電力会社に割り当てられるプルトニウムを各社が発電用燃料として使って行く将来計画があるかを問うというものであった。その将来計画を確認できれば六ヶ所再処理工場の稼動を認めることを意味していた。このような単純な事実が、現在の原子力委員会や行政当局も理解できなくなってしまっているのではないかと不安に感じことがある。

そもそも現在ある軽水炉はずっと前に営業運転を開始していたから、六ヶ所再処理工場の供用期間の途中で寿命に達するもので、その時点で対象炉の調整（選手交代）をしなければならないし、そうすればよいだけのことである。プルサーマル対象炉が現時点で再稼動したか否かの追求は意味の乏しいことであり、将来のプルトニウム利用計画があるかどうかだけが判断の基準であるべきである。

## (2) 分離プルトニウムの保有量

しかし、政府は分離プルトニウムの在庫量を減少すると宣言してしまった。2018年9月末現在、わが国は六ヶ所工場に3.6t、原子力発電所に1.0t（MOX新燃料）、原子力機構に4.6t、合計9.2tの分離プルトニウムを保管している。全てウランとの混合酸化物である。また電力業界がこれまでに英国 Sellafield 再処理工場に4,193t、仏国 LaHague 再処理工場に2,944tの使用済燃料の再処理を委託した結果、今日英國に21.2t、仏国に15.5t、合計36.7tの分離プルトニウムを保有している。国内外合計45.9tである。

これはプルトニウム型原爆で数千発分との批判がある。しかし熱エネルギーを安定かつ継続的に取り出す燃料として使う場合の量と、爆発力だけ持つ原爆とを単純に比較する議論は大きなミスリードである。プルトニウムは日本のエネルギー資源であり、これを減らして行くとの宣言はわが国の将来にとって大きな損失である。六ヶ所工場で再処理してプルトニウムを回収すれば、それが炉心で再び燃焼を始めるまでには数年の時間差があるから、その間帳簿から消えることは無く国内にある分離プルトニウム在庫は必ず増加するので、国内外合計の保有量を減らせる保証はない。燃料としてのプルトニウムの保管はIAEAの厳しい査察を受けており、日本の誠実な平和利用の姿勢はIAEAから高く評価されている。

蓄積する使用済燃料対策と資源の有効利用の二つのメリットを持つ再処理を制約するのは国益を損なうものであり、日本は将来大いに後悔することになる。

## (3) プルサーマルの資源節約効果

日本の電力業界が自ら取り組む軽水炉のプルサーマル計画の存在意義はどこにあるだろうか。軽水炉の使用済燃料は全Pu同位体合計で1%弱、核分裂性Puで約0.6%を含む。これを回収して富化度を5%程度とすれば12%（=0.6%÷0.05）の資源節約となる。また同じく94%程度のウランが燃えずに残っており、その中のU-235の比率が天然ウランの存在比程度

にまで劣化しているとして、これを 4.5% 程度にまで再濃縮すれば簡単な計算（廃品濃度 0.25 %）で分かるように新燃料の 10% 程度の資源節約となり、合わせて 22% 程度の効果がある。

勿論回収ウランの再濃縮利用は、若干の反応度損失と汚染により濃縮や成型加工コストが天然ウランの場合より高くなるが、それでも現状見通せる資源価格などからウランクレジットを期待できる。従って国内軽水炉再処理でも回収ウランが蓄積すればその利用に商業的成立性が十分にあると判断できるが、現在の核燃料サイクルの経済性計算ではそのコストメリットを考慮していない。

高速増殖炉の場合と比べ資源節約効果が小さく、従ってフロントエンド側の負担を減らす効果が低く、また燃焼度も 5% 程度しかとれないために再処理単価が高い軽水炉の燃料リサイクルは、直接処分（ワンススルー）に比べてコストメリットが無いのは事実である。そもそも分別回収してリサイクル利用することは手間がかかり、単純に捨てるよりも割高になるのはごく当たり前の話である。大切なことはコスト高のリサイクル利用を道徳的に是と認めるか否かであり、一般社会では多くの汎用品がリサイクルにより再生産されている。

軽水炉の場合に重要なことは、再処理・リサイクルを含んだ原子力発電コストが、他の電源と比べて競争力があるか否かである。このコスト比較はこれまでに幾度もなされ、最新のコスト検証結果でも、福島第一事故の反省から強化された新規制基準へ適合するための設備追加に起因する資本費や事故リスクコストを反映してすら原子力は最も競争力ある電源となっている。

#### （4）本命は高速炉とその核燃料リサイクル

今世紀の後半には、新興国の原子力に牽引されて世界の原子力発電量が増え、市場経済の必然としてマネーが流入してウラン価格はかつて経験したように再び高騰する恐れがある。ウラン資源は無限にあるから心配は要らないなどと脳天気なことは言っていられない。取引価格決定の主導権を握ること、即ちウランの価値を下げる技術が必要で、それが新たなウラン調達を極小化できる高速炉によるプルトニウムリサイクルである。今世紀の後半、世界は高速炉を利用することになる。

エネルギー資源の乏しいわが国こそ、冷却材を金属ナトリウムとして柔軟な増殖比を得られる高速炉とその核燃料サイクルが必要で、その導入には現在の議論とは比較にならない量のプルトニウムが必要である。高速炉が自ら増殖するプルトニウムを回収し再び新燃料として炉心装荷できるまでの間、初装荷燃料および初期段階の取替燃料の製造に大量のプルトニウムが必要である。例えば 20GW の高速炉の立ち上げには 160t 程度のプルトニウム（核分裂性 Pu で 120t）が必要である。再処理で回収されたプルトニウムはできるだけ早く高速炉用の燃料に成型加工したとしても分離プルトニウムにカウントされ、炉心で燃え始めるまで帳簿からは消えない。現在の 46t のプルトニウム保有量も、また今後の再処理稼動も議論となるようでは日本のエネルギー確保は覚束ない。

資源の乏しいわが国にとって、安定かつ長期に持続可能なエネルギー供給を確立できる原子力発電は欠かせない選択肢であり、それには核燃料リサイクルが必要である。その理解に基づき、使い捨て方式と比べれば経済性の劣る軽水炉核燃料サイクルに取り組み、将来の高速炉核燃料サイクルの実現に役立つ技術経験の蓄積に努めているのである。 (田中治邦)

#### 図の出典

図3-1 <https://www.jnfl.co.jp/ja/business/about/cycle/summary/>

図3-2と図3-3 <https://www.jnfl.co.jp/ja/special/highest-technology/development-glass-melter/>

図3-4 <https://www.jnfl.co.jp/ja/business/about/mox/summary/>

図3-5 <https://www.jnfl.co.jp/ja/business/about/mox/summary/process.html>

図3-6 <http://www.rfsco.co.jp/company/bisiness.html>

図3-7 <http://www.japc.co.jp/plant/data/index.html>

図3-8 <https://www.jnfl.co.jp/ja/business/about/hlw/summary/>

図3-9 <https://www.jnfl.co.jp/ja/business/about/hlw/summary/process.html>

## <意見>　日本の核燃料サイクルを進めるために

中村政雄

核燃料サイクル計画は1967年10月の動力炉核燃料開発事業団発足でスタートした。このとき有澤廣巳・原子力委員長代理は記者会見で「この開発は戦艦大和、武藏以来の巨大国家プロジェクトである」と決意を語った。

あれから50年以上経つが、主役である「もんじゅ」は完成を見ないまま廃止になった。六ヶ所再処理施設はまだ稼働できていない。大量のプルトニウムが宙に浮いている。これに比べ、同じ国家プロジェクトでも米国航空宇宙局(NASA)のアポロ計画は当初の予定通り着手から10年で、人類を初めて月面に到着させ、無事帰還させた。

日米の巨大国家プロジェクトの顕著な違いは開発のスピードである。スピードが遅いことで能率は落ちて費用がかさみ、当初の狙いが社会情勢と合わなくなり、世間の関心が薄れ、支持が下がった。技術も陳腐化する。

開発に大きな影響を与えたのは米国の核不拡散政策である。1974年にインドが研究用原子炉の使用済み燃料から抽出したプルトニウムで核爆発に成功し、米国の核燃料に関する対日政策は一変した。

1976年10月のフォード大統領の声明に続き翌77年4月、米国はカーター大統領が核拡散防止のため、茨城県に完成したばかりの動力炉核燃料開発事業団の再処理試験工場と高速炉実験炉「常陽」の運転にストップをかけた。この運転再開は交渉が難航し、日米新原子力協力協定が発足した1988年までかかった。

この間にドイツを始め世界的に反プルトニウム、反原発運動が活発化、日本にも波及した。日本は青森県六ヶ所村に本格的再処理工場を建設しようとしていた。着工に先立ち私は米国の首都ワシントンを訪れ、政府や議員、大学、シンクタンク、反対団体などの要人約30人にインタビューし、日本のプルトニウム利用について本音を取材した。

「米国政府は核不拡散のため、プルトニウムを朝鮮半島や中東、東南アジアの諸国に使わせないよう大変な努力をしている。日本がやめれば、他の国や北朝鮮にもやめさせられる。日本は自国のエネルギーの事しか考えない。それで世界の秩序が成り立つか」

一言で言えば、そういう感じだった。「今はまあいいとして、いずれ日本は核武装する」という懸念も持っていた。

日本は核兵器を持たない国の中で唯一、再処理工場を保有しようとしていた。1988年の日米新原子力協定で米国はOKしたから公式には反対できないが、腹の中では中止してほしい

と願っていた。「再処理はコストが高いからやめたほうがいいですよ」という表現で、様々なルートを通じて日本に情報を流した。マスコミにも働きかけた。そういう意見が朝日新聞の一面トップになったこともある。「米ソの核軍縮交渉がもう少し早く実っていたら、日本にプルトニウム利用を認めなかつた」という意見もあった。

こういう事情を日本側はよく調べていなかった。原子炉級プルトニウムは核兵器原料にならないと日本は思っているが、米国はなると思っている。この食い違いをよく認識すべきだ。

今後の対応として、当時の米国取材で聞いた専門家の次の意見が参考になる。

「日本がプルトニウムを利用し続ける限り米国内には反対運動が残る。それで飯を食っている連中がいるからだ。では六ヶ所をやめたら反対運動が消えるかと言えば、そうではない。次はもんじゅをやめろと言い出すだろう。ワンスルー（直接処分）に転換しない限り、プルトニウムをめぐる緊張は続く。対策としてはプルトニウムを国際機関に登録するだけでなく、管理を任せることだ。それは透明以上の働きをする。」

「米国のマスコミはプルトニウム利用の反対を言うだけで、日本のエネルギー供給の不安定なことについては知らない。取りあげてもいない。日本の指導者がワシントンに来てナショナルプレスクラブで米国のマスコミに説明するといい。その時には、日本は長期的にプルトニウムとどう取り組んでいくのかのポリシーが必要である。今はそのポリシーが欠けている。日本のイメージは10年、20年前の計画を惰性で実行しているに過ぎない。もっと長期的な展望に立った戦略を開拓すべきだ。」

開発の遅れは、日本の技術力にも問題があった。常識では考えられないお粗末な事故が幾つかあった。ハイテクより、ローテクが欠けていた。

開発主体の動燃事業団が社会的信頼を失うことになった発端は1995年12月8日に発生した「もんじゅ」の2次系配管でのナトリウムの漏えい事故だった。ナトリウムが流れる配管の中に突っ込んである温度計のさやが折れ、そこからナトリウムが漏れた。さやの細くくびれた部分が角張っていて丸みを付けてなかつたため応力が集中して折れた。工学部の学生なら製図の時間に真っ先に教わる初步的なことに誰も気付かなかつた。

その1年3か月後の1997年3月11日事業団東海事業所のアスファルト固化処理施設で、火災・爆発というそれまでの開発史上で例のなかつた事故が起きた。火はアスファルトを詰めたドラム缶から出た。水をスプリンクラーで1分間かけて消したが、確認を怠つたため10時間後に爆発した。マキで焚火をしたりふろを沸かした人にはわかるはずだ。水をかけて火を消したつもりでも、火種が残っていて再び燃え出すことがある。アスファルトが詰まつたドラム缶で、少し水を掛けたくらいで中まで冷えるだろうか。この爆発が無ければ動燃解体を呼ばれる騒ぎにはならなかつたはずだ。こういうミスがほかにもある。

広報もお粗末だった。 広報には最優秀の人を配置すべきであるのに軽視していた。 アポロ計画開発中では、 3 人の宇宙飛行士が焼死するなどの事故があつたが、 NASA は乗り切つた。

新型転換炉（ ATR ）実用化中止の理由は経済性がないと公表されたが、 某電力首脳は私の質問に「大型化すると反応度の温度係数がプラスになるからだと聞いていた」と答えた。 事実なら大問題だし、 事実でないなら間違つた情報がトップに報告されたことになる。

「常陽」の臨界から「もんじゅ」の臨界まで 17 年間かかっている。 しかも担当した企業が変わつていて、 その間に担当者も変わり、 技術移転がうまくできたか疑わしい。 監督官庁の科学技術庁は責任逃れのため細かなことに口を出し過ぎた。

原子力に限らず、 役人主導のプロジェクトはほとんど失敗ばかりだ。 開発は民間企業に任せるのがいい。 新幹線を完成させた島秀雄さんのような優秀なリーダーが欲しい。

## 第4章 高レベル放射性廃棄物地層処分を巡る社会との対話

### 4.1 これまでの経緯と現状<sup>1,2)</sup>

#### (1) 高レベル放射性廃棄物地層処分の考え方

原子力発電では、ウランを核分裂させる過程で生じる熱を取り出して電気に変換している。日本では、この過程で発生する使用済燃料を再処理し、ウランやプルトニウムを取り出して有効に利用することとしているが、この際に再利用できない放射能レベルの高い廃液を、高温で溶融したガラス原料と混合し、ステンレス製容器の中に冷却し固めたガラス固化体（高さ約130cm、直径約40cm、重量約500kg）とする。これが高レベル放射性廃棄物（HLW）である。

100万kW（日本人120～130万人の電力に相当）の原子力発電所を1年間運転すると約21トンの使用済燃料が発生し、再処理を経て約30本のガラス固化体となる。使用済燃料は現在各発電所の使用済み燃料プールや中間貯蔵施設に冷却貯蔵されており、今までに国全体で約18,000トン（ガラス固化体換算で約25,000本）が発生している。

HLWは、当初約2,000W/本の発熱があるが、これを30～50年程度、冷却のために貯蔵管理して約400W/本となったものを、地下の深い地層中に処分（地層処分）することとしており、現在、40,000本以上のガラス固化体を300m以深の地下深部に埋設する地層処分施設の建設を計画している。

この計画の背景には、HLWに関しては、将来世代に負担を先送りしないよう、現世代の責任で処分する必要があり、そのためには地層処分が最適の処分方法であるという、長年の研究成果を踏まえた国際的に共通の考え方がある。

わが国でも1970年代より、核燃料サイクル開発機構（現在の日本原子力研究開発機構）を中心に地層処分に重点をおいた研究開発がすすめられ、1999年には、報告書「わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性－地層処分研究開発第2次取りまとめ」（以下第2次とりまとめ）<sup>3)</sup>として、わが国においても地層処分が科学的および技術的に考えて十分に成立性があるとする技術・知見がまとめられた。

図4-1（次頁参照）はHLWに含まれる放射能の時間変化とHLWの与えるリスクとの関係を示したものである。HLWは当初非常に高い放射能を持っている。この放射能は、製造直後（約20,000TBq）から50年でその約80%が、1000年で99.9%以上が、数万年で約99.99%

1) 総合資源エネルギー調査会電気事業分科会原子力部会放射性廃棄物小委員会第1回（平成25年5月28日）（2013）：資料2および参考資料。

2) 増田純男（著）、原子力環境整備促進・資金管理センター（監修）（2016）：高レベル放射性廃棄物を地下深く終う地層処分。

pdf版を [https://www.rwmc.or.jp/library/history\\_40/](https://www.rwmc.or.jp/library/history_40/) より入手可能。

3) JNC（核燃料サイクル開発機構）（1999）：わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性－地層処分研究開発第2次取りまとめ総論レポート，JNC TN1400 99-020。

が消滅するが、それでも数万年後で約 1 TBq/本が残る。これは約 200Bq/g に相当し、非常に危険とは言えないが、全く無害であるともいえない。

HLW に含まれる放射能は、被ばくを通じて人に健康影響という危害をもたらすものとなるので、潜在的危険性と呼ばれる。多くの人がこの HLW の初期の高い放射能と長期にわたる放射能の残留をそのまま危険性であると考えて極度に恐れる。放射性物質の危険性は、「これが出す放射線による」健康影響であると思ってしまう。しかし、より正しく言えば、危険性は、「これが出す放射線を被ばくすることによる」健康影響である。

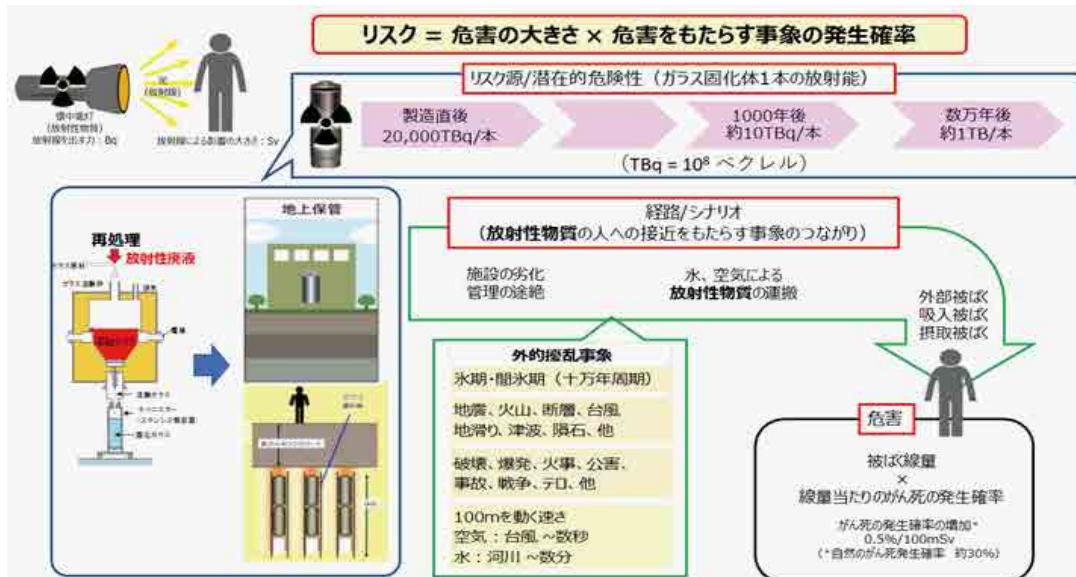


図4-1 HLW の潜在的危険性とリスク(危害をもたらす可能性)との関係

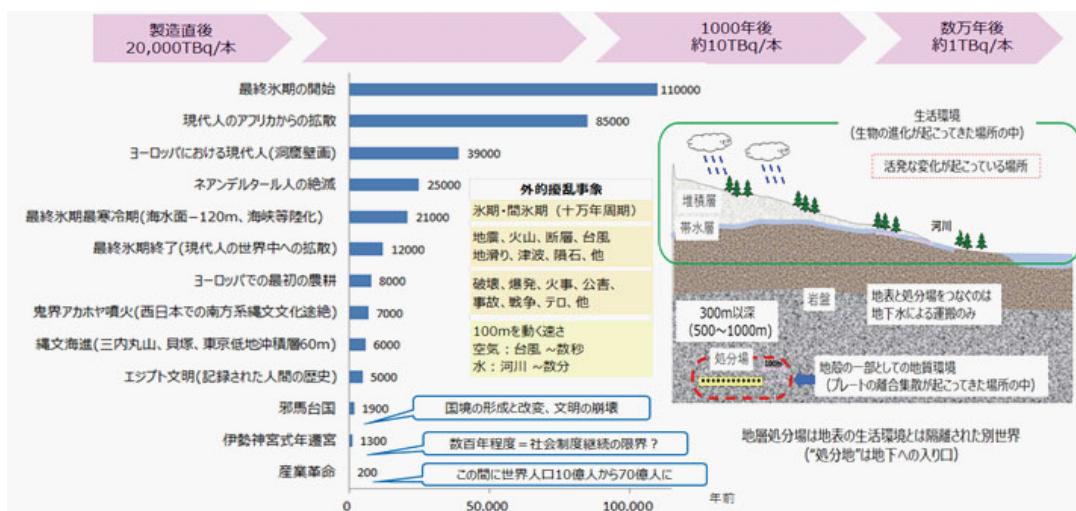


図4-2 ガラス固化体の潜在的危険性と地表の生活環境の時間的変遷

図4-1に放射性物質を懐中電灯に、放射性物質からの放射線を懐中電灯からの光に対応させて示した。放射線は放射性物質から出ているが、安全かどうかを考える際に重要な点は、含まれる放射性物質（懐中電灯と同様の“物質”）が移動して人に接触するほど接近して人が放射線を受けることがない限り、危害である健康影響に結びつくことはないということである。

リスクの概念にはこのことが考慮されている。リスクは、HLWによりもたらされる危害が大きければ大きいほど、危害がもたらされる（放射性物質が人にまで接近する）事象が起こりやすいほど危険なので、この両者の積として定義されているのであるが、ここでは、リスクは、リスク源（潜在的危険性：放射性物質）があって、さらに何らかの事象の連鎖（経路）があって初めて結果としての危害につながるものであり、もたらされる危害の大きさは発生する事象の連鎖（経路）次第で決まるという理解が含まれているのである。

危害の大きさは、HLWに含まれる放射性物質の一部が人の近傍まで到達して与える放射線の被ばくによる健康影響として、被ばく線量と線量当たりのがん死の発生確率の積で表して測られる。

よくある誤解は、HLW（リスク源）に含まれる放射能の大きさ（潜在的危険性）を危害の大きさと短絡したり比例するものと考えたりして、HLWを大変危険なもの、リスクの大きいものと考えてしまうことである。実際にはHLWに含まれる放射性物質がそのまますべて人にまで到達して被ばくを与えることはあり得ず、危害の大きさは潜在的危険性に比例するわけでもない。どれだけが健康影響に寄与するかは危害がもたらされるに到る事象の連鎖（経路）次第である。

リスクあるいは安全の概念で重要なのは、この事象の連鎖の起こりやすさの理解である。被ばくによる健康影響は、HLW（リスク源／潜在的危険性）中の放射性物質が何らかの事象の連鎖を通じて人と接近して、外部被ばく、摂取、吸入を通じて人が放射性物質から放出される放射線を被ばくして、その結果がんが発現して初めて危害として顕在化する。そのような結果につながる事象の連鎖の発生の可能性が高いほど、リスクが高い状態すなわち危険な状態であり、十分低ければ安全であることになる。

シナリオを用いたリスク評価では、シナリオを用いてリスクを定量化する。シナリオは、事象の連鎖又は経路のつながりがどのようになるかを示すもので、もし起るなら与えられる影響（危害の大きさ）はどのような大きさになるかをこれにより評価する。危害のもたらされる事象の連鎖の起こりやすさは、そのまま確率として評価するのではなく、起る可能性のあるシナリオを立地や工学設計などの安全措置を施すことによって限定し、それでも起る可能性のあるシナリオに対する影響（残余のリスク）が十分小さいかどうかを評価するというのが処分の考え方である。

もしも含まれる放射性物質が再処理の際の高レベル廃液のように液体や気体の形であれば、放射性物質が地表の風雨やその他の擾乱事象の影響を受けて、空気や水により運搬されて環境中に飛散・分散するという事象の連鎖の起こる可能性が高く、人と接近して被ばくを与える可能性が高い「危険な」状態である。

処分では、そのような接近が起こらないように安全措置を施す。まず行うのは、含まれる放射性物質をガラス固化体のような固体の塊の中に固定化することである。ガラス固化体は、固化直後の崩壊熱の影響を除けば、爆発、発火、腐食等の化学反応の危険性はなく、これを容器に收め厚い壁の内側に閉じ込めて貯蔵すれば、外部から特別な力が働いて固化体を破壊してその結果空気や水が放射性物質を運び出すようなことがない限り、放射性物質の側から動きだして人にまで接近するような力は一切ない。この意味で、放射性廃棄物は、人の摂取・吸入を介して健康影響をもたらす可能性のある有毒物質を含む有害廃棄物と全く同様の物理的化学的性質を持つ廃棄物であって、高い放射能があるからといって特別変わったふるまいをすることはない。

固体とされ安全に管理されている状態の HLW のリスクは、液体や気体の状態と比べて、大きく低減されており、現世代の人々が気にするとすれば、図4-1に示した外的擾乱事象のみとなっている。リスクは、リスク源（潜在的危険性：放射性物質）があって、さらに何らかの事象の連鎖（経路）があって初めて結果としての危害につながるものであるが、このように、放射性物質を固体として固定化して、それが飛散・分散するような事象の連鎖（経路）の起こりやすさを抑制すれば、起こりやすい事象の連鎖（経路）の内容が変わり、どれだけのリスク源が結果につながるか（シナリオ）も変わることとなる。リスクの存在を知られたとき、注目すべきはリスク源に含まれる潜在的危険性（放射能の大きさ）ではなく、それがどういう状態にあるか、どれだけが危害につながる可能性があるかなのである。

しかし、保管管理により現世代の人々や今から数世代の人々に危険がもたらされることはないとはいえ、HLW に含まれる放射能はそれ以上に長い間残留する。図4-2に示すように、その長い時間のうちには、極端な自然事象や人為事象等の影響で施設の劣化が起り、人が生活している環境と HLW との間の隔離バリアが壊されて、放射性物質が環境に分散する可能性がある。固体中に固定されて数世代以後も残留している放射性物質の環境への分散なので、よほど極端で特別なことがない限り、人がその健康影響に気づくほど（100 mSv/ 年以上）の被ばくがもたらされるとは考えにくいが、場合によっては公衆の線量限度（1mSv/ 年）を超える被ばくがその環境で生活する人々にもたらされるかもしれない。そのことに配慮して、HLW を期限を限らず保管管理するとなると、その潜在的危険性が小さくなるまでに、保管施設を何度も建て替え、維持管理し続けなければならず、この廃棄物の発生により便益を受けていない将来世代に負担をかけることになる。さらに、この時間は、社会制度が継続する期間よりも長いので、いつまで管理を続けられるかについても不安がある。

そこで、最終的な手段として、HLW を人の生活環境から隔離された場所に定置し、たとえ人の管理がなくてもそこに確実にとどめておくように考えられたのが地層処分である。地層処分では、図4-3（次頁参照）のように、廃棄物を安定な固体として固め、厚い岩盤により人の生活環境から隔離された場所に確実に閉じ込められているように、厚い金属製のオーバーパック

と粘土緩衝材の層で取り囲んで300m以深の地下深部に定置する。これはいわば、地下から鉱石を採掘して冶金により鉱物を取り出す操作を逆転させて、地下の鉱石の状態を作っているのに相当する。

一般的に地下深部は、酸素が少なく、ものの変化の速度が極めて遅いえ、岩の間隙に含まれている地下水の流れも極めて遅いことに加えて、人間の生活環境や地表の生態系から隔離されている。これにより廃棄物を取り囲む岩石より成る岩体（地質環境：地層の一部）が安定で、外部から与えられる擾乱（地下水、地震、火山等）が廃棄物を破壊して固体内の放射性物質を地下水中に溶かし出さない限り、放射性物質は、地層を構成している固体成分と同じように、地質年代と同じくらい長い間、動くことなく閉じ込められたままとなり、この間に、放射性廃棄物に含まれる放射能の大部分が減衰するため、人間とその生活環境が放射性廃棄物に含まれる放射性物質の影響から防護される。

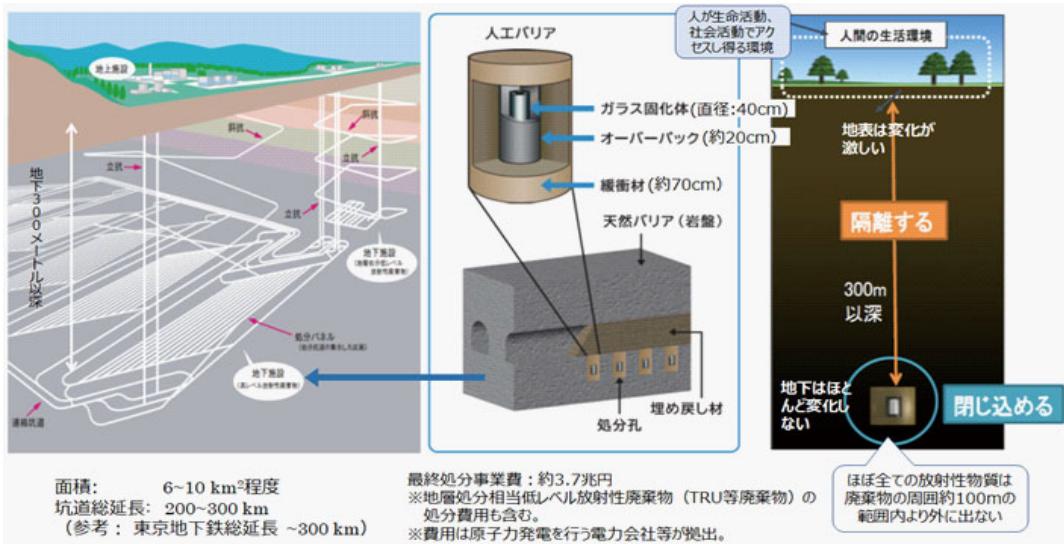


図4-3 地層処分場の全体概要図  
(イメージ: ガラス固化体4万本をTRU等廃棄物とともに埋設する場合)<sup>3)</sup>

この条件を満たすような長期にわたって安定な地質環境が見いだせるかどうかは、それぞれの国に置かれた地形・地質の条件次第である。特に日本列島は、日本海溝、相模トラフ、南海トラフの所で、海側からのプレートが陸側のプレートの下に数百万～数千万年の時間をかけて沈み込む位置にあり、その影響で火山や地震等の事象が頻発し、隆起侵食の著しい変動帯にあるので、廃棄物の置かれた地下深部の地質環境が、廃棄物の放射能が残り続けるような長い間、そのままの状態に保たれるような安定した場所を選ぶことが求められる。

第2次とりまとめでは、日本列島における火山や活断層の活動する位置は特定の場所に限られており、今後10万年程度はその位置は大きく変化しないと考えられることから、こうした場所を避けねば、廃棄物を地下深部に隔離して閉じ込めておくことのできる場所を見出すことが

でき、そのような場所で、現実的な工学技術により合理的に処分施設を設置できる技術があり、安全評価のための手法も確立されていることが示されている。

このように、地層処分は、現在安全に保管管理されている HLW が、将来世代に対しても危険をもたらさないよう、管理の負担を将来世代に先送りしないような方法で、人の生活環境から隔離され閉じ込められているようにすることを目的としている。

## (2) 地層処分研究開発第2次取りまとめと最終処分法の制定

第2次取りまとめの成果を受けて、2000年に「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律」(以下「最終処分法」という)が制定され、①最終処分の基本方針の経済産業大臣による策定(閣議決定)、②処分実施主体たる原子力発電環境整備機構(NUMO)の設立、③3段階の処分地選定調査(文献調査、概要調査、精密調査)を経て最終処分施設建設地を決定する処分地選定プロセスその他の仕組みが整備され、これによって、国、NUMO、電力事業者等関係者が相互に連携しながら最終処分に向けた取組を推進していく体制が整備された。

3段階の選定調査は、十分に安定な地下の地質環境を確保するためのおよそ20年にわたる調査で、文献調査では、文献その他の資料により、過去の地震等の履歴、活断層・火山の状態、地層の状態及び鉱物資源の賦存状況等が調査され、概要調査では、物理探査やボーリング調査等が行われ、精密調査では地下調査施設を建設することによる詳細な調査が行われる。

この調査の際には、各段階で、地域の住民の代表である都道府県知事、市町村長の意見を聴きこれを十分に尊重することという社会的制約条件も同時に定められている。地層処分では、放射性廃棄物を地下深部に定位するために、「地下深部への入り口」として、人々の生活する地表の環境を利用する必要がある。処分した後は、入り口は埋め戻され、廃棄物は介在する厚い岩盤により人々の生活環境からほぼ完全に隔離された場所に閉じ込められたままになるとはいえ、施設の建設・操業中は、そこで生活する人々に影響を与えるし、HLW や地層処分に対する人々の理解の欠如や誤解からくる風評被害等のリスクもある。このため、人々の共有財である環境の利用に関して利害関係者の理解を得る必要がある。

しかしながら、人々は一般に、この廃棄物が皆の電気を得るために発生した危険性を有する廃棄物であり社会として何らかの措置が必要であることも、地層処分によりその危険性を最小限にできるであろうことも知らない。分業化社会においては、電気を使う際には、人々の知らないところで、誰かが適切に問題を解決してくれているはずと信じて、国や発電事業者に電気の供給と廃棄物に対する後始末を一任していたからである。

処分を進めようとしている国や NUMO にとって、ここで非常に難しい問題が生じる。今まで何も知らなかつた人々に、①危険であり処分が必要な廃棄物が存在すること、②その廃棄物を地層処分により安全に処分できる見通しがあること、③それには地層処分場への入り口に住む

人々はもとより社会全体の協力が必要であること、を同時に説明し納得してもらわなければならぬのである。

法律の制定と体制の整備を踏まえ、NUMO は 2002 年より全国の市町村を対象に最終処分場の立地に向けた文献調査の公募を開始し、最終処分事業の認知度の向上や応募の獲得を目指し様々な活動を実施するとともに、地域支援措置については、国も、文献調査や概要調査を受け入れる市町村等を対象に電源立地地域対策交付金（文献調査段階当初 2.1 億円、その後 10 億円に変更、概要調査段階 20 億円、精密調査段階以降は検討中）を交付する制度の整備などの取組を実施してきた。

H14年 (2002年)	H15年 (2003年)	H16年 (2004年)	H17年 (2005年)	H18年 (2006年)	H19年 (2007年)	H20年～ (2008年～)
14/12 ▼ 公募開始 ★ 福井県和泉村	15/4 ★ 高知県佐賀町	15/12 ★ 熊本県御所浦町	16/4 ★ 鹿児島県笠沙町	17/1 ★ 長崎県新上五島町 10 滋賀県余呉町 18/8 ★ 鹿児島県宇椙村 9 滋賀県余呉町（伊） 10 高知県東洋町 12 ★ 対馬市 19/1 応募 ★ 2 ★ 二福岡町 3 ★ 鹿児島県南大隅町 4 ★ 鹿児島県上小阿仁村 7 ★ 秋田県上小阿仁村 21/3 22/12 ★ 鹿児島県南大隅町	7 ★ 秋田県上小阿仁村 21/3 22/12 ★ 鹿児島県南大隅町	

図4-4 これまで応募が報道された地点

これを受けて、図4-4に示すようにいくつかの地方自治体が公募を検討したが、町長や町議会などが応募の検討を公表するとすぐに新聞が大きく報道し、環境汚染を懸念する町民や周辺自治体が一斉に反対し、「貧しくても美しい自然を」として検討は白紙撤回されることとなった。このうちでは、2007年1月に全国で初めて高知県東洋町から文献調査への応募がなされたが、調査受け入れの賛否を巡って町を二分する論争に発展し、周辺市町村や県も巻き込み、地域社会に大きな混乱を招く結果となり、同年4月の町長選を経て応募がとり下げられるに至った。

その後、最終処分法は、2007年6月に、HLWのみならず、再処理の際に発生する核分裂生成物や超ウラン核種によって汚染された諸材料（TRU廃棄物）も地層処分の対象とするよう改正がなされた。これを受けた総合資源エネルギー調査会電気事業分科会原子力部会放射性廃棄物小委員会（後に原子力小委員会放射性廃棄物WGに改称、以下、廃棄物WGという）における議論では、それまでの経験を踏まえ、地層処分場の立地における国民との対話の場面では国が説明責任を果たすべきという観点から、NUMOが文献調査に対する応募を受けるというそれまでのやり方のみならず、国から文献調査を申し入れることも考慮する等の対策をまとめた提言がなされたが、その後現在に至るまで、文献調査を実施するに至っていない。

こうした中で、2011年3月の東京電力福島第一原子力発電所の事故が起こり、原子力の利用により生じる廃棄物の地層処分についても、その選択が正しいものなのか、技術的信頼性は確かなものなのかという疑念が社会の中でクローズアップされ、これを受けた廃棄物WGでも、

2013年5月より、最終処分に向けた取り組みを抜本的に見直すべく検討がなされた。

議論においては、地層処分は正しい技術的選択であるが、地層処分の安全性については社会に十分な信頼を得ていないとして、最新の科学的知見に基づき見直すことが求められた。これを受け、原子力小委員会地層処分技術WG（以下、技術WG）は再評価を行い、地層処分に好ましい地質環境及びその長期安定性が確保できる場所がわが国において選択可能であることが確認された<sup>4)</sup>。

これらの検討結果を受けて2015年5月に閣議決定された特定放射性廃棄物の最終処分に関する基本方針（改定）<sup>5)</sup>においては、①現世代の責任として、地層処分に向けた取り組みを推進する、②事業実現に貢献する地域に対する敬意や感謝の念や社会利益還元の必要性について国民と共有する、③科学的により適性が高いと考えられる地域を提示するなど、国が前面に立って取り組む、等の方針が示された。

この基本方針の改定の大きな特徴は、法律で定められた3段階の処分地選定の前の予備段階としてなされてきた活動段階を、単なる予備段階ではなく、明示的に意味のある主要な活動段階と位置付けた点にある。そこでは、地層処分を実現していくためには、国や専門家が理解していても、それ以外の社会のほとんどの人が、放射能や原子力、廃棄物に対する怖れと嫌悪からくる拒否感情に囚われて、地層処分が公共の福祉に貢献する事業であることも、その安全確保の仕組みや実現可能性についても何も知らない、知ろうとしない状態では進展は見込めない、文献調査を受け入れてくれる地域を探すよりもその前に国民理解を得ることが大事であるとの認識がある。

技術WGではこれを受けて、地層処分にとって必要となる地質科学的条件（要件）とそれを判定する基準について検討を進め、2017年4月に「地層処分に関する地域の科学的な特性の提示に係る要件・基準の検討結果（地層処分技術WGとりまとめ）」<sup>6)</sup>として検討結果を取りまとめた。2017年7月に国（経済産業省）により公表された「科学的特性マップ」は、この要件・基準に基づき作成されたものである。

科学的特性マップは、その詳細についてはマップ公表サイト<sup>7)</sup>に譲るが、日本全国の地質環境を、地層処分に適していそうかどうかの観点から区分分けしたものである。その提示の意図は、HLWの地層処分を進めるにあたり、地域はもとより社会の人々の協力を得るために、まず、処分地の選定ではどのような地球科学的特性を考慮する必要があるのか、それらは日

4) 総合資源エネルギー調査会 電力・ガス事業分科会 原子力小委員会 地層処分技術WG（2014）：最新の科学的知見に基づく地層処分技術の再評価—地質環境特性及び地質環境の長期安定性について—。

5) 特定放射性廃棄物の最終処分に関する基本方針（平成27年5月22日閣議決定）  
<http://www.meti.go.jp/press/2015/05/20150522003/20150522003.html>

6) 総合資源エネルギー調査会 電力・ガス事業分科会 原子力小委員会 地層処分技術WG（2017）：地層処分に関する地域の科学的な特性の提示に係る要件・基準の検討結果（地層処分技術WGとりまとめ）。

7) 科学的特性マップ公表用サイト  
[http://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity\\_and\\_gas/nuclear/rw/kagakutekitokuseimap/](http://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity_and_gas/nuclear/rw/kagakutekitokuseimap/)

本全国にどのように分布しているのか、といったことをマップの形で具体的に示して、それをきっかけにして全国・地域における対話を丁寧に積み重ね、「火山国・地震国の日本では地層処分はできないのではないか」といった不安の解消に努め、地層処分に関する国民理解を深めてもらおうというものである。

このようなプロセスを通じて、地層処分事業が公共の福祉に貢献する事業であり、この事業に協力する地域が不当なリスクを負うものでないことが伝われば、ゆくゆくは、社会全体が地層処分に賛同するとともに、国や実施主体のパートナーとしてこの事業を進めようと協力してくれる地域が出てくることにつながるものであるという、社会の善意に対する期待と信頼に基づくものであるといえる。国及びNUMOが、問題の解決には迂遠のように見えるこのような方針に転換した背景には次に述べるような、処分を巡るコミュニケーションに関する現状認識があると考えられる。

## 4.2 HLW の地層処分を巡る社会との対話

### (1) HLW に関するリスク認知

HLW の地層処分は、科学技術的に十分成立の見込みがあり、社会によって生み出された廃棄物を処分するという公益性があり、かつその際に倫理的にも社会に不当で不公平なリスクの分配を強いるものではなく、国会を通じて法律を制定して、その法律の下で実施主体のNUMO を設立して実施しようとする事業であるにもかかわらず、これまで長い間処分地の選定が進められないでいる。その背景には、事業推進側が、自分たちは正しいことをしようとしているのだという自負のもと、話せばわかるという形で、技術者集団として地層処分の技術的成立性（安全性）の説明を中心にするアプローチにもっぱら依存してきて、HLW に関するリスク認知が引き起こす複雑な心理的・社会的・政治的反応に対処することができなかつたことがあると考えられる。

HLW の地層処分では HLW のもたらすリスクが関心の対象になる。リスクは文脈により様々に定義されるが、一般的には、ある選択肢を選ぶことで特定の結果（好ましくない影響）がもたらされることについての主観的な見通しを意味すると考えることができる。人はリスクがあることを嫌っていて、人はこの見通しに従って如何にリスクを回避するかに心を砕き意思決定する。

社会における人々の意思決定で問題となるのは、同じ「リスク」という言葉を使っても、専門家の頭の中にあるリスク（物理的リスク）と非専門家の心の中にあるリスク（心理学的リスク）は同じように見えて違っているという点である<sup>8-10)</sup>。

8) Paul Slovic ( 2000 ) : The Perception of Risk ( Risk, Society and Policy ), Earthscan.

9) バルーク・フィッシュホフ, ジョン・カドバニー ( 2015 ) :

リスクー不確実性の中での意思決定 (サイエンス・パレット 023), (中谷内一也訳), 丸善 .

10) ダニエル・カーネマン ( 2012 ) :

ファスト & スロー (上, 下)あなたの意思はどのように決まるか? (村井章子訳), 早川書房 .

HLW の地層処分は、 HLW のもたらすリスクを低減することを目的として、それを社会において実現しようという企てである。そこでは、専門家がリスクをどのように低減しようとしているかを問題とするだけではなく、非専門家である「普通の」人々がリスクにどう向き合ってどう意思決定するか、その社会における影響はどうなるのかを理解して、その上でどうすればよい社会的・意思決定ができるかを考えることが必要となる。

## (2) 専門家の考えるリスク

HLW の処分の専門家の考えるリスクとは、 HLW がリスク源となって人々に危害や損失を与える可能性を意味しており、安全とは許容できないリスクのことである。処分の専門家の使命は、 HLW のもたらすリスクの程度を推定し、対策によりリスクがどの程度低減するかを考え、それに応じて処分システムを社会に実現する。

このとき、専門家は、リスクを冒頭の図4-1に示したように、事象が起ったときにもたらされる影響の大きさと事象の起こりやすさの積として定義して、シナリオを用いて定量化する。シナリオは、 HLW 中の放射性物質が人にまで接近する様々な事象又は経路のつながりがどのようになるかを示すもので、もし起るなら与えられる影響（危害の大きさ）はどのような大きさになるかをこれにより評価する。すなわち、シナリオとして起こりそうなこと、起るかもしれないこと、起こりそうもないことを考える。起こりそうなあるいは起るかもしれないシナリオによりもたらされる結果（リスク）が問題になる場合には、そのような接近が起らないように安全措置を施し、人との接近の起こるシナリオを限定して（つまり放射性物質を閉じ込めて人および環境から隔離して）それでも残る可能性のあるシナリオによる影響（残余のリスク）が許容できる範囲に収まるようにする。

HLW の地層処分においては、含まれる放射性物質が地表の生活環境に運ばれる経路は、岩石やその他の固体の間隙に存在する地下水により浸出されて運ばれるしかなく、深部の間隙中の地下水の動きは大変遅いので、到達するとしても何万年何十万年先となり、運搬される量も限られている。それまでは地表の生活環境は一切影響を受けないが、遠い将来到達すると考えた場合、どれだけが到達してその影響はどうなるかを評価するのが、残余のリスクの評価（安全性評価）であり、この評価のためには、長期にわたり緩慢に進行する施設の劣化や変質、地下水の動き、施設周辺の地質環境や生活環境周辺の地形・地質の変遷などを科学的に考慮することが必要となる。

このように専門家が考えるリスクは、その影響の程度や結果につながる可能性の程度を、自然科学の法則に従う物理・化学現象として定量化して表すもので、その評価結果により対策の十分性が判断される。ただし、この際のリスクの評価は、これから起るであろうことの評価であり予測（頭の中で考えること）であるので、評価結果には不可避的に不確実性が伴われる。また、危害の大きさは、廃棄物に含まれる放射性物質が与える放射線の被ばくによる健康影

響として、被ばく線量と線量当たりのがん死の発生確率の積で表して測られるとしている。被ばくの影響によって失われる価値をこのような尺度で測ることは、影響の定量化のための約束に過ぎず、人や社会によって感じる価値は異なる。また、人々が怖がることにより現実に生じることになるような副作用としての社会的損失も考慮の外となることも忘れてはならない。

### (3) 非専門家(普通の人々)の思い描くリスク

一方、人々にリスクの存在が知らされる時には、マスメディア等を通じて、断片的情報が与えられるのみで、専門家でない人にとっては、どれだけどのように用心すればよいかわからない。もたらされる危険性が、原因と結果が確率と不確かな推定により結びつけられる類のもので、影響の有無について容易に理解できないとき、これを推定するために、人は自分の持っている知識や経験を総体として統合した直感(ヒューリスティック)を用いる。

一般に、人は、日常の生活において、様々な事象を認知して、将来起こることを予測して行動の選択肢の優劣を判断してどう行動するかを決めている。その時の人の認知・判断を導く脳の働きは、認知心理学では、表4-1に示すようなシステム1とシステム2と呼ばれる二つの異なるシステムに分類した思考モードにより説明できるとしている<sup>10)</sup>。

表4-1 不完全情報に基づく意思決定の仕方：システム1思考とシステム2思考<sup>10)</sup>

速い思考		遅い思考
名称	システム1（いわゆる感情的システム）	システム2（いわゆる理性的システム）
特徴	日常的に使われる情報処理、話し言葉 (大抵はこれで十分だが時に大きく間違う)	慎重な考慮が必要な時的情報処理、書き言葉 (普段は休眠、急け者)
機能	経験的システム(経験で類推) 暗黙的モード(知らないまま起動) ヒューリスティック処理(類似物で置換して判断)	分析的システム(合理的システム) 明示的システム システムアティック処理
判断に導く思考	定性；大小；多少；善悪；危険と安全；白黒； 好き嫌い 感情志向 無意識的・自動的・直感的 具体的イメージや話に基づく判断 快・不快基準 全体論的で印象を重視 素早く、低負荷(2+2 = 4)	定量；計量；検算；科学的思考  論理志向 意識的・制御的・熟考的 抽象的な確率や記号操作に基づく判断 正・誤基準 分析的で個々の論拠を重視 時間がかかり高負荷(17 × 24)

システム1は、人が本来的に持っている思考モードで、直感的に大きいか小さいか多いか少ないかを定性的に判断する思考モードであり、人が進化の過程で獲得してきたヒューリスティックと呼ばれる思考モードである。進化論によれば、生物は、食物や配偶者の獲得、捕食者や自然災害の回避といった環境への順応をしながら、種と個体の生存に有利なように進化してきた。生物の身体と心の機能、例えば、快不快、痛みや苦しみ、恐怖と不安等の本能的感情は、危険を減らし生存に有利に働くように人の意思決定や判断を支援するように進化してきた

と考えられる。人は、過去の経験から危険や不利を学び、これを感情や情緒という形で記憶しており、大抵の場合、感情を元に無意識的、自動的、即座に判断、意思決定をする。

このとき人が利用する情報は、その時点でその人がその場の観測により得ている情報と過去の経験による知識であるが、経験の持ち合わせがない時には、関係がありそうで似たことを判断の材料にして類推する。日常経験や類推の中でも大きな比率を占めるのは、他人のふるまいや態度であり、人はこれらから社会的学習をする。多くの場合この思考モードは、普段から馴染みのあるよく知っている事柄については、素早い意思決定につながり、うまく機能する。

しかし、馴染みのない事柄についてはその選択肢の優劣の判断が難しい。その判断が重要な結果に結びつく時には、人は、システム2の思考モード、すなわち科学的思考モードを発動させて、大きさや数を数えて定量的に評価して、その上でどの選択が有利になるかを判断する。システム2の思考モードは、システム1が「提案」した考えや行動を監視し、制御し、「提案」を却下し修正するようにも働くのであるが、骨の折れる知的作業を必要とするので、熟考を意識した時だけ発動される。

システム1は、時には、システム2を発動させないままに判断の誤り（認知エラー）を導くことがある。特にこのエラーが深刻なのは、システム1による直感的類推が感情と思考を一体として本能的に暗黙裡になされるため、利益や危険に対する好き嫌いや恐怖等の感情が入り込んでいることで、人はそれによって起こる認知エラーに気づかないまままで修正がなされにくいう点である。テレビのコマーシャルを見る人は、その宣伝をしている俳優に対する好き嫌いによって、その商品の良し悪しを類推していることに気づかない。選挙で人を選ぶときには、その人の政策に対する考え方ではなく、他人に吹き込まれた不信の感情で嫌いになって別の人を選ぶ。知らず知らずのうちに、選択のために比較すべき価値ではなく、直接関係のない選択基準に引きずられてしまう。システム1の好き嫌いによる最初の判断の後は、深層を支配する好惡の感情を価値観や正義感と勘違いしてそれに従って、それに合う情報のみを選び、合わないものは切り捨てて、その判断の正しさを強化するよう結論ありきの論理を構成しようという確証バイアスとして知られる心理（フレーミング効果）が働くため、強い思い込みや信念にまで成長する。

このような感情（好き嫌い）ヒューリスティック<sup>8)</sup>と呼ばれる心理学的バイアスの影響は、特に人が本來回避したいと思っている、すなわち嫌悪の感情を伴うリスクを扱う際に顕著に表れる。

リスクに対する人々のシステム1による認知の仕方では、リスクを図4-5のような属性で定性的に判断しようとする<sup>8)</sup>。人はリスクの存在に気づかされた時には、当然どれだけのように用心すれば危害を避けられるかを知りたいと思う。

図4-5（次頁参照）の横軸は、図4-1で専門家が考えるリスクの被ばく線量で表した危害の大きさ、縦軸はリスク源から放射性物質が人にまで接近する経路（事象のつながり）の起こりやすさに相当するが、人々の心の中では横軸も縦軸も混然一体としたリスクの属性であり、定

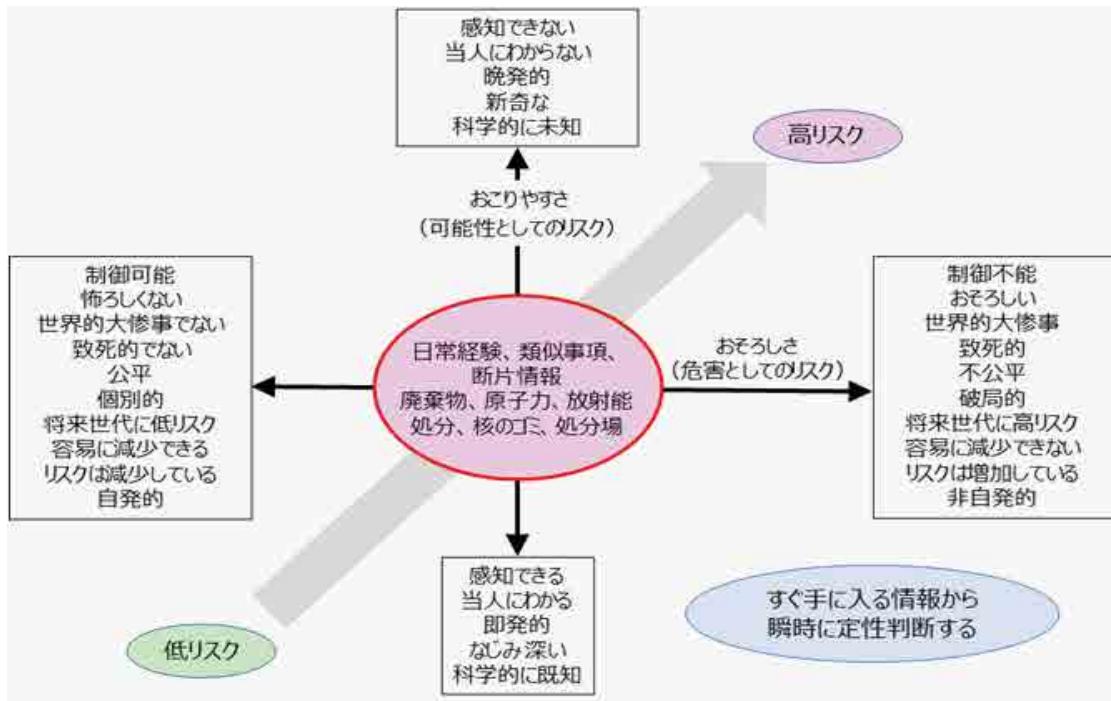


図4-5 一般人の利用可能性ヒューリスティックによるリスク認知の属性<sup>8)</sup>

量化の目盛りはなく、定性的にどれだけ回避すべきかの「判断」をしようとする。

またこの定性判断には、その影響の大きさの他に、その影響の価値も関係する。人は便宜のないリスクを受け入れることは不公平であると考えて、どんなに小さくても受け入れない。この意味で、おそろしいと感じることと不公平であると感じることは、どちらも「どれだけ回避すべきか」の定性判断に同じように寄与することとなる。本人が抱いている正義感や倫理観に基づく価値を損ねることも「おそろしい、忌避すべき」という定性判断につながる。また、危害の起これやすさ(可能性としてのリスク)は、どれだけそのリスクをコントロールして避けることができるかにかかっている。HLW のもたらすリスクは、その接近を自分で検知することもできず、何かあっても自分でどうすることもできない。リスクのコントロールすなわち安全の確保は専門家に委ねなければならないので、専門家の意図と能力を疑う心は高リスクであるとの判断につながる。

人々が何らかのきっかけでリスクの存在を知られたとき、図4-5のような形で可能な限りリスクをどれだけ回避すべきかを判断しようとするとはおかしなことではなく、むしろ当然のことと考えられる。しかし、このようなリスク認知は、対象となるリスクについて日常経験と社会的学習を通じてその内容がある程度理解できてなじみ深さを持っている場合である。よく知っていて普段から慣れ親しんでいる事柄については、リスクの存在を知らせる言葉は1：1の対応で対象となる客観的事物を伝えるものとなるが、人々に日常経験や情報の持ち合わせのない場合は、この判断の仕方は単なる憶測となり、言葉は本来の意味を超えた象徴的意味を持って人々の想像(疑心暗鬼)を喚起する。

判断のための情報はごく限られている。人々にとって、利用可能な情報の中で最も頼りになりそうなのは、主としてメディアを通じて知らされる社会の他の人々の態度である。人々が HLW の地層処分のことを聞かされる時、まずメディアを通じて入ってくるのは、「高レベルの放射能」を含む「廃棄物」であり「原子力」の利用から発生したものであり、これを「地層」に「処分」するという限られた数の単語とその単語が象徴するイメージ、マスメディアが仄めかす隠喩だけであり、それ以上の情報はない。

危害の大きさ（危害としてのリスク）はこれらの言葉から連想されるおそろしさで認知される。よく考えればこれらの言葉からリスクの大きさを推定することはできないのであるが、なじみがなく経験のないリスクに対して、利用可能な情報はこれらの言葉に限られているため、これらから連想される危害の大きさを類推のための情報として利用することとなる。

放射線の健康影響といつてもどれだけのよう回避すればよいかよくわからないし、関連する原子力発電所の事故では、大勢の人が避難する過酷事故となった。高レベル放射性廃棄物には膨大な量の放射能が含まれているし、一部のメディアや識者は廃棄物の受入れを拒む意思表示をする自治体の態度を「当然である」と喧伝する。廃棄物は、定義により、もはや必要としないものであり、経済的価値はなく、環境を汚染する可能性のある「汚物」のイメージを呼び起す。さらに問題とする HLW は、安全な処分のために地層処分というこれまで見たことも聞いたこともない大げさな手段を用いなければならず、膨大な努力と広汎な科学的検討を必要とし、十何年もの間社会的論争の的になっており、何万年もの安全を気にしなければならないという意味で単なる廃棄物を超えるようなおそろしいものである。

このような壮大な伝言ゲームを通じて人々が認知する HLW のリスクとは、リスク源である HLW に起因して起こると想像される悪いことの全てに対するおそれであり、何の措置も施されないとこのリスクも地層処分された場合の残余のリスクも区別はなく、悪いことの中には、環境といふ人々にとって「かけがいのない」価値が損なわれる可能性もあれば、被ばくがどれだけ危険か、どのようにして起こるかもわからないために人々がとる過剰防衛や風評等の影響も含まれる。さらに、危害の大きさと危害の起こりやすさは非専門家にとって、どちらも混然一体としたリスクとして認知され、危害の大きいものの起こる確率を過大視する心理も働く。放射性物質の挙動は「物質」としての挙動に過ぎないが、「放射性」であるが故に、未知のことが起こると思い込む。

こうしたリスク増幅は、リスクという嫌なものに注目して考えるときの、人々の心理によって引き起こされるので、影響がどのような大きさになるか物理的に定量化ができないが、実際の社会では実害として現れる影響である。残念ながら、人々がそれをシステム 1 で類推しておそれのも無理はない。処分の専門家の使命は、HLW のもたらすリスクの程度を低減することであるので、このような影響を抑制することも使命のうちに含まれる。

#### (4) リスクの認知エラーが引き起こすステイグマ化

馴染みのないリスクに対するシステム 1 の認知では、「よく分からない」という感情と「おそろしい、あってはならない」という感情が、リスクを回避したいという感情を強め、リスクを理解してどう対処すればよいかを考えるという冷静さを失わせ、リスクをもたらすリスク源をとにかく忌避するという心理を引き起こす。

「よく分からない」ことや「おそろしい」こと、言い換えれば既存の社会にとって知ることや理解することができず異質、異端であること、という感情に導かれて人々が抱く心理はいつの時代にも変わりがない<sup>9)</sup>。例えば、ハンセン病は、らい菌の皮膚の白血球および末梢神経細胞内寄生によって引き起こされる感染力の極めて低い感染症であるが、かつて、医療や病気への理解が乏しい時代に、らい病と呼ばれ、その外見や感染への恐怖心などから、患者への過剰な差別が生じた。リスクに対する知識不足、不安や疑心は、経路（シナリオ）のことを忘れさせて、リスク源とリスクを短絡して、リスク源やその他の関連が疑われる人や事物の存在そのものに关心が釘付けとなり、これを否定的かつ敵対的にとらえる偏見やステイグマ化（負の烙印づけ）の心理につながる。

リスクは、リスク源があつて、何らかの事象の連鎖（経路、シナリオ）があつて初めて結果としての危害につながるのであるが、リスクに対する馴染みのなさは、リスク源がなければ結果はもたらされないと考えてすべての原因をリスク源に帰属させる。リスク源である HLW（高レベル放射性廃棄物）は「核のゴミ」という負の烙印をおされて象徴化（ステイグマ化）され、原因はステイグマ化された人やものにあるとして単純化され、本人に「理解した」との感情（確証バイアス）をもたらす。この結果、それ以外のことは目に入らなくなり、経路を遮断することによってもリスクを回避することができるということには关心が至らなくなる。

ステイグマ化によるリスク源への关心の釘付けは、象徴としてリスクと同一視されたリスク源である廃棄物を受け入れることを拒否し（NIMBY：Not In My Backyard）、さらに、リスク源の存在を認めるものや体制は、リスクを押し付けてくる敵であるという心理につながり、もともとカウンターカルチャーや反原子力発電の立場をとる人々の心情に同調する。人々の敵意の対象となつたリスク源は、存在すること自身が攻撃の対象となり、風評やその他の新たなリスクの源としてリスクを増幅して、人々の忌避の態度はさらに強くなる。

リスク源である廃棄物は、もともと、何らかの便益を得たいという必要性に従つてなされた活動の副作用として発生した負の側面である。専門家はその活動の是非の判断は別として、リスク源が危害に結びつくことのないように、経路を遮断し限定することで安全を確保しようとする。一方、非専門家はリスクを回避するためにどうしたらよいかをシステム 2 で考える専門家ではない。日常経験からだけでは知識が不足していて、経路の起こりやすさと結果はうまく推定できない。この結果、システム 1 の疑心暗鬼の導くままに、このリスク源が非常におそろしいあるいは不当な結果をもたらす原因であるという短絡により、リスクを回避するためにリスク源を忌避す

る。極端な場合には、「かけがいのない」価値が失われ、「取り返しのつかない」影響をもたらすリスクは絶対受け入れることはできないという感情で選択問題をフレーミングして、リスク源を生み出した過去の活動まで否定する議論を展開しようとする。

このように、HLWに関するリスクコミュニケーションでは、専門家は、リスク源の存在は不可避と考えて、経路を遮断して安全を確保するという形でHLW問題をフレーミングする。一方、地層処分を否定しようとする人々は、リスクをもたらすリスク源であるHLWの存在を悪として否定するという枠組みでフレーミングする。後者のフレーミングでは関心はリスク源に釘付けとなつているので、経路に関する安全の説明は関心の対象外となり、その情報は無視または否定される。不信と嫌惡の感情に従ってリスク源を忌避すべきものとする判断がなされた後では、地層処分の安全の説明は、リスク源を忌避すべきという判断としての結論を否定する理由付けと見なされて、どこかに嘘がないか不完全性はないかという果てしのない疑心暗鬼を生むだけとなる。本来どちらもリスクを回避しようと考えているのに、リスク認知エラーがもたらす心理により、関心が違う部分にあてられる。そのフレーミングの背景には感情ヒューリスティックが働いていて、結論を信念として過信しているため、誤解を解消するのは容易ではない。

ここでは、HLWは社会活動から生まれるもので、この問題を社会として協力して解決する必要があるという本来の動機が共有されていない。HLWのステイグマ化により敵意が働くため、協力に思いが至らない。この結果安全の説明に心が傾かず、原子力や放射能に対するおそれとHLWに対する嫌惡の感情が処分事業を忌避するという感情にすり替わっていて、処分場の立地問題は、どこが「核のゴミ」というステイグマ（汚名とリスク）を押し付けられる地域となるかというスキャンダルにすり替わる。いつまでも処分地が決まらないことも、処分場を受け入れようとする首長が、マスメディアや反対派の非難をうけてその地位を失うこともステイグマ化がもたらす現実の世界のリスクである。

## （5）地層処分のコミュニケーションの在り方

HLWは、人々にとって、もはやこれ以上の便益を生みださず、その処分は直接的な利潤をもたらさず、すぐにでも処分しなければ今すぐ危険がもたらされるという切迫感もない。処分事業により得られるのは将来世代にとって安全な環境（公益）であって、将来得られる利益を先取りして事業に投資して、投資した以上に利益を得るという、経済成長型社会の光り輝く夢と希望がある事業でもない。それでもHLWを処分せずに放っておくことはできない。この結果、HLWの処分の問題を解決しようとしてシステム2で考えるのは仕事として引き受けた限られた専門家だけとなり、その他の圧倒的多数は何も知らないし考えない。

HLWの処分に対する科学的、社会的背景を知らずに、目前だけを見れば、処分事業に関する提案は、権力や産業界がHLWというリスクを押し付けようとしているように見える。国民に対する地層処分の候補地選定に関する周知はマスメディアを通じてなされるが、リスクに関する

断片的情報は疑心暗鬼を呼び、その内容に馴染みがないほど疑心暗鬼の程度は強く、おそろしい、よくわからない、不公平などの印象が感情ヒューリスティックを誘発する。

こういう受け取り方をする圧倒的多数の中には、地層処分のことを考えたことのない、科学者も政治家もマスメディアも評論家などのオピニオンリーダーとなる他の分野の専門家も含まれる。知らないことについては同じだからである。圧倒的な情報不足の中でシステム1による好き嫌いの判断が下されると、感情ヒューリスティックはその判断を支持する以外の情報は必要がないとして受け入れず、判断を過信して、その判断を伝達する伝言ゲームが始まり、リスクは増幅され、ステイグマ化が起こる。驚くほど多くの人が地層処分の社会的背景と科学技術的内容に立ち入って理解することをせず、周辺情報だけで判断をして、十分理解していると思い込んで、様々な意見を発信している。

リスク増幅とステイグマ化は、人々の心理の隙について価値判断プロセスに入り込み、社会現象となる。この現象は現実の社会で起こり、HLWの存在を悪として原子力発電反対の根拠としたり、HLWの受入れを拒否したり、処分候補地としての応募をスキャンダルとして首長を批判したりするなどの形で現実の被害を伴っている。

要するに、社会の立場から言えば、HLWの処分という感情的に嫌なことに協力して貰わなければならぬのだが、情報伝達の不備と人々のリスクに対する素朴な感情からくる誤解と不信が壁となって、処分候補地の選定が進んでいないのである。言い換えれば、HLWのリスクから人と環境を防護するという地層処分の本来のインセンティブの共有の欠如、HLWのリスクと地層処分についての馴染み深さの欠如、実施側と公衆の間の信頼関係の欠如が壁となって処分事業の推進の行く手を立ち塞いでいる。

地層処分の提案をしている専門家は、ただ素朴に技術的成立性の根拠に基づく提案をしているだけでは、人々の自動的な心理によりこのような誤解の壁が不可避的に形成されるということをまず理解して、その上でこの壁を乗り越えるための戦略を探さなければならない状況に置かれている。残念ながら、感情ヒューリスティックによる誤解の壁は、人々の気づきにくい心理によって築かれていて、強い信念にまで成長しているので、マスメディアによる断片的情報の伝達では超えられない。専門家が科学的に考えるリスク概念が共有されるのは、専門家の能力と意図に対する信頼があって初めてなされるもので、相手の顔も見えないマスメディア伝達の場では、疑心暗鬼を取り除くのは容易ではない。

このため、実施主体とそれ以外のステークホルダーとのコミュニケーションにおいては、旧来のいわゆる DAD ( Decide, Announce and Defend : 決定し、宣言し、防御する ) アプローチから、EIC ( Engage, Interact and Co-operate : 関与を促し、相互に交流し、共同作業する ) アプローチへの転換が必要との認識が生じている<sup>11)</sup>。

<sup>11)</sup> OECD/NEA ( 2012 ) : Geological Disposal of Radioactive Waste : National Commitment, Local and Regional Involvement : Collective Statement of the OECD/NEA Radioactive Waste Management Committee.

DAD アプローチは、一般にパターナリズムと呼ばれているアプローチで、強い立場にある者が、弱い立場にある者の利益になるとすると、本人の意思に反して行動に介入・干渉するアプローチである。社会生活のさまざまな局面において、こうした事例が観察されるが、とくに国家と個人の関係に即しているならば、これは、個人の利益を保護するためであるとして、国家が個人の生活に干渉し、あるいは、その自由・権利に制限を加えることを正当化する原理である。

HLW の地層処分は、科学技術に関わる専門家の知識を基礎として実施しようとする公共事業である。これまで、様々な機会でしばしば行われている地層処分についての説明は、「HLW 対策として最善の技術は地層処分である」という主張の DAD 方式による展開であった。非専門家が「火山や地震の多い日本では危険ではないか?」などの疑問を呈すると、それに答え、さらに異論が述べられると、プレート理論や核種移行メカニズムなど、難解な科学の領域に踏み込んで解説するという流れで行われてきた。専門家が自らの主張を守りきるまで説明による教育を続ければ、やがて非専門家も理解するようになると思いつこんだ説明スタイルである。

しかしこのアプローチは、疑心暗鬼による感情ヒューリスティックのバイアスに陥って敵意を抱いている人々に対して無力であり、むしろバイアスを助長する風に作用することもある。このため、これを改め、技術的関心と社会的関心の両方が建設的な結果に等しく重要であると考える EIC 型対話へのパラダイムシフトが、HLW 処分に関するコミュニケーションでは重要となってきている。そこでは、事業を推進する主体や専門家だけが地層処分を望んでいて、他の人々はこれを受け入れるかどうかの議論をしているのではなく、推進主体も一般公衆も、ともに、この HLW を生み出し、人と環境の防護に責任を有する社会の一員であるという立場で、それぞれがどのような役割を果たすべきかを真摯に討議することが求められる。

人々は、受け身の立場に身を置くことによる誤解のために、HLW をステигマ化して忌避して、押し付けられることはないかと疑心暗鬼を膨らませているが、EIC 型対話では参加する誰もが社会の一員として、すでに社会の中にある HLW の問題の解決について考える立場にある。自分の身の安全ばかり考えて関心がリスク源に釘付けになっているが、みんなが仲良く幸せに生きていくためにどうすればよいかを話し合っているということを思いだせば、この社会問題の意味とその解決の糸口が見えてくる。

処分候補地の選定は、HLW を押し付ける地域の選定ではない。実施主体や専門家と同じ立場で、共同経営者として事業に協力して進めてくれるパートナーを探しているのである。

処分地となった地域の地下深部の地層処分場にはみんなの嫌う HLW があることになる。それは恥ずべきことなのか。世代を超えた人々を HLW のもたらすリスクから守る尊い仕事の象徴ではないのか。その仕事をすることにより、社会の人々から感謝され、自分たちの地域も持続的発展をしていくことが保証される誇りではないのか。心の持ち方ひとつで HLW の存在が何を象徴するかは違ってくる。

そうであるならば、国や実施主体と事業を引き受ける地域とが互いに信頼し合って事業を進めていくにはどういう関係をつければよいか、地域に対して、社会の人々が誤解して風評や差別、ステイグマ化による害を及ぼすことに対して、どのような対策を施せばよいか、国や地方自治体の代表、実施主体、規制機関、事業を引き受ける地域、それ以外の人々のそれぞれがそれぞれになすべきことは何か。こういったことを議論するには、お互いが顔を突き合わせて、心を込めて対話することが必要となる。

対話は広聴広報ではない。情報の伝達としては効率が悪いが、将来にわたってHLWを隔離して閉じ込めておくという技術的な側面と、HLWの地層処分という言葉がもたらすステイグマ化に関連する人々の心の側面を論じるには、互いの交流をする対話が必要となる。

こうしたプロセスを通じて地層処分に馴染みを持つ人を増やしていくには、他の人々はそれらの人々からの社会的学習を通して地層処分に馴染みを持つようになり、その理解のもとに、やがては、公共の問題を解決するためにパートナーとして協力しようしてくれる地域が現れるであろうというのが、マップの提示をきっかけとした対話の促進という形をとった、地層処分の推進におけるEIC型対話のアプローチなのである。

(朽山 修)

#### 4.3 共進化の必要性

##### (1) 市民対話で何を目指すのか

これまで、科学技術やプロジェクトを担う側と直接リスクを引き受けるかもしれない地域住民との「リスクコミュニケーション」は、歴史的に見て3つの段階を経て、徐々にではあるが進化してきたと考えられる。

第1段階は、「安全であることを人々に理解してもらう」ことを直接の目的とするタイプである。長年にわたって、事業主体はこのタイプに固執してきた感がある。どうしても、主体側から的一方的な情報提供に終始してしまう結果になり、主体側が上から目線で説明する形になってしまふ。様々な努力にもかかわらず、市民からは「都合のいいことばかり説明し、都合の悪いことは隠している」との批判が絶えなかった。主体側と市民の情報ギャップが大きいことを考えれば、極めて自然な市民の反応である。

第2段階は「リスクについても伝え、それをいかに制御するかを理解してもらう」ことを目的とするタイプである。第1段階に比べると透明性は高いが、これも一方的な情報提供の形になってしまう。また、このタイプはリスクを制御できることが前提であり、この前提を覆すような事態が起これば、対話そのものが成立しなくなる。また、リスクに焦点が当たりすぎれば、市民の行き過ぎた反応を招くという問題もある。昔、母乳にダイオキシンが含まれるというニュースで、子供に母乳を与えない母親が続出した例を思い出す。このタイプのリスクコミュニケーションが健全に成立するには、市民の側の国民力に大きく依存することになる。

第3段階は、「対話を通じて相互理解や相互信頼を築く」ことを目的とするタイプである。事

業主体側と市民の相互理解や信頼関係が極めて重要であることは論を待たない。ここで注意が必要なことは、相互理解といつても、どうしても市民が事業を理解することに注力しがちであり、主体側が市民を理解する努力に欠ける場合が目立つ点である。市民が何を考え、何を不安に感じ、どんなことに不満を持っているかを、事業主体が理解して初めて相互理解と呼べる。また、市民の理解する相手は事業主体に属する個人なのか、それとも主体側の組織なのかも大きな問題である。日本の組織では、往々にして事業主体の担当者が短時間で交代になり、折角築いた信頼関係を後任が簡単に破壊してしまう心配がある。さらに、一時的に信頼関係ができたとしても、主体側が強引に事業を進めようすれば、信頼関係はもろくも崩れ去る。信頼関係を構築した上で主体側が何を考え何をすべきが大きな課題になる。それが次に述べる共進化である。

## (2) 相互理解の上で目指すべきは共進化

相互理解を前提として、その上で何を目指すべきか。生物の世界で言う共進化に学んではどうだろう。共進化とは、複数の進化系が相互に影響を与えあうことで、両者ともにダイナミックに変化することをいう。技術は様々な発明やアイデアを社会が選択することで進化する。社会も科学や技術の変化や知識の拡大によって大きく変化する。科学技術と社会は相互に影響し合うことで共進化の関係にある。処分事業でも、事業主体側と社会の対話を共進化の場と位置づけることが望まれる。共進化によって事業を社会や地域との親和性の高い方向に変化させることができる。また、社会の方も共進化によって、参加意識が生まれ、合理的・科学的議論や判断ができるように進化することが期待できる。

もしも、主体側が「専門家の技術的判断は正しいから変更する必要はない」、「だから多少の修正はあっても本筋は変えるべきでない」、「すでに法律は整備したし、基本的考え方や具体的なやり方も政府として決定済みである」という考え方方に凝り固まつていれば、主体側に進化の余地はない。対話の場で市民の側だけに変化を求めることになる。表面はともかく、主体側の本心が頑なであれば、共進化は起こらない。

これでは、市民側は「専門家だって様々なオプションから相対的な判断で結論に達したはずで、どのオプションを選ぶのかは我々の権利である」、「技術やシステムを全く変えないというのであれば一方的な押しつけに過ぎず納得できない」、「技術も制度も事業の進め方も対話を通して変化する前提でないと対話しても仕方がない」という反応にならざるを得ない。これでは共進化の関係は成り立たない。共進化を妨げる要因は、主に技術や事業の硬直性、すなわち進化のための自由度の欠如にある。

## (3) 共進化を阻害する硬直性

硬直性をもたらす原因の一つは特殊化という現象である。生物は特異的な環境に適応しすぎ

ると、進化の自由度を失い、環境の変化に適応できなくなる。これが特殊化である。技術も同様に考えることはできないだろうか。高レベル放射性廃棄物の処分も「原子力村」の中だけで議論をすれば、特殊化の隘路に陥ってしまう。

また、科学技術の発展をどうイメージするかも硬直性と深い関係がある。ある技術について完成した技術と考えれば、進化に否定的にならざるを得ない。変化の邪魔をする固い頭が支配する世界に陥ってしまう。高レベル放射性廃棄物処分の世界はどうなのだろう。地層処分は、日本では未経験の分野であるし、世界的に見てもフィンランドやスウェーデンで始まったばかりの技術である。とても完成した技術とは考え難いが、早くも固定観念に縛られているように思われる。

さらに事業の立案や進め方も技術を硬直化させる大きな要因になる。普通の事業のように様々な主体が自主的に立案し進める状況であれば、技術を硬直させた事業主体が敗退して退場するだけのことである。しかし、処分事業のように事業者が極めて少数であり、しかも国のプロジェクトという形をとる場合には、統治の論理や官僚の論理が幅をきかせてしまい自由度が許容され難くなっている。

#### (4) 処分事業における共進化の余地

日本はこれまで使用済み燃料について、全量を再処理しその過程で不純物として分離された高レベル放射性廃棄物はガラス固化体として固形化し、最終的に地層処分するという方針を堅持してきた。まさに、歴史的にも自由度を放棄してきたと言えないだろうか。しかし、2015年に高レベル放射性廃棄物の最終処分に関する基本方針が改定され<sup>5)</sup>、「可逆性・回収可能性を担保し、将来世代の選択を可能にするため幅広い代替えオプションを含めた技術開発を進める」ことが示された。狭いながら共進化の道が開かれたとも見ることができる。

ここでは、高レベル放射性廃棄物処分においてどのようなオプション、つまり自由度があり得るかについて多少の例示を試みたい。まず、使用済燃料の全量を再処理することに対し、その一部を再処理せずに直接処分することも大きなオプションの1つである。

次は技術的な側面を考えてみたい。地層処分にしても、深い縦坑を掘り、上から次々と処分体を投入するディープボアホールといった現在の概念と違った方式も提案されている。勿論、地層までの運搬経路をどう設計するか、廃棄体をどう定置するか、処分現場のモニタリングをどうするかなどで様々なオプションがあり得る。オプションの多様性こそ、進化の自由度につながる。

また事業の進め方についても自由度を持つべきであろう。現在の考え方では、ガラス固化体4万本の全量について一挙に事業のあり方を決めることが前提になっている。しかし、まず例えばまず1/10の4,000本の事業に取り組み、その進み具合を見ながら次のステップを考えるといった方式も有力である。ガラス固化体にせよ使用済み燃料にせよ、発熱が減少するまで

地上保管されるが、その期間をどの程度にするかについても共進化のプロセスの中で決めていくことが出来るはずである。

処分場の立地に目処がつけば、地域社会との対話はもっぱら事業主体が担うことになるだろう。つまり、共進化の担い手は事業主体である。処分事業のあり方に関する意思決定が統治機構としての国や行政の議論で決まるとすれば、地元との議論で示される進化圧力が統治機構に届くとは考え難い。意思決定における事業主体の自由度を許容することが共進化の前提かもしれない。事業主体にどの程度の自由度を持たせるかも大きなオプションになるだろう。

#### 4.4 国の関与を考える

##### (1) 政治の役割と責任

一般に、政治は、国益の保護、安全の保障、次世代の教育、価値観の調整、善き社会の創出、社会的制度の設定、社会の統治など広い視野に立った意思決定がその役割である。いかなる技術であれ、実社会でこれを活用するには何らかのリスクが伴う。一般論で言えば、当該技術によるメリットがリスクを大きく上回れば、それを活用することが正当化出来ると考えられる。では、メリットを享受するために人々はどの程度のリスクを受け入れるべきか、となると答えは容易でない。このような課題について国としての意志決定できるのは当該技術の専門家ではなく、選挙を通して広い視野から判断することを国民から負託された政治だけである。

福島第一原子力発電所の事故以来、原子力を巡っては国民の間で様々な価値観の対立が起こっている。国民は多様である。地域や都市の住民もいれば、異分野の様々な専門家もいる。もちろん職業や立場からの主義主張もある。政治の役割は大きい。

##### (2) 脳死臨調に学ぶ

生命科学分野にはトランスサイエンスな課題が山積みされている。古くは、脳死による臓器移植を認めるべきか否かが大きな社会問題になった。脳死体から臓器を取りだして必要とする患者に移植すれば命を救うことが出来る。しかし、脳死者の遺族の意識や古来の死生観から見ると容認できないという声も少なくなかった。純粹に科学的に見れば、脳死は人の死であるという科学側の主張に対して、脳の働きが十分解明されていないのに、脳死が本当に判定できるのかという声もあった。

意志決定システムが科学的な判断だけに基づいて強引に結論を出せば、人々の反発は大きく、臓器移植そのものが社会に浸透しないと思われた。政治主導で「臨時脳死及び臓器移植調査会」を設け、全国各地で公聴会を開催し、社会的な合意形成の努力を積み重ねた。6年にわたる努力の末、「臓器移植に関する法律（脳死移植法）」が成立した。

トランスサイエンスな課題について、どんなプロセスで結論を出すべきか。日本では真剣に議論してきたとは言いがたい。脳死による臓器移植の例は、日本の歴史の中でも注目に値す

るプロセスを踏んだ。

これまで、様々な局面で審議会や有識者会議、研究会などを開催し、行政を通してその結論が内閣などに上げられ、行政システムによって意志決定がなされてきた。審議会などの結論は専門家の判断なのか、利害関係者の調整結果なのか、行政の意向の再確認なのか不明確である。審議会の結論だけで、社会的な合意がなったとは、とても考えにくい。だからこそ、脳死臨調は公聴会を続けた。

原子力を利用すべきか、核燃料サイクル政策を継続すべきか、高レベル放射性廃棄物を地上で管理すべきか、早い時期に地層処分すべきか、原子力分野でもトランクサイエンスな課題は多い。脳死臨調の例から学ぶ点は多いと思われる。

2000年に制定された「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律」では、①基本方針を経済産業大臣が定めて公表する②経済産業大臣は省令の定めるところにより最終処分計画を定め公表する③NUMOが実施計画を定めて経済産業大臣の承認を得る、と定めている。法律には原子力委員や安全規制当局の意見をあらかじめ聞くという定めはあるが、基本的な考え方や処分計画を定める前提として国民と対話するというプロセスには触れていない。

### (3) 「国が前面に立つ」に

2015年5月22日に、特定放射性廃棄物の最終処分に関する基本方針が改訂された<sup>5)</sup>。経済産業省のホームページを見ると、表題に「特定放射性廃棄物の最終処分に関する基本方針が改訂されました。……国が前面に立って取り組みます」と書かれている。ということは、この改訂の最大の目玉は「国が前面に立つ」ことだと思われる。2000年10月にNUMOが設立されて以来、最終処分地の選定に関して、歴代内閣は必ずしも政治課題としての関心を示しておらず、単なる電力会社の経営上の課題程度にしか受け止めてこなかった。改定で「国が前面に立つ」としたことは、政治的課題として認識されるようになった証と考えていいのだろうか。科学的特性マップを国が公表したこと、各種シンポジウムなどの主催者に経済産業省が名を連ねたこと、経産省が市町村を対象に説明会を開いたこと、などが「国が前面に立つ」の具体的な内容であったように思われる。

### (4) 「国」か「政治」か

上記のような動きを見て気になるのが「国」とは誰(もしくは何)を指すのかという点である。日本では「国」という表現を安易に使い、その意味するところを深く吟味する習慣は無いようと思われる。日本は三権分立、つまり司法、立法、行政を国の意志決定システムの根幹に据えている。三権の内、司法は立法府や行政の意志決定に対してその妥当性の最終判断を下す機能であり、高レベル放射性廃棄物問題においても司法の最終判断が求められる場面もあると予想される。

地方自治体に対比する形で「国」といえば、地方レベルの行政システムに対する国レベルの行政システムという意味あいから、内閣やそれをサポートする官僚機構を意味することになるだろう。その意味では、NUMOではなく資源エネルギー庁の職員が地方自治体に説明する場合に限れば、確かに国が前面に出るといつても違和感はない。しかし、国民や処分場を引き受ける（かもしれない）地域の住民にとってはどうだろう。放射性廃棄物最終処分の基本方針や処分計画は、経済産業大臣が定めることになっており、経済産業大臣には意志決定に伴う説明責任があり、その責任を果たす義務があることは論を待たない。しかし、経済産業大臣の代理である担当部署にすれば、決定事項の説明に終始せざるを得ず、対話が成立するとは考えにくい。

教科に格上げされた「特別の教科 道徳」に関する学習指導要領解説を文部科学省が公表しており、その中の「国や郷土を愛する態度」の項目で国を定義している。「政府や内閣など統治機構を意味するものではなく、歴史的・文化的な共同体」とした。その上で「偏狭で排他的な自国贊美」ではないと説明している。「国家」を辞書<sup>12)</sup>で調べると、「特定の土地・人民から成り立ち統治組織を持つ社会、国」とある。これに対し「政治」を調べると「社会を住みよくするために国や地方の大きな方針を決めて実行すること」となっている。「特別な教科 道徳」における国の定義や、辞書における「政治」の意味を考慮すると、高レベル放射性廃棄物の処分問題に関わる対話で重要なのは「国が前面に立つ」ことではなく「政治が前面に立つ」ことではないだろうか。

原子力を利用する上で放射性廃棄物は不可避であり、国民は極めて小さいとはいえるリスクを負担することになる。どの程度のリスクを国民に負担してもらうか、この問題に答えを出せるのは原子力の専門家でも、放射線の専門家でも、各省庁の官僚でもない。国民自身と国民が直接選挙で選んだ政治家であり、大きな方針を決めて実行する権限を持った「政治」だけである。

## （5）共進化の場からのフィードバック

「市民対話で何を目指すのか」で、処分事業でも、事業側と社会の対話を共進化の場と位置づけてはどうだろうと提案した。すでに述べたが、経済産業大臣の代理である同省の担当部署だけが前面に出ても、決定事項に関して説明するだけに留まらざるを得ない。国民や地域住民と共に進化の関係にはなり得ない。共進化のためには、強い権限を持ち、国民や住民の意向に耳を傾け、意見や要望を意志決定の場に伝えるとともに、対話における議論の変化から、合意に近づいているか否かを判断する機能が不可欠である。

対話の場をコーディネイトし、議論の結果として到達した共進化の方向について、意志決定

---

<sup>12)</sup> 三省堂国語辞典第三版

の場にフィードバックするこのような仕組みを用意することこそ、立法府の仕事ではないだろうか。「政治が前面に出る」である。放射性廃棄物処分事業は非常に長期にわたる。フィードバックを担当する人間が短期間で替われば、国民や地域住民の信頼を勝ち取ることはできない。日本では同じ立法府でも、衆議院は内閣総理大臣に解散権があり構成員が比較的短期で交代することがしばしばである。

これに対し、参議院は解散という不確定要素がない。参議院が議員の中からフィードバックを担当する政治家を任命し、意志決定の場に対する強い権限を与えてはどうだろう。参議院には、長期的かつ総合的な調査を行う「調査会」という制度がある。調査会は常任委員会とほぼ同等な権限があり、自ら法律案を提出したり、当該事項を所管する委員会に法律を提出するよう勧告する権限を持っている。この「調査会」がフィードバックなどを担当するのも一案である。

#### (6) 規制委員会の責任

国の意志決定を担う三権とは一線を画すものの、原子力利用において重要な役割を果たすのが原子力規制委員会である。規制委員会は安全性を判断する規制基準を定め、発電事業者などから審査申請があれば基準に適合するかを判断するのが基本的な任務である。原子力の安全性を国民が信頼するか否かは、国民が規制基準を妥当と考えるかどうかにかかっている。規制委員会が規制基準を定めるなら、規制委員会にはその意志決定に関しての説明責任を負うと考えるのが普通である。

もちろん規制基準は極めて専門的かつ細部にわたる事柄を含んでいる。技術的な詳しい説明を聞かされても国民が理解できるとは考えにくい。とはいえ、説明責任を回避することはできない。例えば、1万年から100万年後の安全について、どんな考え方をすべきか、規制基準を策定するに当たって国民に十分に説明し、国民の納得を得なければならない。NUMOに代表される事業者にしても、状況が進んでから安全の根本的な考え方について規制委員会に否定されたのではそれまでの努力が無に帰してしまう。

規制委員会は廃棄物問題について説明責任を全うすべきである。

(鳥井弘之)

## 第5章 核燃料サイクルの技術開発

### 5.1 日本が開発した核燃料サイクル技術

#### 5.1.1 遠心法ウラン濃縮

##### (1) 遠心法によるウラン濃縮の始まり

遠心機の性能は原理的に周速の四乗と長さに比例するため、回転胴の高周速化と長胴化が開発の目標となる。この遠心法濃縮はマンハッタンプロジェクトで始まり、実用的には世界第2次大戦後のドイツ人科学者グロートとジッペの遠心機が起源となっている。

また、グロートによる遠心法ウラン濃縮の成功は、アメリカに核拡散の不安を抱かせ、ドイツなど各国に遠心機技術の非公開を求め、以降公開は世界的に制限され、日本も開発開始直後から自主技術開発を進めることとなった。

グロート及びジッペの遠心機は、特に回転胴へのガスの供給と抜出で日本の開発に大きな影響を与えた。グロート型は、回転軸を通してガスの供給、抜出しを行うのに対し、ジッペ型は静止しているガスの供給・抜出管を回転胴に挿入して行う。このため、グロート型は回転胴の上下の回転軸を軸受けで強固に支持する構造となっているが、ジッペ型は、挿入する静止管が回転胴と接触しないよう回転胴上面に比較的大きな開口部を設けるため、上部は非接触の磁気軸受けで比較的緩やかに回転胴を支える構造となっている。これらの回転系は似ているようだが、高度な技術が要求される遠心機としては、異なる技術であり型式の選定によって開発の内容も大きく異なるものであった。

##### (2) 日本における遠心機のはじまり

日本で原子力の開発が進み始めると理研の主任研究員も兼ねていた大山義年東工大教授は、海外の情報を調査し、1959年から1961年にかけ理研1号機、2号機と呼ばれるグロート型遠心機を製作し理研でコールドの試験を実施した。アメリカ留学中の高島洋一助教授は、大山の要請により1961年に帰国して理研の開発に参画したが、運転には大変苦労した。このため、大山らは、研究報告が公開されて間もないジッペ型遠心分機の開発に協力するよう東芝に要請し東工大1号機が製作された。1963年に遠心機開発が理研から日本原子燃料公社（原燃公社）に引き継がれ、ジッペ型の東工大2号機が製作され原燃公社から東工大への委託研究として代替ガスによる試験が実施されたが、これが後に日本で最初にウラン濃縮に成功した小型機である。（写真5-1）

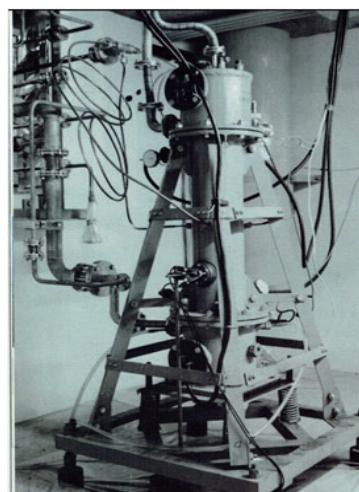


写真5-1  
日本で最初に遠心法ウラン濃縮に成功した小型機  
(日本原子力研究開発機構提供)

1969年3月理研は、ガス拡散法ウラン濃縮試験の成功を学会発表し、大きな反響があった。一方、原燃公社が組織改変した動力炉・核燃料開発時事業団（動燃）では、ウラン濃縮試験用の3号機が製作段階で手間取っていたので、東工大2号機（小型機）にウラン試験に耐えられよう樹脂を塗布して動燃に持ち込み1969年5月に日本で最初の遠心法ウラン濃縮試験に成功した。

なお、この小型機はジッペ型として製作されたが、ジッペ型に特徴的なガス抜管が取り付けられておらず、高島の発想による回転胴上下の端坂の外周部に小さな孔が設けられ、回転胴内の圧力の高い部分から回転胴外部にガスを噴き出させて抜き出す日本独自の方法（端坂抜管法）を採用している。

回転胴内の六フッ化ウランは、遠心力で回転胴外周部の圧力が高く中心部は低くなる。開発初期の回転周速ではその程度は小さかったが、その後の高周速化により回転胴中心部は超高真空状態となるため、中心部から回転軸を通してガスを抜き出すグロート型遠心機は、早晚行き詰るものであった。高島考案の端坂抜管方式は、グロート型でもジッペ型にも適用できるため、小型機ではジッペ型回転系で、その後の開発はグロート型の回転系遠心機に適用された。

原子力委員会は、これらの成果も考慮して、ガス拡散法と遠心法を原子力特定研究に指定して、3年後に技術的課題の解明に見通しをつけることとした。

### （3）技術的課題の見通しをつける開発

1969年に3号機による濃縮試験が開始されたが、回転系はグロート型で端坂抜管法が採用された。小型機に比べると大型で取扱いも難しかった上、六フッ化ウランガスの流量も多く、機器との反応や腐食などのほか質量の大きな六フッ化ウランガスと回転体との摩擦による温度上昇も大きく材料への影響も懸念されるなど多くの課題が発生した。

グロート型の3号機の試験では、熱対流で回転胴内に流れをつくるが、性能も上がらず安定した濃縮結果が得られなかった。

### （4）分離性能向上に向けた理論解析及び基礎試験

3号機でのウラン濃縮試験で、回転胴内の流れを制御できず、期待する性能も得られなかつたので、回転胴内の流動解析法の開発に注力して徐々に回転胴内の状況が把握できるようになった。動燃では、詳細な流動解析法の開発が行われ回転胴内の流れの可視的も可能となって、温度分布と流動状態及び $^{235}\text{U}$ の分布状態も把握できるようになった。開発費用も多く投入されたが、常に高性能化を進めたその後の開発では有力な開発ツールとし機能し、開発の全体費用の削減と開発期間の短縮に大きく貢献した。

## (5) 複数メーカーによる競争的開発と標準化

特定総合研究指定にともない、これまでの東芝一社体制から、複数社による競争開発体制を導入した。遠心機の概念提案を募集し専門委員会で評価して4型式を選定した。東海事業所での濃縮試験にでは、それぞれが他社に見られない様、ビニールハウスで試験ピットを覆うなど競争意識が高まる中で開発が進められた。

各社の技術は様々で、このままでは発散して收拾がつかない見通しとなつたため、動燃の技術者が中心となって遠心機仕様の標準化を図って各社に提示して開発を進めた。高周速化を図るため回転胴材料としては複合材料を指定し、振動系としてはサブクリティカル、抜出方式は端坂抜出法を踏襲した。標準化は数次にわたり実施され、標準化機をカスケード試験装置にも投入して開発の進展を図った。

端坂抜出方式は、カスケードでは抜き出したガスの昇圧が必要となるなどの課題を有していたが、国内の技術を結集して高度でコンパクトな部品を開発してこの問題を解決した。また、効率の高い分離流動方式も開発して適用した。各社は各要素開発において日本での第一人者を投入したが、これら第一人者によつても解決できない技術課題がほとんどで日本の第一線の技術と要求される技術のギャップが明確となり開発目標もより具体化できた。これにより、日本独自のウラン濃縮遠心機の技術として仕上がりつつあったが、開発が長胴化に向かうと最適な流動状態を維持するのが困難なるなどの新たな課題も見えてきた。

## (6) カスケード試験

日本のウラン濃縮需要見通しは大きく、長期安定確保策が重要となつてゐたので、原子力委員会は1971年12月に、究極的な安定確保のため1980年代にウラン濃縮の国産化を図る方針を決定した。更に、1985年までに国際競争力のある遠心法ウラン濃縮工場を稼働させることを目標にパイロットプラントの建設、運転までの研究開発計画を「原子力特別研究計画」(ナショナルプロジェクト)に指定し、動燃を中心に強力に推進すること、実際に進める際にはチェックアンドレビューを実施することを決定した。

動燃は、パイロットプラントの建設・運転を明確な目標として1974年に180台の遠心機からなるC-1カスケードを完成させた。カスケード試験で遠心機単機では得られない多くの現象や課題を把握した。

次いでC-2カスケードを1974年に試験を開始した。遠心機の標準化も進め、回転胴は高強度の金属胴とした。濃縮度1.5～2.0%などの結果も得られた。特に、カスケードを定格回転に持つてゆくプロセス、その後の六フッ化ウランを供給するプロセスで新たな知見が得られ、この知見を反映してカスケード解析法の開発をスタートさせた。

## (7) パイロットプラントに向けた開発

遠心機は回転胴を長くし共振点を超えて回転させるスーパークリティカル技術の見通しが得られたので、従来の端坂抜法に代えてジッペ型も参考として新たな技術を盛り込み回転性能も安定した遠心機が開発された。

C-2 カスケードに先立ち、1975年に遠心機の寿命試験が開始されたが、試験の初期に1台の遠心機が破損して真空破壊し、大気が流入して同系列の遠心機が連鎖的に破損した。回転胴の材質と遠心機部品の構造上の問題が重なったものだが、これを受け回転胴材料の品質を確保するため、溶解工程まで遡った原因究明を行い、これを反映して安定した品質を確保する工程を確立した。この成果は、その後の日本の遠心機の信頼性確保にきわめて大きな貢献をした。

1976年12月原子力委員会のウラン濃縮技術評価検討幹事会の評価結果に基づき、動燃は1977年からパイロットプラントの建設に着手した。

## (8) パイロットプラントの建設・運転

動燃は、サイトを岡山県人形峠事業所と決定し、1977年8月に敷地造成を開始するとともに建設及び遠心機などの製造の準備に入った。規模は、約50トンSWUとし、2期に分けて建設することとし、更に、一期目の一部の遠心機1,000台分のOP-1Aを先行して建設し1979年9月に運転を開始した。第一期の残り3,000台のOP-1Bは、性能を1.5倍として約1年後に運転開始し、更に約1年半後に第2期工事分OP-2の3,000台が完成してパイロットプラントは全面運転開始した。OP-2の遠心機はOP-1Bを更に高周速化してOP-1Aの2倍に高性能化された。

OP-1Aの建設中にアメリカが提唱した核不拡散対策を議論する国際会議INFCEにおいて、商業化できるウラン濃縮技術保有国がウラン濃縮事業を実施できるとの最終報告書がとりまとめられた。通常、未経験な大きなプロジェクトでは建設が遅れ気味になるが、動燃、民間の緊密な連携のもと、工期を約1ヵ月短縮して名実ともウラン濃縮技術保有国とし、日本でウラン濃縮事業を実現できる環境を整えることができた。

わが国初の濃縮プラントとして、技術的に難しい安全かつ短時間でカスケードを立ち上げる方法や停電時の操作など、今日の実用プラントの運転法の基本技術が確立できた。また、停電時にカスケードの生産を継続する技術や、プラント余裕度の把握などプラント全体のエンジニアリング面での体系化が図られ、次のステップである原型プラントの設計に反映され1990年3月に運転を終了した。

## (9) 原型プラントの建設・運転

1981年8月原子力委員会ウラン濃縮国産化部会は、遠心法ウラン濃縮商業プラントの建設、

運転に至るまでのウラン濃縮国産化の進め方を取りまとめ、遠心機の開発及びその量産技術開発のために商業プラントに先駆け原型プラントの建設運転を行う必要があること、当面動燃が建設・運転に当たり、商業プラントを実施する民間が積極的に協力することなどの方針を示した。翌1982年6月原子力委員会は長期計画の中で200トンSWUの原型プラント計画を決定した。

これを受け。動燃は詳細設計を開始し、電力事業者と「ウラン濃縮原型プラント協議会」を設け、借入金割合を含む資金分担などを決定した。また、借入金返済含め10年間連續試験を行った運転費をウラン濃縮役務費で賄うこととなった。このことは動燃の運転部隊に重圧感を与えた面もあるが、停止させないプラント運転技術を追求するモチベイションともなった。

遠心機は、開発の進展が早く、最初のDOP-1の100トンSWUは、OP-1Aの2.5倍、更に後半のDOP-2は、更に高周速・長胴化されOP-1Aの3倍の性能の遠心機を前提として詳細設計を行った。

パイロットプラント時の経験から、高周速化のために回転胴材料強度を高めると、六フッ化ウラン中の信頼性が大きく低下することなどが得られ、動燃は、材料の結晶状態に遡った基礎研究を実施するとともに六フッ化ウランを流通しての実遠心機での確認を繰り返すなどして、成分仕様や溶解工程含めた詳細な仕様を決定した。多くの部品の加工工程も信頼性に影響することから、遠心機の総合設計及び製造時の品質管理を動燃が実施する体制が構築された。

プラント設計も、メーカの協力のもと動燃が主体となって実施され、部品レベルまでの見積りをするコスト試算を設計にフィードバックする作業も実施した。解析に基づくカスケード設計は遠心機の特性に強く依存するので動燃が実施し、プラント全体で整合性がとれた設計がなされた。

1983年3月サイトが動燃人形峠事業所内と決定され、このサイト条件で調整設計が実施された。動燃・電気事業者・国との調整の期間中に遠心機も高度な集合化が実現し、DOP-2に導入して更に低コスト化を図ることとした。

1985年建設を開始し、1988年4月にDOP-1、1989年5月にDOP-2が運転開始し、DOP-2は10年6ヶ月、DOP-1は12年10ヶ月連續運転を継続し、この間の設備稼働率は94.3%と高いものとなった。（写真5-2）

遠心機メーカ3社は、商業プラント用遠心機を製作する目的で、1987年ウラン濃縮機器㈱(UEM)を設立し、仙台に新たな商業プラント用遠心機製造工場を建設してDOP-2から製造を行った。動燃は、DOP-2の製造に当たり、UEM及び全てのサブベンダーの工程を濃縮性能、信頼性などの機能面ごとに確認して品質管理要領を承認する作業を行った。特に仙台地



写真5-2  
ウラン濃縮原型プラントDOP-2遠心機  
(日本原子力研究開発機構提供)

区のサブベンダーは、遠心機の部品を製作した経験が無く、多くの精力を要したが、メーカー側も品質管理技術が根付いていった。製造段階での不具合の大部分は製造工程を変更した場合に起こるので、変更管理は厳格に実施した。

#### (10) 日本原燃による商業プラント建設・運転

1984年7月に、電気事業連合会（電事連）は、青森県及び六ヶ所村に原子燃料サイクル施設の立地を申し入れし、翌1985年3月ウラン濃縮事業を実施する日本原燃産業を設立して1988年にウラン濃縮工場の建設を開始した。濃縮工場は、第1期のRE-1が600トンSWUの規模で、1992年3月に第1運転単位のRE-1A（150トンSWU）が運転開始した。その後順次増設し1994年9月RE-1Cが運転開始してRE-1が全面運転開始した。第2期のRE-2は450トンSWUの規模で、1997年10月に運転開始し、第3運転単位のRE-2Cが1998年運転開始した。

遠心機はUEM仙台工場のDOP-2と同じ製造ライン同じ製造法で製作された。主要な製造設備はDOP-2製造時に1.5倍の能力を有しており、不足する設備は増設された。プラント設備もDOP-2と基本的に同じである。

2000年にRE-1Aが計画停止し、順次計画停止をしてRE-1の最後にRE-1Dが計画停止した。原燃が公表している遠心機停止状況からRE-1Dの運転期間12.5年の稼働率は、原型プラントDOP-2と同等以上であったと想定される。

RE-2は2010年12月にRE-2Bが計画停止し、全金属胴遠心機が停止した。一方、新素材胴を用いた新型遠心機（新型機）は、RE-2Bの計画停止に先立ち2010年3月に着工し、2012年3月に37.5トンSWUが運転開始した。2013年5月から75トンSWUに増強して運転が継続されている。

原燃のウラン濃縮工場で特に問題となったのは、RE-1A遠心機の早期停止問題であったが、RE-1Aの分解調査などを実施して遠心機部品の一部の洗浄工程をDOP-2製造時から変更したことによる洗浄不足で遠心機下部にウラン化合物が付着してアンバランスが発生したことによるとの原因究明がなされている。

#### (11) ジャンボ機の開発

1974年4月アメリカAECは、1970年代末までに我々の想定外の大きな遠心機による100～300トンSWUの実証濃縮工場計画を突然発表し、アメリカは遠心法から撤退していたと考えていた関係者を驚かせた。関係者は状況の把握に努めたが良く分からなかった。そこで、このジャンボ遠心機のイメージを把握するため、動燃内で広範囲な専門分野の遠心機関係技術者が結集し設計検討が始まった。性能の大きな遠心機を実現するためには、高周速・長胴化が不可欠であり、遠心機の設計と並行して材料・構造・振動・分離流動などの設計法また

は解析法の確立など基礎的なことも実施し、軸受なども大きな遠心機に耐えられるものを要素試験から実施した。ここで開発された設計法は現在でも活用されている。

まず、高周速化を実現するサブクリティカル機を約1年で設計製作してウラン濃縮試験を実施し、その後も長胴化、高周速化を進め、当時開発が進められたDOP-2遠心機の3倍弱の性能を確認し、更に2倍の長さの遠心機の回転試験までを実施した。（図5-1）

しかし、遠心機が大型になると製作及び試験に時間がかかり費用も大きくなることから、1980

年にジャンボ機の開発から原型プラント遠心機などのリプレースが可能な小口径遠心機の開発へと大転換した。

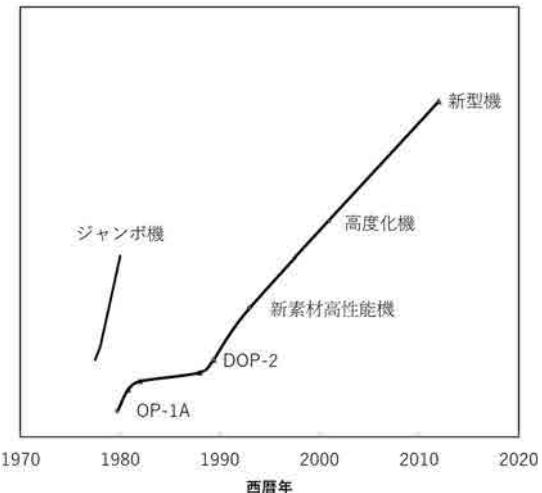


図5-1 日本の遠心機性能の推移

### （12）新素材高性能遠心機の開発開始

小径機が故に困難な振動制御の課題を新素材を用いた部品の画期的なブレークスルーにより解決し、分離性能も新たな試みをして大幅に性能向上させるなど急速な進展を見せて、原型プラントの後継の遠心機としての見通しが得られた。

原子レーザー法との比較などもあったが、設立直後に動燃東海事業所を訪問した大垣日本原燃産業社長が、この新素材遠心機に大きな期待を寄せたことから1986年度から5年間新素材高性能遠心機に関する動燃、電気事業者及び日本原燃産業との共同研究が行われ、プラントに導入できる遠心機として仕上がった。

更に実用規模カスケード試験装置による新素材胴遠心機実用化の実証を目的に動燃、電気事業者との共同研究として1993年人形峠事業所で1,000台によるカスケード試験が開始され、1998年3月まで最終段階の限界運転試験などをを行い、高い信頼性を確認して商業プラントに採用が可能であるとの見通しが得られた。

### （13）高度化機への転換と商業プラント導入の試み

遠心機メーカー及び原燃は、電力との共同研究で動燃が進めてきた新素材高性能機とは異なる高度化機の開発を実施してきた。回転胴直径及び長さを大きくして性能を高めるスーパークリティカル機で、制振技術として新素材高性能機よりシンプルな構造をしているのが特徴となっている。

原燃は、商業プラントの最後の450トンSWUに新素材高性能機を一つの候補と考えていた

が、高度化機の開発の成果が出てきた段階で、何れを商業プラントに導入するか関係者間で議論となり、最終的には経済性の評価として商業プラントの増設計画に間に合うかが検討された。高度化機はカスケード試験を実施すると商業プラントの導入計画が大幅に遅れる恐れがあったが、カスケード試験なしでも実用化が図れるとの見解が開発者側から示され、これらの見解が1992年8月の原子力委員会の「ウラン濃縮懇談会報告」に反映されて商業プラント導入候補機として高度化機の開発が進められた。

その後、商業プラントの最後の450トンSWU導入のための製造準備に入る段階で、高度化機の重要な部品の六フッ化ウランによる耐食性の課題解決に時間を要する状況となった。

最終的には、動燃が新素材高性能機の後継機として開発を進めてきた先導機の延長の技術を採用した開発を原燃内で行うこととなり、2000年11月原燃内にウラン濃縮開発センターが設立され、世界最高水準の性能を有する遠心機の開発を目的にして核燃料サイクル、遠心機メーカーから専門技術者が出向または移籍し、原燃プロパーが参画して開発チームが結成された。

#### (14) 新型遠心機の開発

新型機用のホット試験設備は、高度化機試験用に原燃が建設した研究開発棟を、コールドの開発は原燃マシンナリー（UEMの後身）の六ヶ所工場を原燃が引き取って活用した。

実用遠心機仕様を5年間で固め、その後カスケード試験を実施して、開発開始から10年で商業プラントに導入するタイトな計画がスタートした。原燃は、目標とする実用化時期の遠心機製造のイメージを検討し、原燃が組み立て工場を持ち、専門技能を有する企業に協力を得て原燃が責任を持って製作する体制で進めることとし、実用プラントの製造はこの考え方沿って製造が実施されている。

開発は、電力共同研究に国の補助金を受けて進め、金属胴機の4～5倍の性能が確認され、信頼性向上のため、ホット施設内に高度な分析装置を導入するなどして、数次の遠心機仕様決定段階を経てカスケード試験を実施し、開発センター設立から11年後の2011年12月に最初の37.5トンSWUを運転開始し、安定的に運転が継続されている。（山本文雄）

### 5.1.2 新型転換炉「ふげん」の歩みとその成果

#### (1) プロジェクト誕生の経緯

わが国の原子力開発は、1956年1月、原子力基本法の施行と原子力委員会の設置によって本格的に開始された。そして1960年代に入り、自主技術で国産動力炉を開発する気運が醸成されたことを背景に、1962年に「動力炉開発専門部会」を設置して国産動力炉の開発について検討が進められ、『高速増殖炉はその重要性に鑑み別に開発を進めることとし、わが国で開発する国産動力炉は既成炉の改良型でなく開発段階の新しい転換炉で、核燃料サイクルの観点から天然ウラン、または低濃縮ウランを使用する基本路線を守るのが適当である。』との

提言がなされた。

原子力委員会はこの報告を受け、1963年6月に国産動力炉を“天然ウランあるいは微濃縮ウランを使用する重水炉”に決定した。

折から、「第3回ジュネーブ会議」(1964年9月)で、原子力開発の先進国は大規模の開発費と大型実証試験装置などを駆使し、国際協力を行いつつ動力炉開発を進めている実情を目のあたりにし、わが国の動力炉開発の現状が世界に大きく立ち遅れ、動力炉開発計画を再構築する必要性が関係者に強く認識されることとなった。

このような情勢を踏まえ、1964年10月、原子力委員会はわが国の動力炉開発の推進方策を再検討して今後の基本方針の策定に資するため、「動力炉開発懇談会」を設置した。

本懇談会では、核燃料事情を含め、海外の原子力開発の動向などを考慮して、在来炉から高速増殖炉に至る基本開発計画が検討された。政府・民間の役割、財政負担、技術者の確保、国際協力に配慮するとともに、開発の体制・規模などの面で各計画相互の関連も検討された。特に、わが国の事情を考慮して、原子力開発の10年の遅れを如何にして取り戻し、原子力先進国に追い付くかが審議の基本になった。

原子力委員会は、動力炉開発懇談会の審議結果を受け、1966年5月「動力炉開発の基本方針について」を発表し、“核燃料の安定供給と効率的利用を図るべく、国内における核燃料サイクルの確立”を基本とする、今後のわが国の核燃料政策および動力炉の開発に関する基本計画を決定した。合わせて、これらの計画の推進に当たってはわが国の科学技術水準の向上と産業基盤の強化に資するため、可能な限り自主的に開発することが謳われた。核燃料の国際サイクルをベースにした国内サイクルや海外技術の導入という考え方方が依然存在する中で、わが国のエネルギーの安定供給とセキュリティ確保を究極の目標として、核燃料サイクルの自立体制の確立を目指すことを宣言したものである。このような核燃料戦略において、その燃料多様性の点で極めて柔軟な炉心特性を有し軽水炉の技術と経験が活用できることから、早期に減損ウランやプルトニウムなど核燃料の効率的利用の実証が期待される炉型として新型転換炉の開発が決定された。

このように、「ふげん」は国家プロジェクトとして二つの大きな使命を担っていた。ひとつはわが国の原子力政策、すなわち自立した核燃料サイクルの確立という国家戦略の先兵として、世界に先駆けてプルトニウムの本格利用を実証すること、二つ目は、“自主開発”的言葉に集約されるように、在来軽水炉の技術を有効に活用しつつもわが国における産業技術の育成、成熟を促し、関連産業の基盤強化やインフラストラクチャー整備、技術水準向上など産業構造の高度化に寄与するとともに、自らの設計・建設による新型転換炉の発電プラントとしての技術的成立性を立証することであった。

## (2) 自主技術開発としての成果

「ふげん」の開発は、原子力開発黎明期からの希求である『国産動力炉の開発』を具体化したものであり、その基本的な開発方針は1963年に原子力委員会が決定した「国産動力炉開発の進め方」で示された『設計から建設まで一貫して自主的に開発し、併せて、それにより国内技術水準の向上をめざす』を基本方針としたものであった。一方で、「ふげん」にはプルトニウムを含む核燃料の効率的利用の早期実証を可能にするために、既存技術によって早期に実用化しなければならない要求もあり、海外技術を有効に吸収することも必要とされた。

このような中で、“自ら設計、自ら重要機器の技術を確立”、“既存技術は極力利用するが、自ら評価、必要とあれば自ら検証”するといった理念が生まれ、それらは国産動力炉開発黎明期の多くの人々の心を引き付け、「ふげん」に関わった研究者・技術者の信念として設計、建設、運転にわたって貫き通されてきた。「ふげん」プロジェクトがこれまで経験のない大規模な国家プロジェクトで、長期にわたり多額の資金と多数の人材を要するにもかかわらず、産官学の相互協力と多くの人々の積極的な参加を得て、多くの成果を挙げてこられた一因でもあった。

大洗工学センターに、当時、国内では画期的であった実規模試験施設（重水臨界実験装置、安全性試験施設、大型熱ループ、コンポーネントテストループ）を建設し、炉心の核特性や伝熱流動特性、事故時の冷却特性など設計に必要なデータを自ら採取し評価、検証し、独自の設計手法や解析コードを開発する、また「ふげん」特有の炉心を構成する機器については、試作、試験、改良と地道な作業を積み重ね、性能や信頼性、耐久性を実証するなど、その理念は具体的な行動として發揮され、下記の成果などに結実した。

- ◇主要機器の国産化（主蒸気隔離弁、再循環ポンプ、逆止弁など）
- ◇希ガスホールドアップ装置（活性炭吸着塔）
- ◇長寿命型中性子検出器（LLPM）など

これらは、わが国の研究者や技術者の技量向上と自信につながるとともに、関連機器メーカーの育成を促すこととなった。また、実規模で試験する技術・手法等はその後も発展を遂げ、国内の同様の大規模試験へも反映されるなどわが国の原子力開発の技術水準向上、産業基盤の底上げと強化に貢献した。

「ふげん」の建設は1970年に開始されたが、日本原子力発電㈱、電源開発㈱などの協力の下、工事は初期の計画どおり進捗し、1977年には機器の据付が完了した。その間、合理化のため原子炉再循環系ループ数の削減など、炉心に関わる大きな設計変更を行ったが、上述した試験施設の活用や重要機器の国産化を図っていたことにより短期間で対応でき、工事



写真5-3 新型転換炉「ふげん」

計画に大きな影響を与えたことも自主開発の成果として特筆できるものである。

続く総合機能試験とプラント起動試験においては、プラントを構成する機器やコンポーネントなどの基本性能と各系統全般にわたる機能の確認、原子炉の核特性試験やプラント動特性試験、初送電を含む出力上昇試験などが綿密な計画の下実施され、得られた結果は設計値や試験施設でのデータ、予測解析などと比較検討されその十分な妥当性が確認された。この結果、「ふげん」は発電プラントとして安定した定格出力運転が可能なことが証明され、国内の工業技術レベルの高さが示されると同時に、初のフルスコープ国産動力炉の誕生となった。「ふげん」は、1978年3月20日にMOX燃料22体で最小臨界を確認、7月29日に初送電を達成し、一年後の1979年3月20日には総合負荷検査に合格、以降2003年3月29日に運転を停止するまでの25年間の運転において、総発電電力量約220億kWh、平均設備利用率約62%の実績を残した。燃料経済の観点からほぼ年2回の燃料交換を行う6ヶ月運転サイクルを採用したにもかかわらず、同時期運転開始の商用軽水炉に比しても何ら遜色はなく、むしろ原型炉としては世界に類のない実績を残した。

また、圧力管型重水炉固有の設計の本質に起因する不具合を経験することもなく、17回におよぶ定期検査もすべて自主技術によって行われ、プラントを構成する機器コンポーネントの保守データや経年化データを蓄積しつつ保守管理・分解点検手法を確立するとともに、国産機器の長期信頼性を実証した。

無論、「ふげん」も幾多のいろいろなトラブルを経験したが、その原因究明や再発防止対策には自主開発で蓄積された知見や経験あるいは大型試験施設を利用した再現試験や検証により早期の対応が可能であった。これも自主開発の大きな効用であるといえる。

このように安定運転の継続に努める一方、自主開発の理念は進取のチャレンジ精神としてプラント運転管理面の技術にも受け継がれ、

- ◇非破壊検査技術を駆使した圧力管検査装置の開発
- ◇減速材である重水の精製（濃縮）装置の開発と重水リサイクル技術の確立
- ◇重水炉特有のトリチウム管理技術の確立

など、「ふげん」に続く実証炉さらには実用炉も念頭においてATR固有技術の高度化に發揮された。

さらに、

- ◇オーステナイト系ステンレス鋼の応力腐食割れ対策として取り組んだ水素注入技術
- ◇被ばく低減対策として取り組んだ系統化学除染と亜鉛注入技術

など、軽水冷却炉共通の課題に対しても、自ら試験し、評価、検証しながらひとつ一つの問題を克服し技術を確立してきた。これらの開発には実規模試験施設や国内メーカーと一緒にやって取り組み、得られた成果は実証的かつ信頼度の高い技術として高い評価を受け、商用軽水炉への適用にも貢献した。

また「ふげん」では、運転開始当初からコンピュータ技術の活用に取り組み、高度なシステムを開発し積極的に導入を図ってきた。これらは、熟練運転員のノウハウを活かすファジイ理論による給水流量制御、保守の省力化や信頼性向上を図る運転保守管理システム、プラントの異常早期発見やプラント挙動の解析に威力を発揮するプラントデータ収集システムなどとして実用化された。

1986年に起きたチェルノブイリ事故に際しては、RBMK炉と同じ圧力管型炉である「ふげん」のために開発された解析技術や「ふげん」の運転を通して蓄積された知見、経験を活かし、当時の動燃事業団が実施した事故時のプラント挙動の解析評価が事故原因の究明へ大きく貢献したのをはじめ、その後のIAEAを中心としたRBMK炉の安全性向上などに、耐高温マイクロフォンを用いた漏洩検出システムなどわが国独自の技術による支援により国際的な貢献を果たした。

### (3) 核燃料サイクル確立の先導的役割

「ふげん」の設計から建設、運転の時期、原子力長計において、プルトニウムリサイクル利用を柱とする基本方針は一貫していたが、濃縮ウラン需給の国際情勢や国産濃縮技術の見通し、軽水炉技術の成熟など新型転換炉を取り巻く情勢や「ふげん」自体の実証炉計画の遅延などにより核燃料戦略上の新型転換炉の役割は変化した。

当初は、商業ベースの濃縮ウランがアメリカ独占であったことなどから、天然ウランで稼働できることとプルトニウムの利用がわが国のエネルギーセキュリティを向上する観点から重視され『使用済燃料から抽出されるプルトニウムを天然ウランに富化して実質天然ウラン供給で稼働するプルトニウムセルフサステインサイクル』を目指した。1970年代の前半、再処理費が当初より高額と見込まれ、また遠心分離ウラン濃縮の実用化が見通せるようになった。このような情勢に鑑み、「ふげん」はプルトニウムにより安全性と経済性が高まること、プルトニウムをウランと同等に利用でき、燃焼度はプルトニウムの同位体組成に余り影響されない特長があることに着目して、『ATRは、燃料の多様化に優れ、核燃料事情に対応した燃料利用ができる。軽水炉の使用済燃料から抽出されるプルトニウムを使用するプルトニウムバーナーとして使用し、プルトニウム利用技術開発を牽引するとともに、軽水炉の稼動に伴い蓄積されるプルトニウム問題を緩和する。』ことを開発の目標に変更した

特に、この後段は、“新型動力炉開発検討専門部会報告書（1976年8月11日）に明記され、また“IAEA International Conference on Nuclear Power Experience（1982年9月13～17日）”において、日本の高速増殖炉とATRの開発に関する発表論文に対し、IAEAのPress Release<sup>1)</sup>に、「日本のATRはプルトニウムを利用し、高速増殖炉導入の先達を勤めている。」

1) 「PRESS SUMMARY : Plenary Session5、Advanced systems、IAEA International Conference on Nuclear Power Experience、1982.09

と評価された。

更に、原子力平和利用と核不拡散を両立させることを目途に、アメリカのカーター大統領の提唱で1977年10月～1980年2月にかけてINFCE（国際核燃料サイクル評価：International Nuclear Fuel Cycle Evaluation）が、実施された。INFCEにおけるATRの評価については、US/DOEから委託を受けたR&D Associatesが、日本のプルトニウム利用に関する政策を分析し、「ふげん：日本の原子力政策を写す鏡」“FUGEN : A MIRROR OF JAPAN'S NUCLEAR POLICY、The Significance for the U.S. and INFCE1979.07”<sup>2)</sup>とまとめて、US/DOEに提出した。すなわち、「日本においては新型転換炉がリードタイムの長いプルトニウム利用技術の開発を牽引している。」と評価された報告書である。この時期は、「ふげん」が初装荷炉心からMOX燃料を装荷し運転を開始した時期であり、1977年の東海再処理工場のホット試験開始に係る日米原子力交渉においても、「ふげん」計画の進捗が大きなプラス要因となったのは言うまでもない。また、この個別合意が、包括事前同意方式の日米原子力協定が発効する1988年7月に至る、長い日米間の原子力協定交渉のスタート点になったのでもある。

このように、「ふげん」は国家プロジェクトとして、日本のエネルギーセキュリティの確保に向けた大きな役割を担っていたのであった。

「ふげん」はその25年間の運転期間中に、単一炉としては世界最大の772体のMOX燃料を使用するという実績を挙げている。それは単に「ふげん」でのプルトニウムの本格利用の成功だけでなく、東海再処理工場で国内軽水炉燃料から回収したプルトニウムの利用や「ふげん」自身の使用済みMOX燃料から回収されたプルトニウムの再利用により、国内でのプルトニウムサイクルの輪を初めて完結し、さらには軽水炉燃料再処理からの回収ウランや人形峠濃縮プラントからのテール（劣化ウラン）をMOX燃料に再利用し、ウランサイクルの輪も具現化するという、まさにわが国の原子力政策の基本であった核燃料サイクルの確立を顕現した。

そもそも、「ふげん」用MOX燃料は、原子燃料公社時代に既にスタートしていたMOX燃料開発研究をベースに、原研の試験研究炉や海外のハルデン炉、SGHWR等国内外での照射試験を実施し、通常時や事故時におけるMOX燃料のふるまいに関する知見やデータを蓄積とともに、東海事業所や大洗工学センターにおける試験データをもとに、当時の動燃事業団が自ら開発したものである。その後も、高燃焼度燃料の開発は進められ、実証炉計画は中止になったものの、36本クラスタの照射後試験用MOX燃料が「ふげん」において燃焼度38GWD/tに達し、この試験データに基づき、軽水炉の高燃焼度燃料に匹敵する最高燃焼度55GWD/tの実証炉用54本クラスタMOX燃料が「ふげん」での照射に向け安全審査直前の段階にあつた。これらの成果は、東海事業所プルトニウム燃料部門の燃料製造設備として結実

<sup>2)</sup> 「FUGEN : A MIRROR OF JAPAN'S NUCLEAR POLICY」；A. KRAMISH、RDA-TR-194203-002 (REV.2)、1980.01

し、「もんじゅ」燃料の製造ラインに引き継がれ、そして、それらの総体は、六ヶ所のプルサーマル燃料の製造技術に継承されている。

また、運転終了後の2003年には、『25年間の安定運転を通して、日本の自主開発した新型転換炉の性能・信頼性を実証するとともに、世界初のプルトニウムを本格的に利用する熱中性子炉として772体という世界最大のMOX燃料使用実績を挙げ、核燃料サイクル技術の確立に大きく貢献した。』として米国原子力学会(ANS)から、我が国では初となる「ランドマーク賞」を受賞した。

このように、「ふげん」を中心とした核燃料サイクル関連技術開発の成果が、牽引的役割を果たしながら着実に実績を積み上げ、プルトニウムの本格利用を先導的に具現化・実証して、わが国の核燃料サイクル技術の蓄積・広がりに貢献するとともに、プルトニウムの平和利用に対する国内外の理解を深めてきたことは、「ふげん」プロジェクトの大きな成果である。

#### (4) おわりに

ここまで述べたように、エネルギー確保のための単なる一選択肢ではなく、政策としてのセキュリティ確保の一翼を担うとの信念の元に開発が進められた新型転換炉開発プロジェクトは、「ふげん」の建設、運転において大きな成果を挙げてきたが、ATRプロジェクトは実証炉建設計画が中止となり、当初の目標であった“経済性のある新型炉を原子力発電計画に組み入れる”までに至ることはなかった。

しかしながら、核燃料サイクルを確立してプルトニウムを利用するというこれまでのわが国の原子力利用の基本的な考え方則り、ここに述べた「ふげん」の技術成果<sup>3)</sup>は、この国が選択した核燃料サイクル政策の歴史に紛れもない一つの足跡を印すものであると考える。

今、格納容器の中で、廃止措置の真っただ中にある原子炉本体の外壁や周囲を取り巻く冷却系配管などの壮大なたたずまいに接し、原子力発電プラントに関して日本の独自技術としてはほぼ無に等しかった時代から始まって、「ふげん」を完成に導いた先達の偉大さとその信念に思いを馳せ、また、廃止措置が進められている今日まで「ふげん」を守り続けている現役のふげん関係者諸氏に綿々と受け継がれてきたその開発理念に敬意を表したい。

折しも、日米原子力協定が2018年7月16日、発効から30年の満期を迎える、17日に自動



写真5-4 ANS ランドマーク賞授与  
(Julenko ANS 次期会長、殿塚理事長)

<sup>3)</sup> 新型転換炉原型炉「ふげん」開発実績と技術成果 核燃料サイクル開発機構 新型転換炉 ふげん発電所 2003年9月刊

延長された。そして、今、新型転換炉開発は既に撤退、高速増殖炉開発においては、原型炉「もんじゅ」が運転をみることなく、図らずも廃止措置にむけた準備段階にある。

新型炉開発が培ってきた技術基盤が我が国の核燃料サイクルの展望を拓く礎になることが望まれる。

(森下喜嗣、柳澤 務)

### 5.1.3 日本の再処理技術の変遷

#### (1) はじめに

再処理は、原子力発電所の原子炉で、照射されて取出された使用済核燃料（SF）を、化学的処理をして残存する有用なウラン（U）およびプルトニウム（Pu）を回収し、有害物質である放射性核分裂生成物（FP）等を分離除去する工程である。回収したUおよびPuは、U資源を有効に利用する新たな燃料資源として、資源を持たない日本のエネルギー安全保障にとって重要な位置づけとなる。このため、再処理は、核燃料サイクルを確立する要の技術になる。

#### (2) 東海再処理工場実現の軌跡

1962年4月11日原子力委員会再処理専門部会は、再処理工場について、1962年度に概念設計に着手し、1968年頃から稼働させることが妥当で、建設に当たっては最大限国産化を図るべきであるが、十数年の経験を有する先進諸国から技術導入することが適当と考えるという内容の報告書を提出し、技術導入が決まった。

1960年代になって、事業としての施設の必要性から、国・原子力委員会の導入技術路線に沿い、原子燃料公社（燃料公社）にて、実用規模（0.7tU/d、210tU/年（y）処理）の東海再処理工場（TRP: Tokai Reprocessing Plant）が、仏国を中心とする技術をベースに建設された。しかしながら、当時はLWR使用済燃料再処理（L再）が世界的に見ても黎明期であったことから、その設計技術も成熟したものとは言いがたく、結果としてTRPは様々な運転上のトラブルに遭遇することとなった。しかしながら、このトラブルを克服する過程で独自の技術開発を加えざるを得なくなり、この経験を通してTRPを準国産の再処理工場として仕上げると共に、我が国独自の技術を獲得する機会を得ることができたと言える。

同時期にL再路線をスタートさせたフランスは、TRPと平行してパイロットプラントとしてのUP2-HAOを設計・建設し、引き続いでプラント処理規模を4tU/d、年間800tU処理の商用規模の再処理施設UP3およびUP2-800を設計・建設することにより、L再に関わるエンジニアリング能力を確かなものにすると共に安定運転の実績を積んだ。

こうした情勢を受け、日本初の1日4tU/d、年間800tU処理の商用規模の再処理施設事業主体である日本原燃㈱（JNFL：Japan Nuclear Fuel Limited）の六ヶ所再処理工場（RRP）は既に操業が間近に迫っていたUP3をモデルとした仏国の提案を取り入れ、せん断・溶解から抽出工程にいたる主工程はフランスから技術導入することとした。

しかし、ウラン脱硝工程、プルトニウム－ウラン混合転換工程、高レベル廃液ガラス固化工程および低放射性廃液処理工程、さらには核拡散抵抗性を高める保障措置（Safeguards: SG）技術といったTRPで技術開発がなされた部分については、国産技術が取り入れられるに至った。また、TRPで腐食事象に苦労を重ねた高温・高放射性廃液を扱う工程には英国の減圧蒸発施設が採用された。この他、ヨウ素の取り扱いについては溶解液から気中に追い出し、気体廃棄物として処理するドイツの技術が採用された。これらの技術の選定に当たっては出資者たる電力の意向が強く働いたとはいえ、L再の課題に遭遇しこれを克服してきたTRPの経験が大いに役立ったことは言うまでも無い。ちなみに、電力は既にウラン試験時期から技術者をTRPに派遣し、その技術の習得に努めてきたこと、またJNFS設立当初よりTRPの技術者を出向あるいは移籍により取り込み、その経験を生かしてきたことは、国から民間への技術移転の方策として特記すべき事項と考える。

TRP建設に係る立地地域との関係については、岩上茨城県知事は、茨城原子力審議会の答申、県議会及び関係市町村の意向を7項目に集約し、昭和1970年2月20日「核燃料再処理施設の設置に関する諸問題について」科学技術庁長官にその処置を確実に講じよう申し入れた。同年5月29日西田科学技術庁長官および原子力局長からこの要望についての回答があり、それは次の7項目に集約される。

1. 再処理工場は水戸射爆場の移転が実現してから稼動する。
2. 施設の設置運転状況について地方自治体が関与することは今後さらに検討する。
3. 周辺環境の放射線監視は、原子力事業者が実施する責任を有するが、放射線監視の結果を公正に評価する中央機構の整備について検討している。地方においても測定データの確認評価を公正に行い、地域住民に対する周知を図るため、地方自治体が参画した機関を設けることは適当であり、国としても積極的に協力する。
4. 地帯整備を積極的に推進する。
5. 地方自治体の放射線監視に必要な機材について、国は協力する。
6. 海洋調査は実施したが、今後も調査は継続する。
7. 再処理施設の規模は、現計画以上には拡大しないこととする。

この回答を受け、茨城県は、動燃のTRPの設置を容認することになった。また、上記第3項がその後の、各立地県における原子力施設環境放射線等監視委員会等の発足に繋がった意義は大きいと考える。

### （3）安全審査

1964年7月、総理大臣から、燃料公社理事長に、「原子燃料公社が設置する再処理施設の安全性に関する提出書類の記載要領について」通知があり、1968年6月6日には、内閣総理大臣から動力炉・核燃料開発事業団（動燃、現（独）日本原子力研究開発機構）理事

長に、「動燃が設置する再処理施設の安全性に関する審査について」書類提出の指示があつた。動燃は安全性に関する資料を作成、1968年8月13日安全審査の申請を行つた。再処理施設の処理能力は次の通りである。最大約0.7tU/d(年間最大210tU)、但し、せん断・溶解・分離第1サイクルの能力は1tU/d、処理対象燃料の燃焼度は設計最大35,000MWd/t、平均28,000MWd/t。

1969年3月25日、再処理施設安全審査専門部会は、安全性は十分であると原子力委員会に答申した。1969年11月27日 原子力委員会は、「再処理施設は安全」と内閣総理大臣に答申を行い、1970年1月12日には、内閣総理大臣は再処理の安全性について承認した。安全審査申請以来1年5ヶ月が経過した。この安全審査での気体廃棄物の放出量は表5-1の通りである。

これによる被ばく線量評価は、以下の通りである。

#### (A) 外部被ばく

- ①Kr-85の $\gamma$ 線による全身被ばく線量は評価せず
- ②Kr-85の $\beta$ 線による浸漬線量を全身線量として評価、すなわち浸漬モデルにより、主排気筒から南西方向約2kmで、全身線量として、年間32mrem

#### (B) 内部被ばく

- ①放射性ヨウ素による甲状腺被ばく線量として、I-

131の呼吸摂取による被ばく線量を計算し(主排気筒より南西方向約2kmの地点で)成人の甲状腺について年間0.03mrem

- ②希ガス以外の核分裂生成物およびプルトニウムによる被ばく線量の計算は、極めて低く問題にならないので評価していない。

液体廃棄物については、放出放射能は、年間260Ci、3ヶ月当り65Ci、1日当り約0.7Ci(1日最大1Ciでトリチウムを除く)トリチウムは1日140Ci.

#### (A) 内部被ばく

- ①海産物摂取に因るもの、年間全身2.1mrem
- ②放射性ヨウ素による甲状腺被ばくは評価せず

#### (B) 外部被ばく(何れも年間)

- ①ガンマ線全身9.6mrem
- ②ベータ線皮膚14.5mrem
- ③手の皮膚130mrem

海洋放出放射能の設計については、海洋放出を実施していた英國ウインズケール再処理工場(2500t/y天然ウラン型ガス炉使用済燃料再処理)の放出放射能量 $3 \times 10^5 \beta - \gamma \text{ Ci/y}$ に対し

表5-1 気体廃棄物放出量	
核種	燃料0.7tを処理するときの放出量(Ci)
Kr-85	$8.0 \times 10^3$
H-3	$4.9 \times 10$
I-129	$1.5 \times 10^{-4}$
I-131	$1.44 \times 10^{-3}$
Xe-133	$1.76 \times 10^{-4}$

TRP は 260Ci/y とした。その後さらに諸外国の再処理工場に比べ格段に安全に設計し、放出量低減を目指して、低放射性の廃液の処理について、原案では凝集沈殿処理のみであったところに蒸発缶の追加を行い、放出放射能は 1 日最大 0.7Ci へと変更した。即ち、実用規模の再処理工場として、周辺公衆の被ばくへの寄与を当時、世界で一番厳しく抑えた再処理施設となった。詳細設計の設計条件は、下記項目とした。

処理対象燃料：原電敦賀 1 号炉、原研国産 1 号炉、JRR-3、原研動力試験炉 JPDR、  
標準型軽水炉発電所 ( BWR 及び PWR )

処理能力：機械的脱被覆工程と高放射能取扱区域：1tU/d その他：0.7tU/d

装置の耐用年数：10 年

燃料貯蔵プール貯蔵能力：低濃縮ウラン燃料換算 140tU ( 金属ウラン換算 )

#### (4) 設計・試運転ならびに本格操業

燃料公社は、1962 年度に再処理工場全体の概念設計の準備に着手した。見積依頼、技術調査等を行い、1) 研究組織 2) 基礎研究 3) 実績などを基準に英國 NCP ( Nuclear Chemical Plant ) 社に概念設計を発注した。脱被覆に始まる天然U ( 後に対象外とした。 ) と軽水炉の使用済燃料 ( Spent Fuel : SF ) を再処理することとし、製品 U は精製酸化ウラン粉末の UO<sub>3</sub>、Pu は精製硝酸プルトニウム溶液とした。

低濃縮 U 燃料の前処理工程としてのせん断工程については、米国で軽水炉の SF のせん断・溶解の研究開発について、ORNL 国立原子力研究所から委託を受けた経験があり、NFS ( Nuclear Fuel Service ) 民間再処理工場の前処理工程で実績がある米国の AMF ( American Machine and Foudry ) 社に設計させた。

廃棄物処理関係については、国の研究機関の後ろ盾のあるフランスの SGN 社に設計発注することとし、具体的には廃ガス処理工程、低レベル廃液処理工程、スラッジ固化工、固体廃棄物処理工程の設計を発注した。また、全体のとり纏めは NCP が担当した。1964 年 12 月に NCP は概念設計を終了、燃料公社に納入した。公社は概念設計の後半から詳細設計の準備に着手、建設費の見積を設計費の見積と共に提出することを条件とした。結局、NCP と SGN の 2 社が見積に応じた。

##### ① 詳細設計

1965 年 10 月、燃料公社は NCP より低い見積であった SGN を選定した。詳細設計の内容は、1) FDB ( Firm Design Basis ) 即ち、基本設計と 2) 詳細設計に大別される。基本設計には AMF 社の設計した Chop and Leach 法を組込み、また第 2 次詳細設計の中には、設計費見積 ( cost estimate schedule ) が含まれていた。

## ②導入技術に基づく TRP から RRP への技術の変遷

TRP のプラントの信頼性向上に関しては、様々な改良の成果が挙げられる（表5-2）。環境負荷低減に関しては、液体・気体放出核種の低減化技術開発が、また廃棄物処理ではその発生量低減化技術開発や安定化・固定化技術開発が挙げられる。また核拡散抵抗性の向上に関して、日米再処理交渉により約束事項とされた Pu-U 共抽出（co-processing）の検討および、その代替の Pu-U 混合転換技術ならびに SG 技術の開発が挙げられる。

TRP と RRP における導入技術の展開が如何に行われたか比較してみる。表5-3に TRP と RRP の工場の諸元を比較した。取扱う SF の量ならびに燃焼度、冷却日数が異なり RRP は、原子力発電所国内

55 基から発生する年間約 1000 トンの SF を処理することが可能な能力を備えている。図5-2 に、各国の最新技術を評価し、必要に応じ取入れた六ヶ所再処理工場の工程図を掲げる。

表5-2 東海再処理施設における技術開発成果

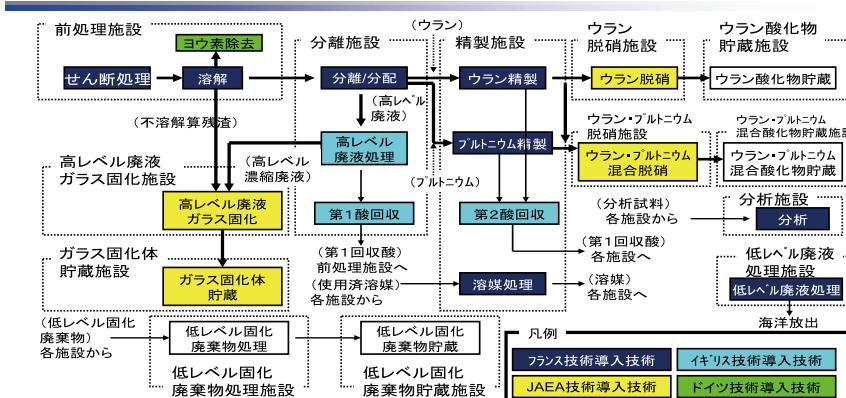
<b>プラントの信頼性向上</b>	<ul style="list-style-type: none"> <li>○機器腐食への対応・改良 硝酸環境下の加熱塔槽類の腐食対策</li> <li>○不溶解残渣閉塞への対応・改良 不溶解性残渣による詰まり防止対策、詰まり除去技術の開発</li> <li>○遠隔保守技術開発 遠隔操作による機器補修技術、点検技術の開発</li> <li>○機器の改良開発 保守、運転性、稼働率の向上</li> </ul>
<b>環境負荷低減</b>	<ul style="list-style-type: none"> <li>○液体放出核種の低減化技術開発 放出低減化のための技術開発施設(EZ施設)の建設</li> <li>○気体放出核種の低減化技術開発 ヨウ素放出の低減化 放射性クリプトンの回収・固定化技術の開発</li> </ul>
<b>廃棄物処理</b>	<ul style="list-style-type: none"> <li>○廃棄物発生量の低減化技術開発 含塩廃液の低減化</li> <li>○廃棄物の安定化・固定化技術開発 低レベル濃縮廃液の固定化技術、廃溶媒の処理技術 高レベル放射性廃液のガラス固化技術の開発</li> </ul>
<b>核拡散抵抗性の向上</b>	<ul style="list-style-type: none"> <li>○プルトニウム-ウラン混合転換技術の開発</li> <li>○保障措置技術の開発</li> </ul>

12

表5-3 東海再処理工場と六ヶ所再処理工場との比較

項目	東海再処理工場	六ヶ所再処理工場
最大再処理能力	210tU／年	800tU／年
燃焼度 最大 平均	35,000MWD/tU 28,000MWD/tU	55,000MWD/tU 45,000MWD/tU
冷却期間	180日以上	4年以上
初期濃縮度	最大4%	最大5%
燃料貯蔵容量	140t	3,000t

図5-2 六ヶ所再処理工場工程



### ③試運転・本格操業

TRP のホット試験の開始は、核不拡散を巡る日米再処理交渉の結果、日米原子力協定に基づく共同決定を必要としたことから多少遅れたが、国からの保安規定の改定認可も受け、1977年9月22日、使用済燃料のせん断を開始した。SGN 技師は、試運転契約に基づき、3交替勤務で動燃職員に指示を与える形で試験に参画した。

1977年9月22日から原研動力試験炉（JPDR）の使用済燃料のせん断を開始、順次燃焼度の高いBWR試験、PWR試験と進めた。仕上げとして、各機器の操作性や安全性の確認および性能保証項目の実証を目的としたBWR使用済燃料による総合試験を実施すべく、全工程の運転を開始した直後、1978年8月24日、酸回収蒸発缶が故障した。試験を中断し、酸回収蒸発缶を製作・交換することを選択した。総合試運転を1979年11月に再開し、基本契約に示された受取試験をPWR使用済燃料を用いて行い、ホット試験が1980年2月24日完了した。

この頃になると再処理工場の運転操作に関しては、動燃職員は既に運転・保守技術を修得済みで、脱硝塔の安定運転もSGNの技術援助なしにできるようになった。

1974年の法令改正により、施設の性能に関する使用前検査が必要となり、1980年4月からJPDR及びBWR燃料を用いたキャンペーン（C1）を、1980年9月からPWR燃料を用いたキャンペーン（C2）を実施し、これらの結果は1980年12月2日に核燃料安全専門審査会再処理部会にて報告され、ホット試験の初期の目的を達成したものと認められた。1980年12月、これまでの建設中における検査も含め、再処理施設が総理府令で定める技術上の基準に適合しているとして、科学技術庁長官より使用前検査合格証が交付され、以降操業運転となった。

1981年1月から本格操業に入ることとなり、これを機に東海事業所再処理建設所の名称を再処理工場に変更した。こうして、独り立ちした直後の1982年4月、溶解槽の2基のうちの1基が故障したが、1977年9月にホット試験を開始して以来、2006年まで、1,136トンのSFを処理した。

## （5）保守・保全技術の確立

TRPのトラブル事象を分析すると、国への報告が55事象にのぼり、その内稼働率に大きく影響を与えた「故障」案件が30件を数えた。この内訳は、動的機器（機械系）が半数でせん断機やその周辺機器であり、残る半数が静的機器（化学系）における腐食に起因する漏えい等であり、以下例示する。TRPでは、蒸発缶類の伝熱部の故障は「加熱用蒸気凝縮水系の放射線量率の上昇」として検出され、凝縮水に流出した放射能は自動的に閉じ込められるよう設計され、これが機能し汚染を検知した。

### ①酸回収蒸発缶の故障

TRPは、ホット試験開始以来数多くのトラブル事象を克服してきた。特に化学処理系、高放

射線環境かつ $2\text{mol/l}$ 以上と高い硝酸濃度環境下、沸点付近の温度で運転している加熱系プロセス機器に故障が生じている。直接保守の代表例として、酸回収蒸発缶の故障を挙げる。

図5-3に示すように1978年8月24日、初代酸回収蒸発缶の故障は、縦型カランドリア方式の伝熱管187本の内5本の上部管板溶接部及びその熱影響部の貫通孔によるものであった。さらに、材料は初代と同様URANAS製であるが、国内で品質管理を徹底し製作した第二代酸回収蒸発缶は、約13,000時間で母材部に欠陥を生じた。欠陥部周辺を切り出し、破壊検査を行った結果、ルテニウムやクロムイオン等の腐食促進物質と高濃度硝酸の存在により、伝熱面近傍で、溶液の酸化・還元反応が活発化され、粒界腐食が局部的に進行し、貫通に至ったと推定された。

酸回収蒸発缶については、除染により $10\text{mSv/h}$ 以下の放射線量率の低減が期待できることから、直接作業による蒸発缶全体の交換工事を行うこととした。当該セルに設置されている機器内部の除染は、ユーロケミック再処理工場での経験等を参考にしつつ、後工程の廃液処理蒸発缶の耐食性等に影響を与えないような除染液を選択した。すなわち、約 $2\text{mol/l}$ のNaOH溶液に、酸化剤として過マンガン酸カリ( $\text{KMnO}_4$ )を約 $0.2\text{mol/l}$ 、キレート剤としてエチレンジアミン4酢酸ナトリウム塩(EDTA・2Na)を約 $0.01\text{mol/l}$ を含有する溶液を除染剤として使用し、前後で $\text{HNO}_3$ およびNaOHを繰返し使用し除染した。酸回収工程では、Ru-106,Sb-125等の核種が除染対象として支配的であり、この除染方法が有効であった。さらに、残存するホットスポット部に対する遮蔽、作業員の行動に伴う空気汚染レベルの上昇を防止するための床除染等を行い、呼吸保護具等の着用は必要だが、作業可能な環境とした。

故障した蒸発缶は、実物大のセルおよび機器模型を用いて行ったモックアップ試験および作業訓練に基づき7つに切断・分割してセル外に搬出した。酸回収蒸発缶の解体撤去作業の様子を図5-4に示す。

品質保証をさらに徹底した第三代の新蒸発缶は、5つの部品に分割してセル内に搬入し、架台に設置した後、芯出し、レ

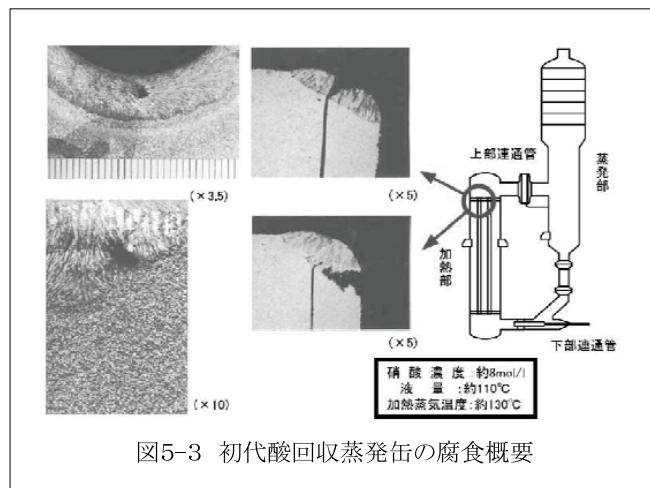


図5-3 初代酸回収蒸発缶の腐食概要



図5-4 酸回収蒸発缶の解体撤去作業

ベル調整、垂角度調整等を行った上で、溶接・組み立てを実施した。本工事には約14ヶ月を要した。セル内作業者数は330名、平均被ばく線量2.1mSv/人、個人最大被ばく線量は9.8mSvであった。

なお、酸回収工程では、この他にも溶液移送機器のスチームジェットの溶液の吸引部に、酸回収蒸発缶・精留塔と同様に加工フロー腐食による貫通孔が生じたことがあり、この時は予備系列に切り替え運転を継続した。加工フローとは圧延加工により結晶粒界が一定方向に揃い、方向性を持つことである。結晶粒界には微量元素が偏析することがあり、結果的に結晶粒界周辺に耐食性の劣る部分が生じ、それが圧延加工により纖維状に形成されることがある。この様な状態の材料が高濃度の沸騰硝酸の過酷な環境にさらされるとその加工フロー方向に選択的に腐食が進むことが知られている。この様な環境で圧延材を用いる場合には、端面の処理が重要との示唆が得られている。様々なトラブルの対応を通じてTRPで培われた特徴的な保守技術は、次の2つに区分できる。

[1] 遠隔監視・状態診断・異常検知機能等を備えた遠隔保守技術

[2] 放射線安全・被ばく低減策・廃液処理系の蒸発缶の耐食性に影響を与える除染剤の選択等による作業環境に対する影響緩和を取り入れたセル内立入直接保守技術

今回直接保守技術の開発として、酸回収蒸発缶の交換を取りあげたが、直接保守技術として重要な観点は以下の通りと考える。第一には後工程に影響を与えない除染技術の工夫を含む作業員の外部被ばく、内部被ばくを抑え込むための除染あるいは汚染の固定等による残留放射能の舞い上がり防止、局所的な放射線遮蔽等汚染管理技術の適用を図ることである。また、セル内における大型機器の解体・撤去・据付作業を円滑に実施するための解体治具の改良および溶接方法の選定等のためのモックアップ訓練の実施の必要性である。中でも狭隘な物理的配置を実物大で再現するモックアップにおいて実作業と同様な装備で手順を確認の上、作業員の訓練を実施することにより、実セルにおいて大型機器の解体・撤去・据付作業を安全に完結できる教訓を得たことは、機器故障を乗り越える上で重要な示唆といえる。また、この酸回収蒸発缶の故障原因調査で開発した圧空等による欠陥部の確認手段は、早期の欠陥状況の把握および原因調査を行う上で極めて有効であった。この方法はその後の溶解槽故障部位の同定にも応用されており、技術の実証、継承・改良等の観点からも有意義である。

なお、前述したように第三代酸回収蒸発缶については1983年にも類似のトラブルが発生したが、腐食状況を回収酸中の金属イオンの分析・監視を通じた状態診断に基づいて予備品が手配されていたこともあり、同様の手順により、初回の半分程度の期間で復旧ができた。その後、より耐食性の高い材料についての調査研究を行い、その成果に基づき、「計画停止」期間において、酸回収蒸発缶の運転環境においても局部腐食を生ぜず、かつ全面腐食に対しても高い耐食性を示したチタン合金(Ti-Ta)で製作した新蒸発缶に交換した。その後は約20年間故障を生じていない。

湿式再処理環境における、材料腐食部位に対する高経年化対策が今後、さらに重要な課題となり、耐食性向上を目指す材料の高度化等に関する知見も検討していく必要がある。

## ② 溶解槽の故障

次に遠隔補修の代表例として溶解槽の補修を取りあげる。1982年4月11日濃縮ウラン溶解槽(R11)、続いて1983年2月28日溶解槽(R10)の蒸気凝縮水の放射能濃度の上昇で故障を検知した。材料は当時最良のURANUS65(25Cr-20Ni-Nb添加)オーステナイト系ステンレス製であったが、下部加熱ジャケットで覆われた溶接部に局部腐食による貫通孔が生じた。腐食は伝熱面の溶接個所で生じたもので溶接時の熱影響が主要原因と考えられる。

溶解槽は除染が困難である上、設置されているセルが狭隘であることから、作業員による近接施工は不可能であった。そこで、遠隔補修を行うべく、遠隔操作式研磨機、自動溶接機、検査装置等で構成される照射線量約 $10^5$  Gy(グレー)程度に耐える遠隔補修装置が開発された。遠隔補修用機器は一般工業界で実用化していた自動溶接技術やロボット技術をベースとして、せん断機の保守等で積み上げた遠隔保守経験を反映し製作された。図5-5に示すように、補修機器ヘッド交換により、ペリスコープでの溶接表面観察、自動研磨・溶接超音波探傷が可能となった。

## (6) まとめ

再処理工場で取り扱う放射線核種は、 $\alpha$ ・ $\beta$ ・ $\gamma$ ・中性子線等多種多様な放射線源から構成され、セル内機器の補修に当たっては、これ等核種に依る放射能汚染源を除染する等慎重に対応し、十分な許容被ばく線量以下で作業に当ることを心掛ける必要がある。前述した酸回収蒸発缶ならびに溶解槽等大型機器の補修等を述べたが、要点を以下にまとめる。

### I 直接保守(事例:酸回収蒸発缶)

機器内部の除染に当たっては、後工程の廃液処理に影響を与えない除染液の選択、硝酸・NaOH等による繰返し除染が必要である。また、残存するホットスポット部からの汚染管理、十分な遮蔽・呼吸保護具等準備し、被ばく管理を徹底し実施する。

### II 遠隔保守(事例:溶解槽)

溶解槽・高放射性廃液蒸発缶等の高放射線線量を取り扱う機器は、厚いコンクリート等の遮蔽体に覆われていて、近接が不可能で、必然、必要な場合は、遠隔補修となる。溶解槽の

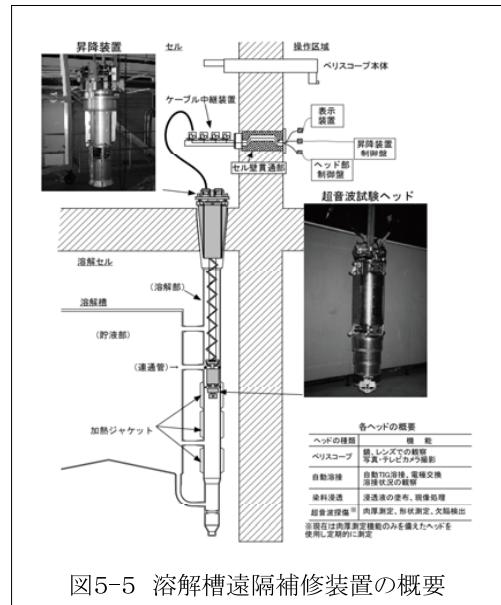


図5-5 溶解槽遠隔補修装置の概要

遠隔補修を例示したが、今後とも再処理施設を運用するには、設備・機器・配置等に見合った遠隔補修装置（検査を含む）の開発が必要である。 （山村 修）

#### [ 関連資料 ]

1. 杉山俊英、山本徳洋、中井俊郎、他、“軽水炉使用済燃料の再処理、” 動燃技報、No.100, ( 1996 )
2. 高橋啓三、“再処理技術の誕生から現在までの解析および考察、” 日本原子力学会和文論文誌、5 [2]、152 ( 2006 )
3. 山村修、山本隆一、野村茂雄、“東海再処理工場における保守技術開発に関する分析評価、” 日本原子力学会和文論文誌、6 [4]、491 ( 2007 )
4. 小山謙二、石橋祐三、大谷吉邦、“東海再処理工場における遠隔補修・点検技術、” 日本原子力学会誌、28 [2]、108 ( 1986 )
5. 大谷吉邦、“溶解槽の遠隔補修について、” 動燃技報、No.5

## 5.2 核燃料サイクル研究開発における事故

### 5.2.1 JCO 臨界事故

#### (1) JCO 臨界事故の概要

1999年9月30日に茨城県東海村の株式会社ジェー・シー・オー（JCO）の東海事業所ウラン転換加工施設・転換試験棟において臨界事故が発生した。核燃料サイクル施設における事故としては、臨界事故は、もっとも重大なものである。JCO 臨界事故では、原子力施設に起因する放射線により作業員二名が死亡する事故となった。我が国での原子力事故で、放射線の被ばくにより死亡者が出した唯一の事例である。

#### ①東海事業所の業務

JCO 東海事業所は、主要な業務として、軽水炉用の燃料となる、U-235 濃縮度 5%以下のウラン燃料の再転換加工を実施していた。年間最大処理能力 220tU の第一加工施設棟と年間最大処理能力の 495tU の第二加工施設棟において実施されていた。

これに対して、事故が発生した転換試験棟の年間最大処理能力は、軽水炉燃料の約 200 分の 1 の 3tU であった。この施設は、昭和 55 年 11 月に使用許可を取得し、昭和 58 年 11 月に「核燃料物質加工事業変更許可申請書」を申請し、昭和 59 年に U-235 濃縮度 20 パーセント未満のウランの液体製品も製造可能な加工施設として許可されたものである。

再転換加工工程とは、一般的には原子炉で使用するウラン燃料用ペレットを製造するため、イエローケーキと言われるウラン精鉱を、六フッ化ウラン（UF<sub>6</sub>）に転換して濃縮したものを、UO<sub>2</sub>粉末に再度転換する工程である。これに対して、転換試験棟では、高速増殖実験炉「常陽」用に U-235 濃縮度 19 パーセント前後の八酸化三ウラン（U<sub>3</sub>O<sub>8</sub>）から、UO<sub>2</sub>粉末を製

造する作業、及び八酸化三ウラン( $U_3O_8$ )を硝酸に溶かし硝酸ウラニル( $UO_2(NO_3)_2$ )溶液(370gU/l)を製造する作業をおこなっていた。

世界的には、核燃料の加工施設では歴史上臨界事故が20件以上発生しており、加工施設の設計、建設、運転にあつたっては原子炉等規制法に基づき臨界安全設計を行い、かつ事業者も自主的な安全確保に努めることが重要である。臨界事故を発生させないための施設の設計では、二重偶発性の原理を考慮し、誤操作などによっても臨界事故が発生しないように、形状寸法管理、質量管理、濃度管理あるいはその組み合わせの手法を用いた設計を行うこととなっている。

事故を起こしたJCOの転換試験棟の製造設備は、作業員が誤って多量の核燃料を投入しても臨界事故を起さないように、沈殿槽(臨界事故の起こった貯槽)を除くすべての機器を臨界安全形状の設計(形状管理)とともに、作業の方法についても一度に使用する核燃料の量を制限し(濃度管理)臨界事故に至らないようにしていた。さらに、1度の作業で2.4kgU以下とする、1バッチ最高取扱量の制限(質量管理)を設定し作業をすることとしていた。これらの施設の設計及び、施設の作業を規制し安全を守るための保安規定については当時の規制官庁である科学技術庁及び原子力安全委員会による審査を受け許可され、その設備と作業の方法により再転換加工が実施されるものと考えられていた。法律と自ら定めた保安規定に従つて作業を行つていれば臨界事故が発生することはなかつた。

法人としてのJCOは、2003年加工事業許可取り消しの処分を受け、現在はウラン廃棄物の保管管理等を行つている。

## ②事故以前の作業状況

JCOは、国の許可を受けた製造工程では、原料のウラン粉末を、臨界安全形状(如何なる量のウランを使用しても臨界事故にならない)に設計された溶解塔で溶解し、さらに混合均一化し40の製品容器に収納し出荷することとなっていた。実際、事故以前転換試験棟では1985年から不定期の受注生産ではあるが、1998年までの13年間で16回の製造作業(キャンペーン)が安全に実施されている。

しかし、転換試験棟の作業では、当初から許可を受けていない10lのステンレス容器(所謂ステンレスバケツ)を使いさらに溶液を小分けにして混合均一化するクロスブレンディングの手法を用いていた(許可違反)(図5-6参照)また、その後貯槽(臨界安全形状)による均一混合化の製造方式に変更していた。この段階までの作業は、臨界安全を担保されるように計画された社内のマニュアル(国の許可条件に反しJCO社内で決済され運用されていたマニュアル)に従つていた。

## ③事故の発生状況

臨界事故を起こした作業は、1999年度の第9次キャンペーン(製造作業)として、転換試験棟において実施された。濃縮度18.8パーセント、ウラン濃度380gU/l以下の硝酸ウラニル溶

液を製造する作業であった。実際の作業は、事故前日の29日から作業員3人(A氏、B氏、C氏)で開始された。

この作業は、国の安全審査で許可されたウランの溶解塔を用いてウラン粉末に硝酸を加えて溶解する方法、あるいは社内マニュアルに記載された作業方法では実施されなかった。

実際には29日の作業では、作業員3人がステンレス容器(10ℓ)を用いてウラン粉末と硝酸を混合し溶解した。その後も、1バッチ(作業単位: 2.4kgU)以下で管理し作業すべきところ、ステンレス容器(5ℓ)及び漏斗を用い、社内マニュアルの作業手順と異なった手順で、(図5-6参照)6バッチ分のウランを沈殿槽に投入し29

日の作業は終了した。翌30日午前10時35分頃、沈殿槽内に7バッチ目の硝酸ウラニル溶液を投入しウラン量が約16.6kgUとなり、臨界事故が発生した。

#### ④事故発生後の状況

臨界事故の発生により、転換試験棟の沈殿槽から中性子線及びガンマ線が広範囲にわたり放出された。JCO 東海事業所には転換試験棟以外にも多くの施設があり、第一加工施設と第二加工施設棟は大規模な加工施設として国の認可を受けており、事故発生を検知するガンマ線エリモニタの警報設備を有していた。このため、当該施設での事故発生ではないもののこれらの施設等の警報も一斉に発報した。臨界による警報に伴い従業員はそれぞれの施設外に退避した。転換試験棟から退避した作業員は、痙攣等の症状を呈していたため救急車により病院に搬送された。

午前11時19分科学技術庁に事故の第一報がもたらされた。午後2時30分には科学技術庁対策本部が設置され、午後3時には政府対策本部が設置された。地元地方自治体の東海村では、350m圏内の住民避難要請を行った。

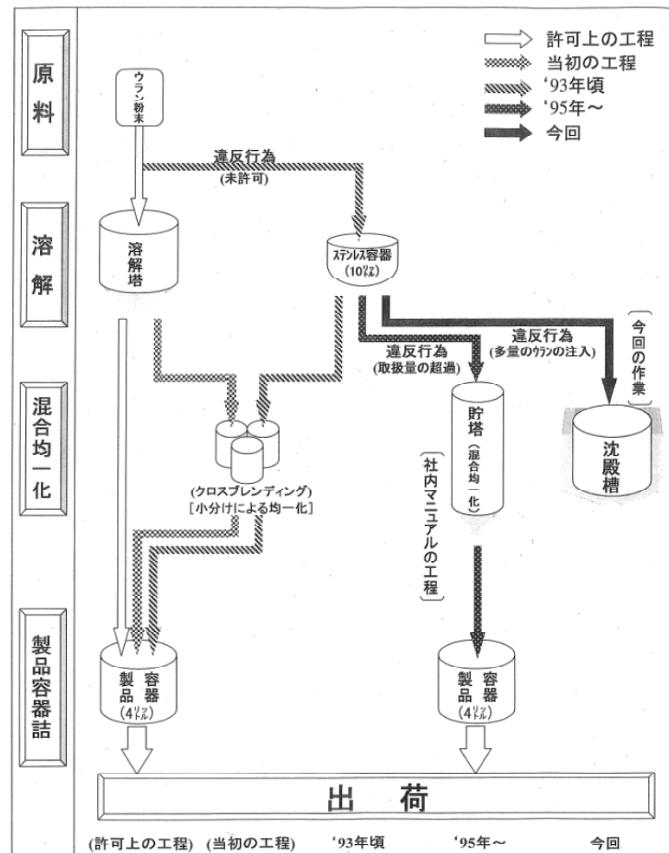


図5-6 転換試験棟の硝酸ウラニル溶液製造工程

## ⑤臨界事故の終息

事故発生後、臨界状態が継続しているかどうかわかつていなかつたが、核燃料サイクル機構の専門家により、17時05分頃、中性子線の測定が実施され、事業所の周辺境界の地点で、中性子線で4mSvであった。これにより、依然として中性子線が放出されており、臨界事故が継続していることが明らかとなつた。

臨界事故が継続していることが判明したことから、①臨界事故を早期に終息すること、②避難完了していない作業員の退避、③周辺住民の避難区域・避難の確認など、緊急に実施すべき課題が明らかとなつた。JCOサイト内では、原子力安全委員会の住田委員、サイクル機構、原研、JCO職員等が協議し、まず臨界事故の終息については、より詳細な転換試験棟周辺の中性子線量の測定、臨界事故終息の方法の検討、作業計画の立案が始められた。

この検討結果を踏まえ、国の対策本部での議論と決定を踏まえJCOサイト内の作業が午前2時35分に開始された。従業員の退避については、女子従業員など早急に避難が実施され、周辺住民の避難についても、未避難者の確認、すでに避難所などに避難している人々のホールボディカウンターによる線量測定が実施され必要な措置がなされた。

臨界事故の終息作業は徹夜で実施され、10月1日6時14分に事故の終息が確認された。

## ⑥放射線及び放射性物質による周辺環境への影響

周辺環境に放出されたと考えられるガス状の放射性物質（希ガス・ヨウ素等）による放射性物質は複数の地点で検出されたものの、ガス状放射性物質による空間線量率の上昇は極めて低いレベルであり、また、地表に沈着した放射性物質のレベルも十分に低くかつ短時間で減衰してしまう核種（I-131など）であり、積算線量の結果からも住民の健康及び環境に影響を及ぼすものではないと判断された。

## ⑦放射線による被ばく線量

JCO臨界事故による、周辺住民、従事者、防災関係者の被ばくは臨界事故により放出された中性子線及びガンマ線によるものである。JCO事故における被ばく評価の特徴は、評価対象者の殆ど全てが事故時に個人線量計を携帯おらず、線量計による評価が出来なかつた点である。終息作業など個人線量計を携帯しての被ばく以外の被ばく線量は代表的測定値から計算した場の線量から評価された。

周辺住民等の被ばく線量は、事故時に転換試験棟から350m圏内にいてホールボディカウンタにより体内のNa-24測定結果から線量評価された人を含め234人の被ばくが評価され最大21mSvであったが大多数は5mSv未満であり健康上の影響はないものと判断された。

終息作業に従事した作業員など169名のうち最大は48mSvで7割は5mSv未満であった。防災業務従事者等260名についての評価では最大が10mSvであったが、大多数は5mSv未満であり健康上の被害はなかつた。

## ⑧消防、警察、自衛隊の対応

事故発生直後、転換試験棟近くで作業していた作業員は、3名の現場作業者が作業室から退出するところに行き会い、東海村消防に10時42分救急車の出動を要請した。この段階では転換試験棟で臨界事故が発生したとは認識されておらず、A氏の痙攣等の症状を「てんかん」の症状と思い通報した。救急車は10時45分に到着し、緊急隊は始めて放射線の事故であることを知り、放医研に搬送先などを相談し、11時52分二次被ばく医療機関である国立水戸病院に向け出発した。

茨城県警察の活動としては、16時に茨城県が災害対策本部を設置し、県警察による交通規制等を行った。なお、自衛隊には災害派遣要請はなされなかった。

## ⑨現場作業者の被ばくと医療処置

事故現場で作業をしていた3名は国立水戸病院で検査を受け、体表面から $30\mu\text{Sv}/\text{h}$ の放射線量が検出されたため表面汚染が疑われ、作業員はプラスティックシートで覆われ放医研に搬送された。被ばく線量は、血液成分からの推定等5種類の方法で推定され、A氏が16～25GyEq、B氏が6～10GyEq、C氏が1～4.5GyEqと推定された。

放医研では緊急被ばく医療ネットワーク会議委員長に連絡し関係機関への支援の要請を行った。その後、18時25分には嘔吐物からNa-24が検出され、臨界事故からの中性子被ばくと判断し治療の準備がなされた。翌10月1日には、緊急拡大ネットワーク会議が開催され、2名の高被ばく者に対しては造血幹細胞の移植等の医療行為が必要との判断から、最終的に東京大学医科学研究所付属病院に移送し治療が行われたが、A氏は、被ばく後83日（12月21日）に、B氏は211日後（2000年4月27日）に亡くなった。

## （2）事故の原因

事故の直接的原因は、国に許可された設備ではない、ステンレス容器を使い、本来使ってはならない臨界安全形状に設計されていない沈殿槽に、臨界量以上のウラン溶液約16.6kgUを含む硝酸ウラニル溶液を注入したことである。

何故臨界量以上のウランを注入したかという原因として、臨界事故を防ぐ安全要件である1バッチ当たり2.4kgUという臨界管理上の質量制限値を超える作業を行ったことがあげられる。これは、国に許可された作業方法を守らないばかりか、自主的に定めた社内のマニュアルにも違反するものであり、安全性を全く無視したものであった。（図5-6参照）

では、何故このような、過剰な被ばくを招く作業を行ったかと言えば、主要な原因として、「臨界」あるいは「臨界事故」に関する教育の問題がある。すなわち、①臨界に関する教育が全く行われていなかった。現場の作業者は、臨界量以上のウランを臨界安全形状でない沈殿槽に入れると臨界になる事を知らなかった。②臨界事故になると多量の放射線により作業者が死亡する可能性があることを知らなかつた事が主な原因と考えられる。

では、事故に至った作業以前に行われていた同様の硝酸ウラニル製造作業では、何故臨界事故にならなかつたのかといえば、直前の作業までは、社内マニュアルで規定されていた通りの工程で、硝酸ウラニルの混合作業は臨界安全形状である貯塔という設備を使用していたためである。また、作業員は臨界及び臨界事故に関する教育は受けていなかつたが、臨界安全を確保する社内マニュアルを守つて作業を行つてゐたのである。では、何故貯塔を使わず沈殿槽で混合したかと言えば、沈殿槽を使えば一度に混合することができ効率的と現場で判断したためであつた。この作業方法の変更は、社内で安全を確認する委員会の仕組みはあつたものの、そこで検討もされず十分な安全確認がなされなかつた。

作業方法変更時の安全チェックが機能しなかつた背景として、この作業は事故以前、社内のマニュアルに従つた定常的作業と認識されていたと考えられる点がある。この硝酸ウラニル製造作業は、事故の原因となつた沈殿槽を使用した点を除けば、10年以上に渡り、年間1回以上安全に実施されてきた作業であり、社内的には、人員削減をしながら、より効率的作業を追求する作業であつた。この点は経営上の観点で無視できない原因であり、転換試験棟での作業は、JCOの主要な軽水炉に関する作業と比べ、小規模な特殊な作業で関係する要員を削減する対象であり、作業の重要度に関する意識の全般の低下の影響が出ていた点が挙げられる。

その他にも、間接的・背景的原因として、作業工程の問題点、運転管理、技術管理、経営管理、許認可、保安検査の問題点など多くの問題点が指摘される。

### (3) 事故の再発防止対策・規制上の対応

事故の直接原因是、作業者への臨界に関する教育がなされていなかつたこと、及び、現場での作業工程変更の安全管理体制が不十分であったことに起因している。このような臨界に対する安全確保配慮の欠如の背景には当時の原子炉等規制法及び原子力安全委員会の安全審査指針がある。

事故以前は、核燃料加工施設には定期検査が義務付けられておらず、保安規定順守状況調査は1992年以降実施されていなかつた。そのため、JCO社内で不正な操業が行われていたことばかりか、臨界教育訓練の不備、安全管理体制の形骸化といふことも発見できなかつた。このことから、再び同種の事故を发生させないため、国は規制法を改正し、加工事業者の定期検査を年1回とするとともに、抜き打ち検査の実施、年4回の保安規定順守状況調査、臨界教育等を義務付ける改正(2000年7月施工)を行つた。

さらに、ウランの濃縮度5%以上の安全審査の指針が存在しなかつたため、転換試験棟の安全設計、審査に際して参考すべき安全審査指針は「核燃料施設安全審査基本指針」のみであつた。しかしながら、同指針12では「誤操作等により臨界事故のおそれのある核燃料施設においては、万一の臨界事故に対する適切な対策が講じられていること」とされているのみ

で、逆に誤操作等により臨界事故の発生の恐れがない施設の場合は臨界事故対策が不要と読めていた。このことが影響し、臨界事故対策が講じられることなく、臨界事故教育も顧みられないこととなつていったと考えられる。

この反省から、2000年9月原子力安全委員会はウランの濃縮度5%以上20%未満の「特定のウラン加工施設のための安全審査指針」を制定し、また「ウラン加工施設に対する運転管理等における重要事項」を決定し臨界事故防止の為の重要事項を徹底した。

#### (4) 原子力防災

##### ①事故以前

JCO事故以前の防災対策は、1979年TMI事故を踏まえ中央防災会議で決定された「原子力発電所等に係る当面とるべき措置について」で緊急時の体制などの骨格が定められた。翌1980年に、原子力安全委員会が「原子力発電所等周辺の防災対策について」(防災指針)を決定、1999年3月には「原子力防災対策の実効性向上を目指して」国、事業者、地方自治体が一体となった、防災訓練の実施が求められていた。

##### ②JCO事故時の防災対応

JCO事故における防災対応上の問題点としては、第一にJCOから関係機関への情報伝達は、第一報が11時34分に発信されたものの、臨界事故であることを明確に示していない等、不十分だった点が挙げられる。このため、災害対策の指導的役割のある国が科技庁災害対策本部を設置したのが14時30分。茨城県原子力災害対策本部会議が開催されたのが17時40分となる等初動対応の遅れを招くことになった。東海村はこれに先駆け、12時15分に災害対策本部を設置し屋内退避の広報を開始するなどした。15時には東海村災害対策本部長が350m圏内の住民の避難要請を決断した。茨城県では21時ころに、国に10km圏内の住民(約31万人)の屋内退避に関する助言要請を行い、22時20分科技庁から同屋内退避は適切との助言が伝えられ、県は住民に対し屋内退避を要請した。その後、屋内退避については翌10月1日16時30分に正式に解除され、10月2日18時30分に官房長官が避難解除に問題ないと判断し同時刻に東海村が350m圏内の住民避難要請を正式に解除した。

##### ③原子力防災対策の強化

県の防災業務計画では、国が地方公共団体の指示する避難等について助言し、その助言に基づき村が住民に対し避難などの対策を指示することとなつていていたが、判断の順序が逆転した。これは、国の防災対策の判断を行う上で専門家の技術的助言機能が發揮されなかつたことを示している。根本的には、臨界事故の継続の有無と避難の目安である50mSvの線量に達する可能性があるか否かについて判断できなかつた点がある。つまり実際の放射線量データが十分でなく、その予測が困難であったことが原因であったと考えられる。従つて、これらの基本的情報が不足している場合にも介入の判断によるリスクの低減と便益のバランスが判断できるよ

う事前の防災業務計画を策定すべきことが課題となった。

平成 11 年 12 月に、JCO 事故における反省点を踏まえ、原子力災害対策特別措置法（原災法）が制定された。原災法の目的は「原子力防災の実効性の向上」を目指して制定された。主な特徴としては、①対象施設の拡張、②迅速な初期活動のための通報や緊急事態宣言発出の基準を明確化、事業者の関係機関への通報の義務化（同法第 10 条）、規制機関の長からの総理への報告と報告を受けた総理の「緊急事態」の宣言など（同法第 15 条）を定め、③国と地方自治体の連携、④緊急時システムの強化、⑤事業者の防災業務計画策定の明確化等が図られた。同法の成立後、趣旨を踏まえ「防災指針」も改定された。

以上のように、原災法 10 条、15 条の判断、防災訓練、助言組織に関する点などは充実強化されたが、福島事故では、自然災害、救助手段の支障など想定を超える事態となった。

（金盛正至）

#### [終息作業参考資料]

<https://jopss.jaea.go.jp/pdfdata/JNC-TN8440-2001-018.pdf>

<http://jolissrch-inter.tokai-sc.jaea.go.jp/search/servlet/search?5023049>

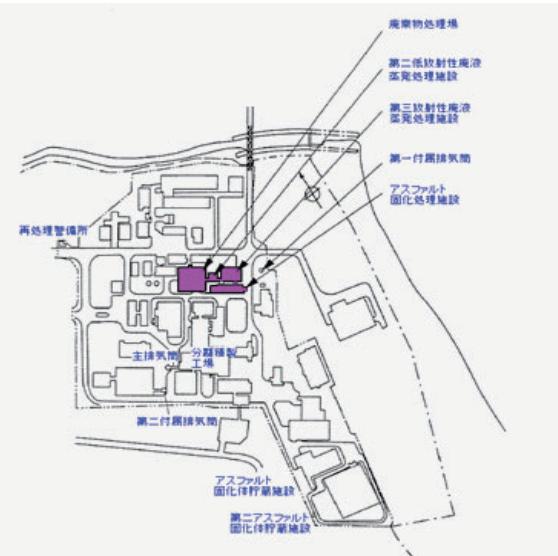
### 5.2.2 アスファルト固化処理施設の火災爆発

本事故は、1995 年 12 月 8 日に発生した「もんじゅ」事故から時を置かず発生したことから、動燃の安全管理に対する国民の懸念が高まった。特に事故の技術的安全性に加え、組織の体質に批判の目が向けられた。例えば、過去の火災実験では、鎮火に 8 分程の消火が必要なのに、1 分程度実施、目視により消火したと虚偽の報告をする等、その組織的体質が問われ、大いに反省し、信頼性の回復に全力を挙げる必要があった。

#### (1) 概括

東海再処理工場（TRP）（図5-7）で、生じた事故のうち社会的影響が最大のものは、アスファルト固化処理施設（図5-8）における火災爆発である。この事故の状況、原因、安全評価等について述べる。

操業開始後 20 年を経た 1997 年 3 月 11 日アスファルト固化処理施設（図5-8）のアスファルト固化処理工程で火災・爆発事故が発生した。



【出典】科学技術庁原子力安全局(編)：原子力安全委員会月報、通巻、第223号、20(4)、150(1997)

事故が発生した 1997 年のキャンペーンの運転では、作製する固化体の減容率を検討するため、これまでの運転条件に対し、通常の廃液供給量を段階的に 200l/hour (10 バッチ)、180l/hour (15 バッチ) と下げ、26 バッチから、事故が発生した 30 バッチまではさらに低下した流量 160l/hour (5 バッチ) で運転していた。供給流量の低下が塩の濃縮現象を増大させ、粘性発熱量を大きくし、ドラムに充てんする前に混合物温度を十分上昇する可能性があった。

午前 10 時 06 分頃、低レベル放射性濃縮廃液とアスファルトを混ぜるエクストルーダでの充填液を受けるドラム缶から火災が発生し、水噴霧（スプリンクラー）による消火作業を行った。火災発生後約 10 時間たった同日午後 8 時 04 分頃、同施設内（図5-9）において、火災・爆発が発生し、建屋の窓、扉等が破損し、環境中に放射性物質が放出された。



図5-8 アスファルト固化処理施設

【出典】青崎、厚ほか：アスファルト固化処理施設の火災爆発事故の修復作業、動燃技法No.107(1998.9)p.78

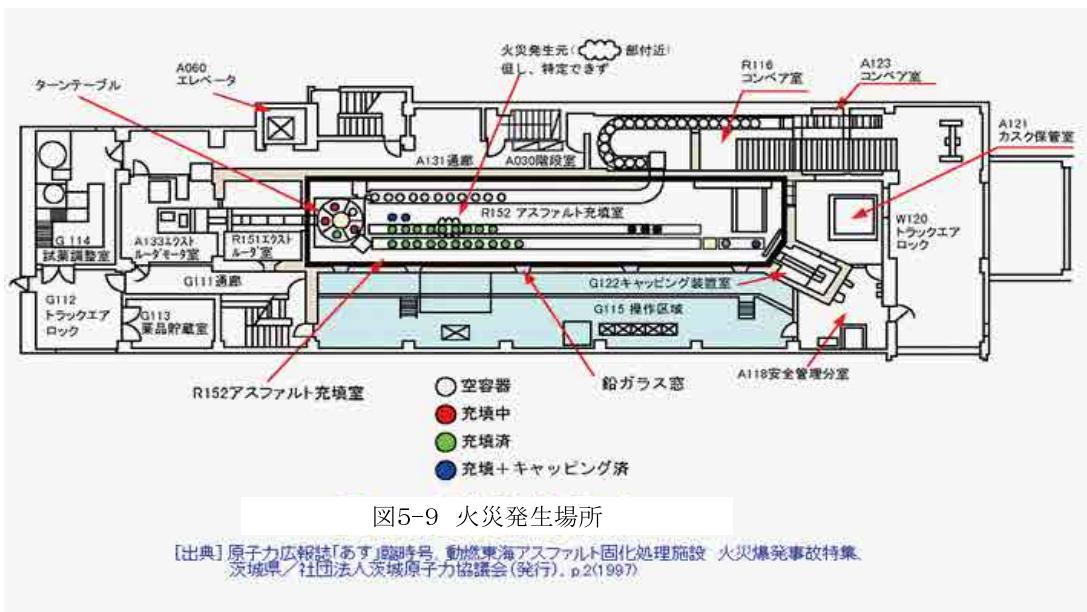


図5-9 火災発生場所

【出典】原子力広報誌「あす」監視号、動燃東海アスファルト固化処理施設・火災爆発事故特集、茨城県／社団法人茨城原子力協議会(発行)、p.2(1997)

## (2) 事故の原因

①火災の原因：火災は、アスファルト混合物の加熱昇温によって生じたが、その原因について次の 2 点の可能性が高いと考えられる。

(i) 脱水・混合器（エクストルーダ）内の物理的な発熱

(ii) ハイドロパーーオキサイド (ROOH) やパーーオキサイド (ROOR) を経由した、空気中の酸素を取り込んだ酸化反応等による化学的な発熱

過去の経験では、エクストルーダに高トルクがかかっている時には充填温度が高くなる。今回も高トルクが観察されていることから、エクストルーダ内でアスファルト混合物の混練時の摩擦による物理的な発熱によって温度上昇があったと考えられる。また、充填後長時間経過しての発火であることから、ドラム缶内に化学的な発熱反応が生じ温度上昇があつたと考えられる。これらの物理的及び化学的発熱によってエクストルーダ及びドラム缶内でアスファルト混合物が加熱され蓄熱性の高い固化体の温度が徐々に上昇し硝酸塩 / 亜硝酸塩とアスファルトとの酸化還元反応による発熱反応が活発に進行する熱暴走反応を引き起こした。発熱反応と蓄熱は、その初期にはドラム缶中心部で局所的に進み、温度上昇と熱分解生成物を発生させたが、ついには空気とアスファルト分解生成物等との燃焼反応に至り火災を発生させたと考えられる。

② 爆発の原因：爆発はガス爆発であり、つぎの段階を経て起こったと考えられる。

(i) 最初の火災発生後に消火操作が行われ、一部のドラム缶では消火したが、他のドラム缶では燃焼し続けた。消火操作後の初期においては雰囲気酸素が十分存在していたため、発生した可燃性物質は完全燃焼に近い状態であったが、セル換気系の運転停止後は、徐々に雰囲気酸素が不足して不完全燃焼状態となり、ドラム缶内から発生した可燃性物質は、充填室から扉類等の隙間等を通して隣接の各室へ移行し、一部の物質は充填室、セル換気系ダクト内および 2 階の各部屋に滞留した。

(ii) コンベア上の 8 本のドラム缶内のアスファルト固化体から発生した可燃性物質は、充填室内の可燃性物質濃度は爆発限界未満で、この時点では爆発は発生しなかった。

(iii) しかし、セル換気系が停止した後も、槽類換気系は運転を継続していたため、槽類換気系からの空気と充填室内の可燃性物質が対流により攪拌され、可燃性物質は空気と混合しながら薄められ、時間経過とともに可燃性物質濃度が下がり、部分的には爆発限界内となった。

### (3) 放射性物質の環境放出量の評価

事故による放射性物質の環境への放出量は、排気筒等の排気ダストモニタの放射能測定データ、施設の周辺、つくば、大洗等で採取した大気浮遊じんの放射能測定データ等による推定、ドラム缶の燃焼状況を考慮した間接推定等を総合的に評価し、<sup>137</sup>Cs の放出量は、1 から 4GBq とした。

事故に伴い環境に放出された放射性物質の吸入摂取による公衆の実効線量の推定結果は、約 0.02mSv 以下であり、法令に定める年間の実効線量限度を下回っている。事故による作業員の実効線量は、個人モニタリングデータ、鼻スミア試料、作業環境の空気中の放射性物質濃度データ、全身カウンタによる<sup>137</sup>Cs 摂取量推定値、個人線量計による外部被ばく線量等に

基づき評価した結果、最大の者で 0.4 ~ 1.6mSv の範囲と評価され、法令に定める放射線業務従事者の年間の実効線量限度を下回っている。

事故に伴い環境へ放出された放射性物質による周辺公衆の被曝および内部被曝を受けた作業員の被曝による実効線量は、何れも法令に定めるそれぞれの年間の線量限度を大きく下回っていた。科技庁（現、原子力規制委員会）はこの事故に対する国際評価尺度（INES）はレベル 3（重大な異常事象）に当たると評価し、国際原子力機関（IAEA）に報告した。

科技庁事故調査委員会の報告等によると、火災の主要因は、エクストルーダ（廃液とアスファルトの混合装置）内部での塩の濃縮と堆積によりアスファルト充填室のドラム缶内のアスファルト混合物の温度が上昇し、蓄熱の結果、硝酸 / 亜硝酸塩とアスファルトの暴走反応に至ったと結論された。さらに不十分な消火（8 分必要な処、1 分程）により、可燃性物質が継続的に放出され、フィルタの目詰まりで換気が機能していない同室内に充满し、ターンテーブル上のアスファルト固化体が自己発火し可燃性物質に引火、爆発したものとした。

地元からも、再処理施設の安全性に対し最新の知見に基づき見直すべきと議論が起こった。当時、TRP を管理していた東海事業所では、この事故を境に地域住民との対話の重要性を再認識し、所内にリスクコミュニケーション班を設置した。東海同事業所の後続である核燃料サイクル工学研究所においても地域住民との対話活動を継続している。なお、科技庁による技術的原因調査が行われその結果も報告されているが、背景要因として、同種の火災発生に関する各種の試験結果の知見の伝承が行われていない点、またセーフティカルチャーの面で技術的開発が優先され、下請け任せにした点が反省事項として指摘され課題認識を問われた。

そこで六ヶ所再処理施設（RRP）への適用を前提にして昭和 61 年原子力安全委員会が定めた「再処理施設安全審査指針 指針 3 安全評価」を参照しつつ、TRP の安全性に関し最新の知見に基づき、若手を中心に見直しを行った。また併せて運転経験を加味した安全論理を構築した。この中で、運転時の異常な過渡変化を想定し安全設計上事故の発生防止の観点から対応が取られているか改めて確認し、さらに、設計基準事象を超える事故に関してはその拡大防止策、影響緩和策がとられているか検証した。加えて、仮想事故を見直し、立地事故の場合、公衆との離隔距離が十分かを改めて検証し、必要な対策が取られていることを確認した。なお、若干変更したほうが良い箇所に関し改造を行うと共に、運転要領書等に注意事項を明示した。これらの作業を通じ安全設計の認識を一層深めた。

以上の観点から、本事故に対する考察は以下の通りとなる。

- 1) 安全管理体制から見て、低レベル放射性廃棄物の固化処理を恒常的に行って來た操業実績（15 年間で約 30,000 本の固化体製造）への過信があった。
- 2) 形式的に動燃の保安管理体制に組み込んだが、実質的に請負業者に全面的に運転作業を任せた。動燃は、保安管理組織の人的充足が出来なかつた。
- 3) 技術開発施設としての廃棄物の減容等を目的とした運転条件の変更に関し、その安全性

の確認等で事業所安全専門委員会等への諮問を行っていない。

4) 水噴霧による消火時間(8分は必要に対し今回の措置1分で消火と判断)の不足に関し、類似の内外の施設での過去の知見の反映がなされていない。

5) 火災の安全性に関する認識を欠き、結果として原子力安全で重要な放射能の閉じこめ機能の喪失に至ったことは、反省されるべき点である。

これらを総括すると、原子力施設の安全に関し、原子炉内の核反応安全に関する基本的プロセスとして、「止める」、「冷やす」と「閉じ込める」が重要であると表現されているが、再処理工場でも化学反応に関し、同じことが言える。しかし、もっとも安全に係わる直接的表現「火を出さない」に关心が向けられるべきであった。

(山村 修)

参考文献：

1. 再処理施設安全対策班：

“アスファルト固化処理施設火災爆発事故の原因究明結果について”、  
JNC TN8410 99 027 ( 1999 )

2. 小山智造、柴田淳広他

“アスファルト固化処理施設の火災爆発事故における火災原因の検討”、  
動燃技報、No.107、p43 ( 1998 )

3. 三浦昭彦、佐藤嘉彦、鈴木弘、小山智造、槇彰

“アスファルト固化処理施設の火災爆発事故における火災原因の検討(2)”  
サイクル機構技報 No.8 2000 9

### 5.3 もんじゅ計画と廃止決定

#### 5.3.1 もんじゅプロジェクトのあゆみ

##### (1) もんじゅ計画スタート

我が国が原子力開発をスタートした頃の原子力長計(昭和31年9月)は、核燃料の有効利用から見て増殖型動力炉が国情に適合するので国産に目標をおくものとするとして技術水準の向上を図ると共に設計に着手すると謳った。自主技術開発によるプラント設計力が問われることになった。

高速増殖炉(以下高速炉という)の研究開発は当初原研(日本原子力研究所)で進められた。基礎から着実に積み上げていく方針の下、高速臨界実験装置(FCA)の予算も認められ、米国高速実験炉エンリコ・フェルミ炉の設計について徹底的な検討を加えるなど全般的な高速炉設計の足掛かりを作った。

第3回ジュネーヴ原子力平和利用国際会議(昭和39年8月)のあと原子力委員会は「動力炉開発懇談会」を昭和39年10月発足させ、在来型炉から高速炉に到るまでの動力炉開発

について総合的検討を加えた。

同懇談会では「動力炉開発調査団」（団長：丹羽原研理事長）が欧米に約一か月間派遣され、開発現場にも訪問し、高速炉について、国の総力を結集する国策として取り上げるべきという調査報告書を提出した。報告書は原型炉建設に到る準備として実験炉の早期建設、国際協力、大型モックアップによる冷却系技術と安全技術の開発の3つを上手く組み合わせる必要性を訴えた。これを受け、原子力委員会は「動力炉開発の基本方針について」をまとめた。動力炉開発が産官学挙げての国家的大規模プロジェクトであることから、昭和42年を目途に特殊法人の新設を行うとした。昭和42年10月動燃が発足し、実験炉建設、原型炉の開発プロジェクトがスタートすることになった。実験炉常陽、原型炉もんじゅの命名は昭和45年4月の大洗工学センター発足の際であった。

## (2) 設計

昭和43年9月から始まった予備設計に基づきもんじゅの基本仕様を選定したが、原子炉型式についてはループ型とタンク型に関し構造上の問題、運転保守の容易さ、安全性、大型炉への外挿性、研究開発上の問題等の多方面から比較検討し、機器の保修、改良等が必要となった場合、接近性の良いループ型の方が有利という整理からもんじゅとしては、より信頼性ある確実なものとしてループ型が採用された。

その後動燃が基本設計をまとめ、原子力委員会新型動力炉開発専門部会において建設段階に進められるかのチェック・アンド・レビューを行った、昭和51年8月に具体的計画は実験炉の建設経験、研究開発の成果等に照して妥当であると結論された。なお、メーカ体制として、人材確保、資金集約化、開発の効率化などの見地から一元化をめざし重電機メーカ四社は、昭和55年に高速炉エンジニアリング株式会社(FBEC)を設立した。

もんじゅ設計では安全性を確実なものにする安全技術指針類を新たに整備していく必要があった。技術指針類が整備されたことは、以後の高速炉開発における、極めて重要な技術基盤を作ったことになる。

一方、原子力安全委員会に置いては、もんじゅの安全審査に備えて「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」が審議され昭和55年11月に策定された。

## (3) 建設工事

新型炉ということで、もんじゅの建設は軽水炉と様相が異なった。敦賀半島北西端の白木地区を候補地として選定したのは昭和45年5月であった。昭和51年6月福井県から事前調査の申請は建設を前提とするものでないとの条件で許可され、環境調査を実施した。国はもんじゅが商用炉の軽水炉とは異なる新しい型の原子炉であり、まず安全性について国の責任ある見解を示すことが必要であるとし、福井県に対し安全審査を行うことの了承を得て、動燃は昭和55

年 12 月安全審査の申請を行った。

科技庁は安全審査の結果を福井県、敦賀市、美浜町に対し、もんじゅが原子炉の災害防止上支障ないものである旨説明し、昭和 57 年 5 月、もんじゅ建設に中川知事からの同意が得られた。原子力安全委員会の審査を経て、翌年 5 月に内閣総理大臣からの設置許可がおりた。現地では昭和 60 年 10 月本格着工にこぎつけた。動燃設立の際示された「動力炉開発の基本方針について」に記載された建設着手の昭和 40 年代の後半からは 10 数年経過していた。

5 年 6 ヶ月にわたる土木、建築、機器据付の大工事がほぼ計画工程どおり遂行された。動燃は建設主体として、全責任をもつが、軽水炉の経験の活用と将来の技術移転に備えて日本原電が設計面では軽水炉と共通的な部分を、工事面では現地における施工監理を担当した。

一方、炉心に装荷する燃料については、東海のプルトニウム燃料開発室で製造された。もんじゅ燃料は常陽とは異なり、低密度ペレットが採用されたが製品のバラツキが大きく苦労した。実験規模からのスケールアップに伴う要因への対応に多くの手間を要した。

また、もんじゅを運転する際の取替燃料については、常陽、ふげんへの供給もあわせるとプルトニウムの不足が想定され、国、電力会社の協力を得て、平成 4 年 11 月から翌年 1 月にかけて、二酸化プルトニウム約 1.7t を、仏から東海村の原電港まで、あかつき丸による輸送を世界から注目を浴びるなか実施した。

#### (4) 試運転・臨界・初送電

機器設備の据付完了後の試運転は、炉心燃料装荷前の機器系統設備の機能を確認する総合機能試験と燃料装荷してプラント全体の性能を確認する性能試験から構成される。前者は動燃の監督の下メーカーが連合本部体制を敷いて協力して実施し、後者は動燃が自ら実施していくもので東海、大洗の技術陣も参画した。

平成 3 年 5 月機器据付完了式典を終え、総合機能試験が翌年 12 月の原子炉格納容器漏えい率試験まで続けられた。ここでは設計性能、運転性能を確認するなど約 300 項目の試験を実施したが、240 項目は高速炉特有の項目であった。この間冷却系統へ、仏から購入した約 1700t のナトリウムが順次充填された。

引き続き、性能試験段階に進み、平成 5 年より模擬燃料集合体と交換しつつ、燃料の装荷を行い、平成 6 年 4 月 5 日初臨界を達成した。この臨界には英仏独米から協力協定で性能試験に参加・駐在している 6 名の技術者も参加した。なお、この臨界達成は英の原型炉 PFR が 20 年間の運転を停止した直後 1 週間程のことであり「PFR からもんじゅへ」と刻まれた淡青のガラスボウルが贈られ、使命成就が託された。

初臨界後、性能試験として臨界試験、炉物理試験、核加熱試験を実施し、平成 7 年 8 月 29 日に電気出力 5 万 kw による初送電に成功し、使用前検査の試運転を続けていたが、平成

7年12月8日、電気出力約40%で二次主冷却系配管からのナトリウム漏えい事故が発生した。

### (5) ナトリウム漏えい事故後

この事故では配管に挿入された温度計が破損し、約480°Cのナトリウム約0.7tが3時間40分にわたり漏えいした。温度計から漏れたナトリウムは空気中で燃焼しながら流下し、空調ダクトや点検用足場を損傷させ床ライナー上に酸化ナトリウムの燃焼生成物となって堆積した。温度計の破損は、配管内に挿入されていた温度計保護管下流に対称渦が発生し、保護管が振動し、保護管段付き部の高サイクル疲労による事が判明した。対称渦に関して、計算機シミュレーションに成功し、国際的に高い技術評価を得た。対称渦は設計当時広く知られておらず、国内ではこの事故をきっかけとして、機械学会の規格として「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針」が制定された。また、ナトリウム漏えい・燃焼の事故の再現実験を大洗工学センターで行い、適切に再現できなかったが、ナトリウムによる腐蝕の新しいメカニズムが究明され、新たな知見が得られ、原子力安全委員会の指針にも反映されることになった。

もんじゅ事故後の安全総点検の結果、事故の原因となった温度計を新しいタイプの温度計に交換、一部は撤去することとした。ナトリウム漏えい・燃焼を早期に終息させるために、総合漏えい監視システム設置、チッ素ガス注入機能の追加などの改善、更に蒸気発生器プローダウン性能の改善などに関し、国の安全審査を受け、平成14年12月基本設計の妥当性が確認された。事故後の改善策はナトリウム漏えいが微小でも確認されたら、原子炉を停止し、ナトリウムをドレンし、外部への連絡を徹底することが原則となった。

これら改善策の改造工事を終え、工事確認試験、性能試験前準備・点検を経て性能試験段階に入った。

この間、炉内燃料はプルトニウム241が半減期14年で半減すると共にアメリシウム241が生成され、燃料組成が変化していることから、安全性確認のため安全審査が行われた。

また、プラント技術を対象とした開発の取り組み強化としてもんじゅに隣接して、国際技術センター、ナトリウム取扱訓練施設、保守訓練設備、供用期間中検査試験設備、もんじゅプラントシミュレータ、情報棟など整備し、技術開発環境を整えると共に、国際特別顧問として仏CEAのブシャール氏（故人）を迎えた。技術指導を仰いだ。

もんじゅ事故はビデオ隠しなどの不適切な対応から社会的な事件となり、更に東海村でのアスファルト火災爆発事故（平成9年3月）の不祥事もあり、動燃は解体的再生を図る動燃改革を行い、失墜した信頼の回復への多様な取り組みが展開された。詳細はコメントリーNo.18<sup>1)</sup>、N.20<sup>2)</sup>を参照願いたいが、立地地域との関係では産官学の連携を中心に据えた福井県のエ

<sup>1)</sup> コメントリーNo.18、原子力開発の光と陰を見つめて（原子力システム研究懇話会 2010）

<sup>2)</sup> コメントリーNo.20、核燃料サイクルと高速炉開発（原子力システム研究懇話会 2013）

ルギー研究開発拠点化計画、福井大学附属国際原子力工学研究所設置などの展開があった。

平成 22 年 5 月の運転再開まで事故から 14 年半が経過したが、この間を総括すると次のようになる。まず、事故直後我が国のプルトニウム利用政策や原子力開発における国と地方の位置付け等の合意形成について福井、福島、新潟の三県知事の要望もあり、あるいはもんじゅ事故 2 年後に仏のスーパーフェニックスの運転停止もあり、高速炉政策に関し懇談会や円卓会議等で議論され、高速炉の開発が確認された原子力長計がまとめられたのは 5 年後であった。またもんじゅ設置許可の安全審査に関する訴訟があり、名古屋高裁金沢支部で国が敗訴してから最高裁の判決まで 2 年半が経過した。この間、もんじゅ推進に対する共感は得られにくかった。その後、改造工事の許認可、改造工事、長期停止機器の点検、確認試験、性能試験準備を経て、運転再開までにさらに 7 年程かかった。

この間、高速炉開発に関しては、平成 18 年 3 月の閣議決定された第 3 期科学技術基本計画では「高速増殖炉サイクル技術」が 5 つの国家基幹技術の 1 つに位置付けられ重要な政策となつた。

## (6) 運転再開

もんじゅは平成 22 年 5 月 6 日、14 年半ぶりに制御棒が引き抜かれ、運転開始に到つた。アメリシウム 241 を多く含む燃料がほとんどであったが、予測通りの制御棒引き抜き位置で臨界を達成し、引き続きゼロ出力での炉心確認試験が終了した。その後燃料交換の後始末の際、新旧燃料の通路となる炉内中継装置の吊り具の設計ミスによる落下があり、次の性能試験への準備を中断した。改良した新装置を製作し、修復は完了した。

復旧作業中の平成 23 年 3 月、福島事故が発生し、これを受け 5 月以降国が原子力政策の抜本的見直しを表明したため、性能試験の実施を保留した。平成 24 年 11 月からは 1 万件の機器点検漏れなどの保守管理不備の問題が起つた、平成 27 年 11 月には原子力規制委員会から文科大臣宛に運転主体の見直しに関する勧告が出された。

## (7) 廃止措置決定

平成 28 年 12 月に原子力関係閣僚会議において、原子力機構に代わる具体的な運営主体の特定には至らなかつたこと、新規制基準に適合するための対応に相当の時間と費用を要すると見込まれることなどを踏まえ、もんじゅを「原子炉としての運転再開はせず今後、廃止措置に移行するが、あわせてもんじゅの持つ機能をできる限り活用し、今後の高速炉研究開発における新たな役割を担うよう位置付ける」と決定された。

### 5.3.2 もんじゅプロジェクト廃止に至る要因

#### (1) はじめに

もんじゅは平成 28 年 12 月 21 日の原子力関係閣僚会議で、今後、廃止措置に移行するとされ、運転再開への道は閉ざされた。そのような状況に到った背景、要因を探ってみる。

結論的に総括すれば、原子力に係る新しい技術の実用化をめざして開発を進めるに際し、これまでなじみのない技術を使いこなしていく場合、開発プロジェクト及びそれに携わる関係者に、新しい技術自体及びそれに対する向き合う姿勢、開発体制、社会への向き合い方などに關し、格別必要とされる慎重さ、謙虚さが十分でなかったと言える。

特に高速炉開発では技術的に高集中性子の利用やナトリウムを冷却材に用いること等に關し、なじみのない技術の安全確保が容易でないという社会からの懸念もあった。新しい技術開発でつまずきがあれば、社会が心配することへの備え、構えができていなかった。開発当事者は新しい技術開発に挑戦する意気込みが強すぎることにひきずられ、社会への向き合い方への注意が足りなかった。これは原子力開発一般にあてはまるが、特に我が国でやったことのないはじめて行う技術開発には格段の堅固な構えが必要であった。それには多彩な人材と相当の陣容も整えておく必要があった。

あるいはもんじゅは、試験、運転を通じて、事故、トラブル・不具合等を経験し、原因究明、調査研究、対策、品質保証活動の改善、社会への説明責任等を通じて、それらを克服しつつ技術や人材、規制が育っていく道場とでも位置付けられるが、これらに応えられるよう備えや構えが脆弱であったと表現できる。

その結果、トラブルや国際情勢などもんじゅを取り巻く環境の変化への対応が、後手後手になり、次のステップに進むのに長時間を要し、プロジェクト進捗に時間がかかりすぎたと総括できるのではないか。いわば強力で堅固な開発体制の構築・維持（要塞化）と、状況変化に伴う改革とその継続（要塞の改善と維持）が共に十分でなかったということであろう。

#### (2) 政策面

##### [無理な実用化見通し]

昭和 42 年 10 月の動燃設立がもんじゅプロジェクト開始となるが、当時動燃設立から 20 年で、もんじゅからは 10 年で、昭和 60 年代高速炉実用化という計画であった。底流ではこの無理な計画が流れ続けた。この背景には米国で軍事用潜水艦の動力用として開発した軽水炉の成功の影響があったのではないか。新型炉開発でも多少の手戻りは覚悟しても計画通りに進めればうまくいくだろうという意識が強かったのではないか。特に原型炉開発を行えば、順調に実証炉を経て実用化に到るとみていた可能性が高い。それは日本ばかりか世界的傾向ではなかつたか。原子力の新しい技術体系について、開発から社会に受け容れられるまでの実用化への道は相当困難であるという認識が政策立案側にも、技術者側にも十分でなかったと言えるのではないか。

## [不徹底な開発方針転換]

早期実用化への思いは続いていたが、もんじゅが平成7年のナトリウム漏えい事故後、技術開発の中核的国際協力拠点として内外の研究者に開かれた体制で研究開発を進めることが期待され、拙速に実証炉計画から実用化へ繋げるのでなく、技術開発、研究開発の施設へと舵を切った。そこで、福井県エネルギー研究開発拠点化計画でも研究開発の重要な役割を担うようになったが、十分な舵切りは出来なかった。実際にはスケジュールの順送りとなり、もんじゅプラントは建設段階から次の試験、運転段階へと早期にステップを進めることに注力するような結果となったことは否めない。

## [プルトニウム利用計画の呪縛]

我が国は原子力開発当初からプルトニウム利用による原子力利用をめざし、国際的にもその一貫性と平和利用に徹することが認められてきた。

INFCEではATRふげんは「日本の原子力政策を写す鏡」とまで評価され、ふげんはプルサーマルや高速炉によるプルトニウム利用が進まない中、25年間MOX燃料の利用で東海の再処理工場やプルトニウム燃料製造工場と連携しつつ運転を続け、我が国のプルトニウム利用政策を支え続けてきた。大間のATR実証炉計画の中止に伴い、ふげんの運転停止に至り、この役割をもんじゅが引き継ぐ役割となった。もんじゅはプルトニウム利用の観点では相変わらず、実証炉とセットで我が国のプルトニウム利用政策に直結した路線に乗っていた。前述したように、もんじゅが技術開発、研究開発の地道な活動を志向することになった折、運転に支障が生ずると核燃料サイクルが破綻するような短絡的な考え方にならないよう、プルトニウム利用政策の路線とは直結しない複線にするなど配慮すべきで、より包括的基本政策が必要であった。

## [保障措置優良国に安住]

核兵器を保有しない国で、現在では唯一プルトニウム利用による核燃料サイクルが認められていることに安住した嫌いはないか。高速炉開発の歴史をひととく、インドは高速炉と核爆弾の開発を併せて研究したり、仏では高速炉のブランケット燃料からは兵器級プルトニウムが取り出せることに关心があった。非核兵器国がプルトニウム利用を行うには、国際的にも意識して、より真剣な議論が継続的に必要なのではないか。

プルトニウム利用に伴うインフラ、周辺技術を整備、充実し、国民にも広く、深く、共有できるような政策が不足していたといわざるをえない。プルトニウムが日本の国で現実に利用されているという実感が広がらないと国際的ばかりでなく国民レベルでも理解は得られない。また、国際的にプルトニウムを管理するしくみに、我が国は調査、研究、提言を積極的に行ってくるべきでなかつたか。

## (3) 開発体制面

### [長期停止による現場力の弱体化]

政府関係機関、学会及び産業界の相互協力と積極的な参加という官民協力のもと、高速炉の自主開発が国を挙げての総力戦としてスタートした。体制は振り返れば早期実用化のステップとして短期決戦型を想定したといえる。初臨界（平成6年4月）までは立地手続き等により着工の遅れはあったものの比較的順調であったが、平成7年12月8日のもんじゅナトリウム漏えい事故をきっかけとして、東海再処理工場アスファルト火災爆発事故も重なり、動燃の信頼は失墜した。原型炉に統いて実証炉構想を進めていた電気事業者は技術的にも、このままの開発では容易ならざると認識し、もんじゅへの熱意は薄れ、協力姿勢は弱まり、協力は後退した。

その結果、品質保証活動、点検体制の充実等をはじめとして大型プラント並の運営体制のしくみと現場力が軽水炉等の現場経験を積んだ技術者の減少により弱体化していった。プラントの運転停止が長期化し、運転・保守の技術向上が進まないばかりか、設計条件との対比、マニュアルの改善など現場の技術力育成も十分でなかった。

また、研究開発段階として現場で技術力を育成したり、運転、保守を重ねながら人材を育てていくような現場経験を織り込んだ計画に対する規制面からの配慮なども検討できなかった。

プラント停止期間が長期に及び運転再開までに時間がかかりすぎたことは特に現場に大きな影響を与え、技術力低下を招いた。

### [改革活動の風化・弱体化]

もんじゅの運営組織は、もんじゅ事故後の総点検、動燃からサイクル機構への動燃改革、原研との原子力機構への統合等の改革を経てきた。改革計画、行動計画を作成し、評価プロセスも整えて、当座は厳格に行われ、改革の効果を現わすが、時間が経過すると計画、運用する人間が交替し、当初の狙いがぼけてきて取り組み姿勢が風化・弱体化していく。これはどこの組織にもありがちなことであるが、もんじゅプロジェクトの特徴である新しい技術体系、社会が心配する技術を扱う以上、誠実に継続できるようにしなければならない。特に、さらに別の新たな課題が加わることになった場合、優先順位、取り組み姿勢に対する経営トップの判断は極めて重要である。

また現場での運営管理では計画に対するPDCAのサイクルが基本となる。特に評価、チェックの段階が重要であり、根本に戻って、このままで計画自身が適切なのか等、本質的な監視、目配りができるかが鍵である。既存の枠を超える新しい課題を明らかにし、それへの長期的取組み、ロードマップを策定し、まず、確実に踏み出すことが必要である。そのためには現場ばかりでなく経営層との一体的取組みができるかがポイントとなる。

### [国の関与による混乱]

国家プロジェクトとして進めるには、進捗が長期化するにつれ立地地域では、国と地方の位置付け等に係る合意形成が大きな課題となる。トラブル等でも監督官庁の役割が大きくなり、地元からの国への要望も出て、国が前面に立つことが多くなっていく。しかし、国（大臣）が

指揮をとるのでは現場の掌握はむずかしく、使命感の浸透、責任の取り方などあいまいになつてしまふ。国の関与のあり方は、うまくいったとは言えない。昔の国鉄では総裁をおいて責任体制を明確にし、新幹線網のめどがついて民営化したのは参考になるのではないか。

### [完遂指向の経営体制]

動燃設立当初は各プロジェクト毎に専任の理事が就任していた。動燃改革や行政改革の中で専任理事は不在になり、原子力機構では副理事長は一人になった。これまでみたように、もんじゅプロジェクトを進めるには守備範囲は広く、相当の覚悟をもって社会にも細心の配慮が必要である。現場だけでなく、国際協力も含め、社会の交流などプロジェクト推進を体現する役割があるため、もんじゅプロジェクトの推進に専念できる役員を継続的に配すべきであった。

## (4) 技術面

### [すべての活動が試験]

もんじゅに係わるすべての活動が、新しい技術体系に対する試験であるという認識が徹底されなかつた。もんじゅが研究開発段階の原子炉であり、規制も含めてあらゆる活動はすべて試験と位置付けられる。それらの活動は一つ一つ計画を立て、実行に移し、評価をし次の行動につなげていくことになる。そこではどんな計画を立てるかが極めて重要になる。実用炉のように既に経験を積んだ実績がある訳ではない。設定を変えたり条件を変えたり調整できるような計画作りで土俵ができる。そうすれば規制側も新規の活動への対応は試験と位置付けられよう。

### [ナトリウム取扱技術への慎重さ]

社会でなじみのないナトリウム取扱技術への継続的な慎重さが不十分であった。ナトリウムは水や空気に触れると激しく反応、爆発もする。ナトリウムの取扱技術はプラントの中ではナトリウム蒸気による蒸着、腐蝕、発火、消火などに対応していく。ナトリウム漏えい事故以前はこれらに関する地道な研究開発によって一定のレベルの基礎ができたと判断し、研究活動は縮小していた。もんじゅナトリウム漏えい事故後、ナトリウムに関する技術開発を充実し、もんじゅに隣接してナトリウム研修棟を整備したり消防研究所との共同研究も進めた。平成13年10月常陽のメンテナンス建屋火災事故からはナトリウムの小片がビニールの上で潮解し、高温となり周囲の紙が燃えだしたのが原因であったという新たな知見を得ている。

### [他分野技術へのアンテナ機能]

原子力以外のより広い他分野技術へのアンテナ機能に対する備えが甘かつた。もんじゅは軽水炉と異なり高温であるが低圧であるというプラントの構成上の大きな特徴がある。軽水炉中心の原子力業界とは異なる分野への関心、総合的に把握する視点、幅広くアンテナを張っておくことで新しい技術への備えを充実させていくことができる。プラントの安全性、信頼性の向上及び高性能化にもつながっていく。ナトリウム漏えいの原因となった温度計保護管の背後にできる双子渦による前後方向への振動に関して、米国機械学会で規格化の検討が進められてい

るところであった。しかし、もんじゅでは国家プロジェクトを意識してのアンテナ機能が十分備えられていたとはいえないかった。

### [海外経験の反映]

海外炉における貴重な経験の反映の仕方が不徹底であった。もんじゅの設計においては海外先行の高速炉（実験炉、原型炉）及び軽水炉の運転経験でおこった事故、トラブルの経験を活用するべく二国間協力、国際会議、WANOによる現場交流などで情報を入手し、発生防止の対策を検討し、設備設計等に反映させた。しかし、直接的原因の防止対策を打つことで完了という意識になり事故、トラブルがおこったときの措置、備えを検討し適応力の育成、訓練などへ反映させることまではできなかった。もんじゅ事故後14年ぶりの運転再開にあたっては事故、トラブル事例集を作成し、発生後の措置・対応、通報連絡なども検討して一般にも公表し現場でも活用を図るようにした。

### [開発段階炉の保全計画整備]

開発段階炉が備えるべき保全計画に対する準備と取り組み方の説得力のある検討ができなかつた。もんじゅは運転再開（平成22年5月）を控え、まだ使用前検査の段階で建設段階を終えていないが、屋外排気ダクトの腐食やナトリウム漏えい検出器等の誤警報等の保守管理上の問題が発生し、予防保全を基本とした計画的点検に基づく保全計画が必要であると認識した。ゼロ出力の炉心確認試験終了までの第1保全サイクルの保全計画を策定し運転再開にこぎつけた。その後の保全計画は研究開発段階炉であることを十分に考慮して試行錯誤を重ねつつ充実させていくプロセスを実行していくことが必須であるが、このことを科学的合理性をもつて説得力ある主張ができなかつた。こういう活動こそが新しい技術体系への構えの真髄なのではないか。

規制側の指摘に不十分な対応を繰り返すうちに改善していく取り組みができなくなり、受身的対応になつていつたのではないか。

## (5) 社会への対応

### [新しい技術体系の取り組みについての透明性不足]

社会からの関心が高い原子力において特にこれまでとは異なる新しい技術体系の開発、なかでも高速中性子やナトリウムという安全性に懸念が表明されている背景の下では、その技術開発の取り組みは透明性高く進めるべきである。原子力界には長らく技術開発は国家や将来の重要な技術なので専門家に任せているとの意識が強く、何度も信頼性を大きく喪失してきている。もんじゅ事故はビデオ隠しなどの不適切な対応から社会的な事件となり、もんじゅを動燃やその後のサイクル機構、さらには原子力機構に任せておけるのかという組織への信頼性を問われることになった。

当事者自身が衆目を浴びる舞台にのっているという意識で国民に正面から向き合い、自分ら

は何をやっているか、何を考えているのか、見てもらい社会からの信頼を得られることをめざすしかない。これには組織としての広聴、広報機能の構え、考え方、実行、信頼の検証が極めて重要であり、組織マネジメントの大きな方向を決める事にもなる。

これらにより原子力界以外からも注目、監視されるし、メディアへの喚起にもつながっていくことを経営理念に含めるべきだろう。

### [大学との連携]

もんじゅを高速炉の国際研究開発拠点にすることは無論、新しい技術開発に挑戦することは地域にとって地元の技術向上にもつながっていく。もんじゅや原子力機構が有している特許、ノウハウを活かしたり、原子力教育、人材育成の拠点として、福井県エネルギー研究開発拠点化計画が実現したが、より発展した形を模索できたのではないか。特に大学の役割は地域では重要であり、新技術の社会の受容性に係る調査、研究など俯瞰的分野も含め総合的な取り組みに関する協力も望まれた。

### [事前の地域振興策構築]

国のプロジェクトとしてもんじゅが役割を果たすときの国と地方の関係も重要である。ATR ふげんは実証炉建設に向けて地元も運転を見守ってきたが、実証炉中止決定に伴いふげんの運転停止が地元との相談もなく決められ、国策への不信感となった。もんじゅも同じ轍を踏んだ。鉄道、道路の整備といった公共事業の国による整備に関してもんじゅプロジェクトもその渦中に巻き込まれたことであった。立地にあたり以前の電調審のようなしきみでは、地域発展の検討は不十分であり、予め地域社会に対する、立地振興構想が検討されるようなしきみが必要なのではないか。米国では、国家環境政策法は、連邦政府が関わるあらゆる行為に対して、自然環境、生態系の影響ばかりでなく社会的、経済的、倫理的な観点から評価することを求めている。

### 5.3.3 今後の取り組み方

もんじゅが廃止措置に移行するに到った背景、要因を辿ってきたが、今後、原子力の技術開発、特に新しい技術体系に沿った、社会に受け容れられる実用化をめざした取り組みに対して、教訓あるいは示唆になることをいくつか考えてみたい。

#### (1) 実用化をめざして

原子力エネルギーが国連の提唱する SDG ( Sustainable Development Goals : 持続可能な開発目標 ) に寄与するためには、核燃料サイクルの確立ひいては高速炉によるプルトニウム利用の実用化が求められる。

我が国は欧州、米、ロと異なり高速炉発電プラントの本格的な運転経験はない。繰り返しどなるが、原型炉は試験、運転を通じて事故、トラブルを経験し、原因究明、調査研究、対策、品質保証活動の改善、社会への説明責任等を通じてそれらを克服しつつ技術や人材、規制が育っていく道場である。実用化に向けて、産業界、社会に受け容れられるかどうかこ

そが重大な問題であり、いわゆる死の谷をのりこえる重要なステップなのである。即ち、開発当事者、規制、社会が様々な経験を蓄積する場である。もんじゅがそのような場を放棄した以上、それを補うことは高速炉実用化のためには極めて重要である。もんじゅがやり残したことを見静に整理、抽出する作業が必須である。

高速炉開発のような新型炉の実用化にあたっては取組みの大半は規制のしくみ、安全確保の体系を整えていくことにつながると考え、相当な期間と運転、試験の実績が必要となろう。これが地元、国民に受け容れられるための最低限の要件となる。そのため、まずは海外炉の運転経験、事故、トラブルの原因、対策ばかりか発生直後の取り組み方の経験を把握できるよう努力しないといけない。豊富な運転経験を継続的に蓄積しているロシア、実験炉ながら様々な試験等も行っているインド、中国との技術交流の道を探っていくことは重要なことと思われる。

原子力関係閣僚会議では、『もんじゅはプロジェクトの「技術的な内容」に問題があったというよりむしろ、保全実施体制や人材育成、関係者の責任関係など「マネジメント」に様々な問題があった。とりわけ、「最先端の研究開発」と「安全な発電事業の実施」という二つの性格が異なる要素が混在する難しいプロジェクトの遂行にあたって、…問題があった。』と述べられている。

もんじゅのプラントは、現在燃料を取り出し、ナトリウムをドレンすることが計画されているが、海外でも例があるように不活性雰囲気で保管し、手間のかからないようにして経費を大幅に削減する。その間、この「マネジメント」を原点に戻って検討、再構築し、新しい技術体系開発の構えの強靭な要塞化を図る。また、技術開発成果を反映したり、改善工事や改良を加えて、再利用していくことも検討したらどうだろうか。

## (2) チェック・アンド・レビュー

もんじゅがナショナルプロジェクトとして設計段階から次のステップの建設段階へ進むべきかの大きな評価作業（チェック・アンド・レビュー）がなされたことを 5.3.1(2) で述べた。原子力委員会の下に昭和 50 年 7 月に新型動力炉開発専門部会が設けられ、その中に「高速増殖炉分科会」が設けられ「設計ワーキンググループ」「環境ワーキンググループ」「商用 FBR パラメータ検討グループ」が設置され、設計はもとより資金計画、建設推進体制、メーカ体制、実用化に向けての大型炉との関係、先進諸国との比較など幅広く広汎にチェック・アンド・レビューが行われた。その結論は、もんじゅの具体的計画は妥当なものであり、計画通り建設をするのが適当であるとされた。これにより基本設計が決まり設置許可申請による国の安全審査のプロセスに進んでいった。

チェック・アンド・レビューでの審議結果や判断はその後のもんじゅが建設段階に進む際の当時の認識として極めて重要である。しかしながら、高速炉開発の議論は原子力委員会によ

る約5年毎の原子力長期計画策定等で行われているが、もんじゅに焦点を絞ったチェック・アンド・レビューはその後行われなかった。

国家プロジェクトはぶれない計画を尊重することが基本であるが、周辺環境、状況の変化を冷静に把握した上での中長期的な本格的チェック・アンド・レビューの重要性を教えている。

### (3) 開発主体

プロジェクトの開発主体については、開発事業者が主体的に行動し、主張することが何よりも求められる。監督官庁が前面に立っては、プロジェクト完遂の使命感の認識、責任の取り方、ぶれない方針などがあいまいになり、プロジェクト遂行にはほころびが広がりやすくなる。

開発主体にとって、原子力開発に対して社会が極めて厳しい環境の中、“5.3.2(5)社会への対応”でふれたように、広聴・広報機能が組織マネジメントにとって重要な意識の問題であり、備えの姿勢そのものとなる。

原子力開発は国内問題としての議論に終始されやすいが、開発主体にとっても国際的視点が重要であり、軍事利用から遠ざける核不拡散への取組みはもとより高速炉が第4世代システムとして国際公共財的であることなどの広い視野の下で備えをつくる必要があり、多彩な人材とかなりの陣容（人員）を揃えてプロジェクトを支える組織の要塞化を図る必要がある。即ち、あらゆる難局をのりこえる覚悟をもち、責任体制を明確にし、プロジェクトが完遂できるしくみを構築することである。

特に技術的課題には外部有識者も参加し透明性を高めた多様な知見を考慮に入れ具体化が進められることが技術開発の真髄という信念の下、規制側にも矜持をもって対応できるよう体制を整えるべきだ。これは安全設計基準や保全計画のような実用化に直結するような開発要素の大きな課題では特に留意しておく必要がある。

### (4) プロジェクト推進

実用化をめざすプロジェクトの進め方としてこれまでバトンタッチ方式でよいのかという問い合わせがなされてきた。将来の事業主体が成果、経験、人材をひきついで実用化段階を迎えるというものだ。これまでの高速炉開発はもんじゅが前進し成果が得られることを前提に実用化の道を描いていた。もんじゅの廃止措置決定までの経緯でみたように、実用化に向けては産業界、社会に受け容れられるかどうか死の谷を越えられるかどうかである。

まず計画されたプロジェクトに対して全力で総力を結集して完遂させることが何より重要であることを肝に銘ずることである。これまで、ともすれば、原型炉段階の完遂を重要なホールドポイントとしつつも、実用化への開発プログラムが先走っていった。そのためには動燃事業団法をはつきり時限立法とした方がよかつた。時限立法では政策の方向ばかりでなく開発体制に関するも前述のチェック・アンド・レビューを行わざるをえなくなるはずだ。

あるいは、原型炉が設計を終え、建設に入る段階から科学技術政策でなく、産業政策の一環として位置付け直して、民間の主体的参入を促す方策が考えられてもよかつたかもしれない。そうすれば、例えば設計期間全体を研究開発主体と建設・運転主体の併走期間として技術移転の観点や国の政策体系の中に適切に位置付けるという点からチェック・アンド・レビューも行われたであろう。このような総合的評価による見直しを繰り返す中で、新しい技術開発の進め方の特質も抽出され、将来の実用化への事業主体や推進体制の議論をする方が健全な歩みであると考えられる。

## (5) プルトニウム政策

我が国は原子力開発当初より資源に乏しい島国におけるエネルギー確保のため、プルトニウム利用による原子力利用をめざした核燃料サイクルが国際的に認められている。しかし、前述のようにこのことに安住し、余剰のプルトニウムを持たないとの原則の表明に拠ってきた嫌いのあることは否定できない。常に核拡散防止の原点に立って、プルトニウム利用計画や貯蔵の透明性も含め、工夫して対応すべきである。

高速炉の実用化までの開発プロセスは相当長期間を要すると考えられ、その開発プロセスを我が国のプルトニウム利用政策におけるマテリアルバランスと基本的に直結することはないようになる。ロシアがこれまで濃縮ウラン燃料で運転してきたのは参考になる。我が国では現在の状況ではプルトニウム利用の主流はプルサーマルであり、使用済 MOX 燃料を中間貯蔵し、高速炉利用（増殖、専焼）とセットにする戦略とするべきである。この MOX の使用済燃料は六ヶ所の再処理の対象になっていない。きたるべき高速炉サイクルまで保管するには国が前面に立って中間貯蔵の具体化の政策を明示しないといけない。そのためには MOX 使用済燃料を再処理しプルトニウムを利用する高速炉の開発戦略を提示しない限り、中間貯蔵の立地計画は全く進まないことを忘れてはいけない。

（柳澤 務）

## 第6章 核燃料サイクルの未来

### 6.1 使用済燃料中の有用元素回収、希土類とアクチノイドの分離

#### (1) 使用済燃料の元素組成

使用済燃料中には多種多様な元素が含まれている。燃料組成や燃焼度にもよるが、低濃縮ウランを軽水炉で 50GWD/t の燃焼度で燃焼すれば、使用済燃料の内、94%程度がウラン (U)、1%程度がプルトニウム (Pu) であり、0.1%程度のマイナーアクチノイド (MA: Np, Am, Cm) と 5%程度の核分裂生成物 (FP) で構成される。燃焼度が高くなれば FP の割合が増加し、MOX 燃料を用いれば MA の割合が増す。いずれにしろ、使用済み燃料の大部分は燃料として利用可能な U と Pu であるので、それらは再処理で回収される。再処理の結果、残された MA と FP が高レベル放射性廃棄物となる。ところで、この廃棄物となるはずの FP の中に様々な元素が含まれている。

図6-1に FP の中に含まれる元素の使用済み燃料 1tあたりの量 (g) を示した。この図は放射性同位体生成消滅計算コード ORIGEN 2 で計算したものであり、加圧水型原子炉 (PWR) で 4.5%の低濃縮ウラン酸化物燃料を用い、燃焼度 50GWD/t の使用済み燃料を 5 年間貯蔵したものである。図6-1を見ると FP の代表的な元素として知られている Sr, Cs, Ba のみならず、Ru, Rh, Pd と言った白金族元素や希土類元素、Mo, Zr など様々な有用元素が含まれている。これらの元素に、Mo, Y, La, Nd, Gd など放射性核種を含有しない元素もある。Ru, Rh 等のように比較的半減期が短い核種を含むものは、数 10 年から 100 年程度貯蔵することにより放射能が十分に減衰して使用できる様になる。Pd や Zr のように半減期が 100 万年を越える核種を持つものは減衰を待つような貯蔵は有効ではないが、放射能はそれほど高くないので特殊な環境下での利用などが出来る。Tc (Tc-99 のみが存在する) は放射性核種であるが、原子炉内で中性子を吸収させると、直ぐに(半減期 15.8s)  $\beta^-$  壊変し、Ru-100 になり、有用元素として利用できる。また、放射性核種も、Sr-90, Cs-137 と言った発熱性核種を熱源として利用すると言う考え方もある。

さて、次に、最も有用元素としての可能性が高い白金族元素の量的な観点から議論を行う。使用済燃料中の白金族元素は、炉型、燃料組成、燃焼度によって異なるが、使用済燃料 1tあたりそれぞれの元素で概ね kg 程度ある。それらの含有量は鉱物資源のそれよりも高く、都市鉱脈のもの

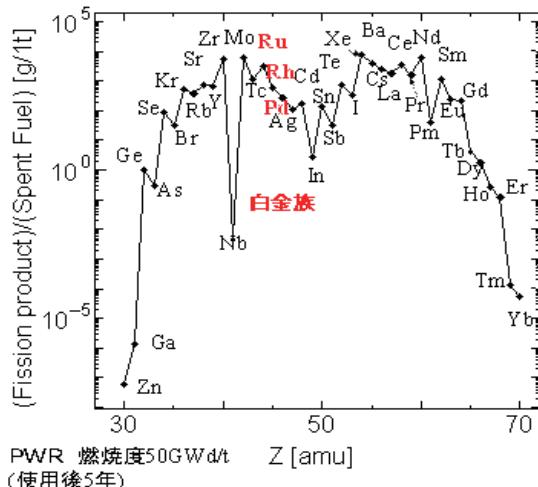


図6-1 使用済み燃料中に含まれる元素

よりも高い。再処理を行うと95%程度占めるUとPuが取り除かれているので、高レベル廃棄物中の含有量は極めて高いものとなる。また、白金族の需給から考えるとPdの日本の需要量は40t、Ruの日本に供給された量は6.3tであり(2016年)<sup>1)</sup>、日本で使用済燃料を年間800t処理すると、使用済燃料から回収される白金族Ruの量は日本に供給される量の数割を占めることになる。

## (2) 有用元素回収のシナリオと技術

使用済み燃料中の有用元素回収で、最も重要なものとして示しておかなければならないのは再処理である。これは、もう一度燃料として利用可能なUとPuを取り出す操作であり、U、Puはもちろん有用な元素として回収すると言うことである。

さらには、UとPuを回収した残りの高レベル放射性廃棄物中に含まれる有用元素の回収にも関心が向けられている。この廃棄物中から有用元素を回収するための試みは日本原子力研究開発機構が日本原子力研究所時代から行っていた4群分離<sup>2)</sup>などが知られており、また先進オリエントサイクル<sup>3)</sup>や最近ではImPACT(革新的研究開発推進プログラム)の「核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化」プログラム<sup>4)</sup>などがある。ImPACTのこのプログラムは長半減期の核分裂生成物であるSe-79(半減期:2.95×10<sup>5</sup>y), Zr-93(半減期:1.53×10<sup>6</sup>y), Pd-107(半減期:6.5×10<sup>6</sup>y)そしてCs-135(半減期:2.3×10<sup>6</sup>y)の4核種を対象として、高レベル廃液等から元素分離を行い、その後、レーザーによる奇偶分離で、奇数の同位体と偶数の同位体を分別した後、核変換を施し、長半減期核種を短寿命化し、高レベル廃棄物の大幅な低減と有用元素の利用を促すプロジェクトである。

4群分離は、その名前の通り、高レベル廃棄物を「超ウラン元素(TRU)」、「白金族元素(Ru, Rh, Pd)とTc」、「SrとCs」、「それ以外」の4つのグループに分類して、分離するものであり、その中でも白金族とTcのグループは、有用元素としての利用を謳っている(Tcは核変換を想定しているが)。分離手法は、TRUは溶媒抽出法、白金族元素類は沈殿法、SrとCsは無機イオン交換体による吸着を想定している。

先進オリエントサイクルは、有用元素の積極的利用を本格的に掲げたものであり、白金族、Tc、希土類元素、Cs、Sr、Zr、Moと言った利用可能な元素を挙げ、それらの分離手段のみならず、利用法の検討まで含むものである。分離は、元素分離だけでなく、同位体分離

<sup>1)</sup> 独立行政法人 石油天然ガス・金属鉱物資源機構「鉱物資源マテリアルフロー 2017 5. 白金族 (PGM)」  
[http://mric.jogmec.go.jp/wp-content/uploads/2018/03/material\\_flow2017\\_PGM.pdf](http://mric.jogmec.go.jp/wp-content/uploads/2018/03/material_flow2017_PGM.pdf)

<sup>2)</sup> OECD/NEA "National Programs in Chemical Partitioning - A Status Report -" NEA No. 5425 (2010) ISBN978-92-64-99096-8.

<sup>3)</sup> M. Ozawa, T. Suzuki, S. Koyama, H. Akatsuka, H. Mimura, Y. Fujii, Prog. Nucl. Energy 50 (2008) 476-482.

<sup>4)</sup> 革新的研究開発推進プログラム ImPACT: 核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化  
[https://www.jst.go.jp/impact/hp\\_fjt/index.html](https://www.jst.go.jp/impact/hp_fjt/index.html)

まで含むものとして検討されており、分離手法に関しても様々分離法が検討されているが、レーザ同位体分離法やイオン交換法が基礎となっている。先進オリエントサイクルには、著者も係わっており、白金族回収やウラン・プルトニウム回収、MA 分離などに、主として 3 級ピリジン樹脂を用いている。このプロセスではまず無担持型の 3 級ピリジン樹脂を用いて白金族と Tc を回収し、次にシリカ担持型の 3 級ピリジン樹脂を用いて、U と Pu を回収すると共に MA 分離を行い、その後、MA 元素の相互分離 (Am/Cm 分離) を行う研究を行っている<sup>5)</sup>。また、使用済燃料からの Tc と白金族元素の分離・回収についても詳細に検討し、溶離液酸濃度の調整とチオ尿素を使うことにより、これら元素を個々に回収することが可能であることを示している<sup>6)</sup>。著者は、さらに、分離スキームに関して、使用済燃料の処理方法について、溶解から、再処理、核種分離までを一貫した処理として考えた塩酸系システム<sup>7,8)</sup>と、既存再処理システムやその改良版から発生する高レベル廃液(硝酸系)を対象とした核種分離システム<sup>7)</sup>を提案しており、後者のシステムでは、使用済燃料から取り出した希土類元素の相互分離<sup>9)</sup>についても検討している。

### (3) 希土類とアクチノイド分離

前項で示した有用元素回収のシナリオには、MA 分離のプロセスが加えられている。現在、開発されている再処理技術では、高速炉開発を前提として MA の分離・変換を考慮した分離システムを組み込むことが世界的な潮流である<sup>2)</sup>。その理由は、使用済燃料の長期にわたる潜在的放射線毒性を支配し、また発熱を支配するのが Pu と MA であり、これら核種群を使用済燃料から取り除き、燃料として使用、あるいは核変換することにより、時間的にも空間的にも高レベル廃棄物の環境への負荷を低減させることができると期待されるからである。Pu は再処理で回収するが、MA は別途回収を考える必要がある。さて、MA の中で取り分け重要であるのが、溶液中で 3 値になる Am と Cm である。これら 3 値 MA は溶液中で 3 値であるだけでなく、イオン半径も希土類元素のものと重なっており、3 値 MA と希土類元素の分離は難しい。この分離を行うために、種々の錯化剤が開発され、また開発が行われており、その錯化剤の利用法としては日本原子力研究開発機構原子力科学研究所では溶媒抽出法を研究しており、同機構核燃料サイクル工学研究所では抽出クロマトグラフィを研究している。なお、先進オリエントサ

<sup>5)</sup> T. Suzuki, Y. Fujii, S. Koyama, M. Ozawa, Prog. Nucl. Energy 50 ( 2008 ) 456–461.

<sup>6)</sup> T. Suzuki, Y. Fujii, Y. Wu, H. Mimura, S. Koyama, M. Ozawa, J. Radioanal. Nucl. Chem. 282 ( 2009 ) 641–643.

<sup>7)</sup> T. Suzuki, S. Koyama, M. Ozawa, M. Osaka, Energy Procedia 7 ( 2011 ) 454–458.

<sup>8)</sup> T. Suzuki, Y. Tachibana, S. Koyama, Global 2013 Sep. 29–Oct.3 , 2013, Salt Lake City, pp.578–581.

<sup>9)</sup> T. Suzuki, K. Itoh, A. Ikeda, M. Aida, M. Ozawa, Y. Fujii, J. Alloys & Compounds 408–412 ( 2006 ) 1013–1016.

<sup>10)</sup> T. Suzuki, M. Aida, Y. Ban, Y. Fujii, M. Hara, T. Mitsugashira, J. Radioanal. Nuclear Chem. 255 ( 2003 ) 581–583.

<sup>11)</sup> T. Suzuki, K. Otake, M. Sato, A. Ikeda, M. Aida, Y. Fujii, M. Hara, T. Mitsugashira, M. Ozawa:

“ Separation of Americium and Curium by use of Tertiary Pyridine Resin in Nitric Acid/Methanol Mixed Solvent System ” , J. Radioanal. Nucl. Chem. 272 ( 2 ) ( 2007 ) 257–262.

イクルでは、著者らが開発したイオン交換による分離法<sup>10,11)</sup>をベースとしている。分離のスキームは、まず高レベル放射性廃棄物から3価MAと希土類元素を回収し、その後に3価MAと希土類元素を分離する2段階の方法で行う<sup>2)</sup>。ここで、本方法の特徴とすることは、分かるのは、MA分離を行うと希土類元素も分離されるということである。先進オリエント以外では希土類元素の利用を謳っておらず、廃棄物に回すこととしている。これは、使用済燃料を全量処理しても得られる希土類元素の量が我が国の需要の0.1%程度にしかならないこと<sup>12)</sup>と希土類元素の相互分離をしなければならないことによるコスト面からの懸念である。しかしながら、前述の様にMA分離を行うのであれば、ほぼ必然的に希土類元素は分離されるので、後は相互分離するだけである。相互分離の手法についても著者らはイオン交換により簡便に相互分離が可能であることを明らかにしている<sup>9)</sup>(図6-2に陰イオン交換によるカラム分離の例を示した。)更にはY、La、Nd等の元素は使用済燃料から分離すれば放射性同位体を含まない。著者は、高レベル放射性廃棄物からの希土類元素の分離と利用は、廃棄物量を大幅に軽減させるのみならず、再処理や核燃料サイクルの社会受容性を向上させることに役立つのではないかと考えている。

(濃硝酸 : H<sub>2</sub>O : メタノール)

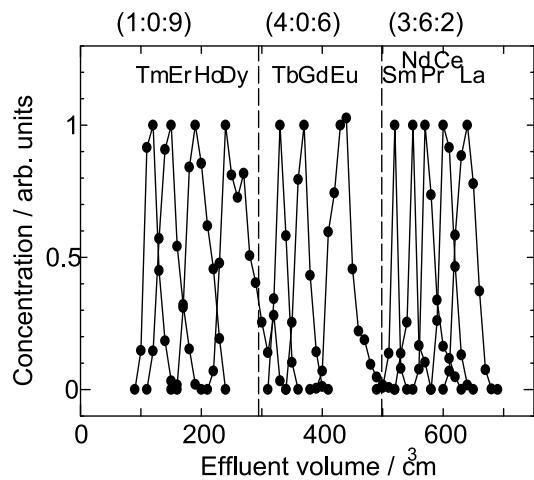


図6-2 陰イオン交換による希土類元素の分離

(鈴木達也)

## 6.2 マイナーアクチノイドの核変換のための技術開発

### (1) 概要

原子炉の核燃料中では、ウラン(U)やプルトニウム(Pu)の核分裂が起こり、その熱エネルギーを発電に利用している一方で、一部は核分裂せずに中性子捕獲とベータ崩壊を繰り返すことでPuに加えてネプツニウム(Np)、アメリシウム(Am)、キュリウム(Cm)等のUより原子番号の大きいアクチノイド元素(超ウラン元素、TRU)が蓄積する。TRUのうちPu以外は核燃料物質ではないアクチノイド元素という意味で「マイナーアクチノイド(MA)」と呼ばれる。現行の核燃料サイクルのシナリオでは、使用済燃料の再処理工程において、MAは核分裂生成物(FP)とともに高レベル放射性廃液に含まれ、ガラス固化して地層処分することが検討されて

<sup>12)</sup> 独立行政法人 石油天然ガス・金属鉱物資源機構「鉱物資源マテリアルフロー 2017.7. レアアース(REE)」  
[http://mrice.jogmec.go.jp/wp-content/uploads/2018/03/material\\_flow2017\\_REE.pdf](http://mrice.jogmec.go.jp/wp-content/uploads/2018/03/material_flow2017_REE.pdf)

いる。しかし、MAは大部分がアルファ崩壊核種のため熱源となることに加え、比較的半減期の長い核種が多い。そのため、放射性廃棄物の減容と有害度低減という重要課題の観点から、高レベル放射性廃液からMAを分離・回収し、再び燃料に添加して燃焼させ、短半減期核種にする「核変換」の研究開発が国内外で進められている。

MAの核変換には高速中性子体系が必要であるので、核変換のための燃料サイクルは、発電用高速炉燃料にMAを低濃度(～5%)で添加してU、Puとともにリサイクルする方法と、MAを高濃度に添加した核変換専用の燃料と炉心を用いたMAリサイクルに大別される。後者の場合、MA発生源となるUを含まず、MAとPuをUの代わりとなる安定な材料(母材)で希釈した燃料を用いる。日本原子力研究開発機構(原子力機構)では、高速炉用MA含有MOX燃料と並行して、MAを高濃度に含有した窒化物燃料と加速器駆動システム(ADS)による核変換専用の燃料サイクルの研究開発を進めている。発電用サイクルと核変換サイクルからなる階層型の概念を図6-3に示す。

核変換用の窒化物燃料は、MAとPuの窒化物を窒化ジルコニウム(ZrN)または窒化チタン(TiN)の母材で希釈したペレット型のセラミックス燃料で、これをフェライト鋼の被覆管に封じたものである。炉心冷却材として、核破碎中性子源を兼ねた液体鉛-ビスマス合金が用いられる。ADSによる未臨界炉心については、コメンタリー既刊<sup>1)</sup>に詳述されているので参考されたい。一度の燃料装荷で全てのMAを核変換することは不可能であるので、再処理により燃え残ったMAとPuを回収する必要があるが、窒化物燃料の場合、水や有機溶媒を用いない乾式再処理が適用可能である。乾式再処理は、溶融塩(LiCl-KCl共晶塩等)中の電解あるいは化学溶解により液体Cd中にTRUを回収する方法であり、有機溶媒劣化等がないため高濃度MAに適応したコンパクトな工程である。

窒化物燃料の利点は、ADS未臨界炉心の特性と併せてMAとPuの組成自由度が大きいこと、高融点かつ高熱伝導率で熱的特性に優れることであり、MAを高濃度に添加するのに適した燃料形態と言える。一方で技術的な課題は、これまでに照射実績が少ないと加え、燃料製造に<sup>15</sup>N同位体を濃縮した特殊な窒素ガスが必要な点である。天然の窒素同位体の大

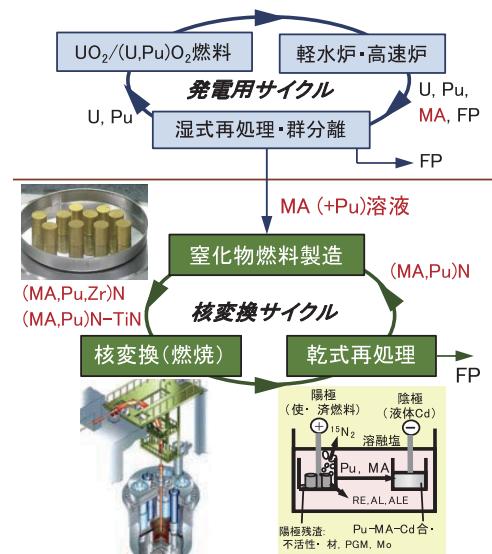


図6-3 階層型のMA分離・核変換の概念

1) 「放射性廃棄物減容化・有害度低減の技術開発—核種分離・転換」、NSA/COMMENTARIES: No. 22、社団法人日本原子力産業会議 原子力システム研究懇話会、平成28年3月。

部分を占める<sup>14</sup>Nは、中性子照射による(n,p)反応で徐々に<sup>14</sup>Cを生じるが、<sup>15</sup>Nは反応断面積が極端に小さく、<sup>14</sup>Cの生成がほとんどない。照射中の窒化物燃料への炭素の生成・蓄積は、窒化物が炭窒化物となりMAのZrN母材への固溶度が低下する恐れがあることに加え、再処理時に<sup>14</sup>Cが環境中に放出されることを前提に考慮すると、全窒素中の<sup>15</sup>N濃度を90%超に濃縮する必要がある<sup>2)</sup>。

## (2) 窒素15同位体濃縮に関する検討状況

実機のADS用窒化物燃料製造を想定すると、<sup>15</sup>N濃縮窒素ガスが年間数百kgからトン規模で必要となる。現状、商業規模での<sup>15</sup>N濃縮は主にジョージアで一酸化窒素(NO)の低温蒸留法により行われているが、需要が研究用途に限られるため、年産規模は全世界でも数十kg程度と言われている。この方法は化学的に活性なNOを大量に扱うために安全性の観点から難があり、実際過去に爆発事故も複数発生していることから、大規模プラントに適した方法と言えない。日本国内では、NITROX法(硝酸とNOの化学交換)による濃縮が小規模で行われているのみである。

大規模プラント化に適した安全な濃縮方法として、窒素ガス(液体窒素)の低温蒸留法の机上検討がガスプラントメーカーの大陽日酸により進められている<sup>3)</sup>。図6-4に概略を示すように、この方法ではまず天然窒素中に約0.7%含まれる<sup>14</sup>N<sup>15</sup>N分子を蒸留塔で濃縮した後、同位体スクランブルという手法により一定の割合で<sup>15</sup>N<sub>2</sub>分子を発生させ、これをさらに蒸留塔で濃縮し製品とする。シミュレーション技術の発達により、製品濃縮度(例えば90、99、99.9%)と蒸留塔数に応じて成分分子の濃度分布計算が可能であり、プラントの所要起動日数等が評価できる。NO蒸留法やNITROX法に比べて窒素低温蒸留法の分離係数は低いものの、安全かつ蒸留塔の多段化・大型化に対応しやすいことから、現状で最も有望な選択肢である。さらに、同様の原理を用いた医療用<sup>18</sup>O(H<sub>2</sub>O)濃縮の商業プラントが日本国内すでに3基稼働しており、年産600kg-H<sub>2</sub>Oの規模に達している<sup>4)</sup>ことからも、<sup>15</sup>N濃縮プラントの技術的見通しは得られていると言って良い。今後は、燃料製造に必要な年産量からプラント規模を想定し、詳細なコスト評価が必要となる。

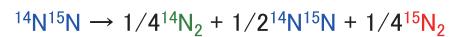
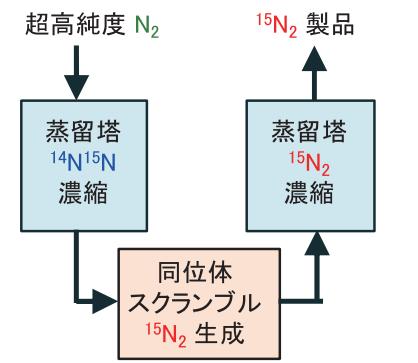


図6-4 窒素低温蒸留法による<sup>15</sup>N濃縮プロセスの概略

<sup>2)</sup> J. Wallenius, S. Pillon, "N-15 Requirement for 2nd Stratum ADS Nitride Fuels", Proc. 2001 ANS Topical Meeting, Reno, USA, Nov. 11-15, 2001.

<sup>3)</sup> 神辺貴史, 木原均, 「窒素の低温蒸留による窒素15安定同位体(<sup>15</sup>N)の分離」, 大陽日酸技報, No. 28 (2009).

<sup>4)</sup> 石井政輝, 木原均, 「PETガン診断薬原料「水-<sup>18</sup>O」製造プラント3号機」, 大陽日酸技報, No. 35 (2016).

### (3) 窒化物燃料製造・ふるまい・乾式再処理に関する研究開発状況

発電用燃料の再処理で分離される MA は硝酸溶液で供給されるので、これを窒化物に転換する工程では、ホットセル内での遠隔操作性や放射性粉塵抑制の観点から、ゾルゲル法経由が望ましい。この方法では、MA 硝酸溶液に親水性樹脂（ポリビニルアルコール）と炭素（窒化の際に必要）の分散液を添加し、アンモニア水中に振動滴下することでゲル状粒子が得られ（外部ゲル化法）、これをさらに不活性雰囲気中で煅焼することで MA 酸化物と炭素の混合粒子が得られる。この混合粒子を窒素気流中 1300°C 程度で加熱することで炭素熱還元という反応が起り、酸化物中の酸素は CO として放出され窒化物が生成する。グラム未満の少量の MA 酸化物を用いた窒化物合成は実証済み<sup>5,6)</sup>であり、不純物酸素・炭素濃度ともに 0.1wt% 未満の高純度な窒化物が得られている。また、MA 窒化物と ZrN との単相固溶体化<sup>7)</sup> 及びペレット焼結についても試験を行い、理論密度の 90% 程度が得られている<sup>8)</sup>。MA の窒化からペレット焼結までの基本的原理の実証は概ね完了し、今後は実プロセスを想定した工学的な要素技術開発と照射試験用燃料製造に向けた取り組みが主要課題である。現在取り組んでいる研究開発項目として、MA を模擬した希土類によるゾルゲル法の諸条件最適化、<sup>15</sup>N 濃縮窒素ガスを経済的に用いるため窒化時に発生する CO を化学吸着剤で除去・精製し循環利用するシステム開発、気孔形成材によるペレット焼結密度・組織制御技術開発、照射試験用短尺燃料ピン製作のためのホットセル内遠隔操作機器の開発等がある。

燃料の性能及び照射時のふるまいの理解には、燃料の諸物性や様々な現象に関する基礎データの蓄積が必須である。これまでに MA 単成分窒化物や MA-Pu-Zr 系窒化物固溶体等の様々な組成の試料を作製し、比熱、熱伝導率、熱膨張率等の熱物性データを取得し、温度・組成依存性を評価してデータベース化を進めてきた<sup>9)</sup>。一例として (Pu, Am) N-ZrN 系固溶体

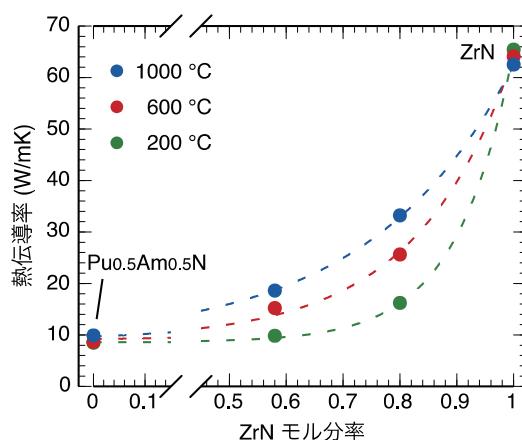


図6-5 (Pu,Am)N-ZrN 系固溶体の熱伝導率の組成依存性(理論密度換算)

<sup>5)</sup> M. Takano, M. Akabori et al., "Lattice thermal expansion of NpN, PuN and AmN" , J. Nucl. Mater. 376, 114–118 (2008).

<sup>6)</sup> M. Takano, H. Hayashi et al., "Thermal expansion and self-irradiation damage in curium nitride lattice" , J. Nucl. Mater. 448, 66–71 (2014).

<sup>7)</sup> M. Takano, "Experimental evaluation of solid solubility of lanthanide and transuranium nitrides into ZrN matrix" , J. Nucl. Mater. 440, 489–494 (2013).

<sup>8)</sup> T. Nishi, M. Takano et al., "Thermal conductivities of Zr-based transuranium nitride solid solutions" , J. Nucl. Sci. Technol. 48, 359–365 (2011).

<sup>9)</sup> T. Nishi, Y. Arai, M. Takano et al., "Property Database of TRU Nitride Fuel" , JAEA-Data/Code 2014-001 (2014).

の熱伝導率の組成依存性<sup>8)</sup>を図6-5に示す。ZrN母材の熱伝導率が非常に高いため、燃料ペレットの熱伝導率向上に寄与しているとともに、電気伝導性が高く金属的な性質を有するため、温度上昇とともに熱伝導率が高くなることが特徴である。一方、軽水炉燃料のふるまい解析で定評のある国産コード FEMAXI-7 用に窒化物燃料を解析可能なモジュールを開発し、取得済みの物性データを反映するとともに窒化物燃料用の現象記述モデルを順次開発して改良を進めている。将来的には照射後試験データをフィードバックして完成度を高める必要があるが、現時点からこのような解析コードを整備して照射試験に備えることが重要である。さらにふるまい解析コードに反映するための基礎データ取得として、希土類で MA を模擬した燃料ペレットの熱機械特性(熱クリープ、弾性率)測定、被覆管候補材との高温両立性試験、<sup>244</sup>Cm を添加した窒化物燃料ペレットによるアルファ線自己照射損傷及び蓄積したヘリウムの高温放出挙動試験等に取り組んでいる。

乾式再処理技術開発に関しては、溶融塩中での AmN 電解と液体 Cd 陰極への回収、さらに蒸留窒化法による Cd-Am 合金の Am 再窒化といった一連のプロセスを小規模試験で実証済みである<sup>10)</sup>。蒸留窒化法とは、高温減圧下で Cd を蒸留により除去しつつ、窒素ガスを加えて TRU 元素を選択的に窒化する方法であり、TRU 窒化物は再び燃料製造に供される。現在は、工学規模での試験を目指した機器構造の改良や再処理プロセス全体の物質収支評価を進めるとともに、電解法の対案として、工程の簡素な化学溶解法(塩化 Cd 等の塩化剤により燃料ペレットを溶融塩に溶解する方法)に関する基礎試験に取り組んでいる。

#### (4) おわりに

ADS と窒化物燃料による MA 核変換サイクルの実現に向けて、これまで少量の MA を用いたホット試験と希土類を用いた模擬試験により、燃料製造、物性・ふるまい、乾式再処理に関する基礎データ取得を着実に積み重ね、基本原理を実証してきた。今後は照射試験を目指した工学的要素の強い研究開発へと順次段階を上げ、諸課題を克服して行く必要がある。そのためにはメーカー・産業界の協力が必須であることはもちろん、次代を担う研究者確保のため大学との連携による人材育成も重要である。

(高野公秀)

### 6.3 窒化物燃料サイクル、その特徴と利用技術

#### (1) はじめに

現在、商業化されている大部分の原子力発電所(軽水炉)では燃料にウラン酸化物( $\text{UO}_2$ )が用いられている。プルトニウムを軽水炉で消費するプルサーマルや、「もんじゅ」などのナト

<sup>10)</sup> H. Hayashi, H. Shibata et al., “Electrolysis of AmN in LiCl-KCl eutectic melts and renitridation of Am recovered in liquid Cd cathode”, Electrochemistry, 77, 673–676 (2009).

リウム冷却高速炉の燃料にも酸化物 ( MOX : Mixed Oxide、  $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$  ) 燃料が用いられている。酸化物燃料以外にも金属、炭化物、窒化物等の燃料の候補がある。今後、性能、安全性、核拡散抵抗性(核兵器への転用防止)の向上を目指して新しい原子炉を開発し、使用済み燃料の再処理・リサイクル・処分等のバックエンド技術との整合性をはかるためには、燃料の選択に注意を払わなければならない。本稿では、将来有望な窒化物燃料とその燃料サイクルについて、他の燃料との比較のもとに解説する。

## (2) 窒化物燃料の特徴ー他の燃料との比較

### 燃料の主な特性の比較

を表6-1に<sup>1)</sup>、熱伝導度の温度依存性を図6-6に示す<sup>2)</sup>。酸化物燃料と炭化物燃料は酸素や炭素の中性子の減速効果が大きいため熱中性子炉

(発生した高速中性子を熱運動レベルまで減速させて次の核分裂に用いる原子炉)の燃料に適している。一方、減速効果が大きい元素を含まない金属燃料と窒化物燃料は高速中性子炉(中性子をあまり減速させずに核分裂を起こす原子炉)、即ち高速炉の燃料に適している。窒化物燃料の特徴を他の燃料と比較して以下に述べる。

**[酸化物燃料]**：表6-1と図6-6に示すように熱伝導度が著しく低いために燃料の中心温度が高くなることが欠点であるが、融点も高いために燃料の溶融に対して十分な裕度があることに特長がある。中性子照射によるスウェーリングが小さいために燃料被覆管の変形が起こりにくいが、硬いために被覆管を傷つけやすい。湿式再処理法が適用できる利点がある。主に軽水炉用の燃料として使われており、高速炉燃料にも応用されているが、重金属密度(重金属：ウラン、プルトニウムなど)と熱伝導度が低いことから、必ずしも高速炉に最適の燃料ではない。

**[炭化物燃料]**：重金属密度と熱伝導度が高いことが特長である。熱伝導度は、フォノン伝導の影響により温度上昇と共に低下するが、電子伝導により高温でも高い値に保たれる<sup>2)</sup>。空気や水、酸素との反応性が高いことが欠点であり、微粉末には爆発性がある。反応後には安定

表 6-1 原子炉の燃料の特性<sup>1)</sup>

	酸化物 ( $\text{U}_{0.8}\text{Pu}_{0.2}\text{O}_2$ )	金属 U-19Pu-10Zr	炭化物 ( $\text{U}_{0.8}\text{Pu}_{0.2}\text{C}$ )	窒化物 ( $\text{U}_{0.8}\text{Pu}_{0.2}\text{N}$ )
重金属密度(kg/m <sup>3</sup> )	9.75	14.08	12.93	13.52
融点(℃)	2790	1080	2480	2780
熱伝導度(W/mK)	2.23 (1500℃)	26.3 (600℃)	21.6 (1500℃)	20 (1500℃)
スウェーリング (% $\Delta VV(10\text{GWD/t})$ )	0.5~2.1	17~30	1.3~2.0	1.8

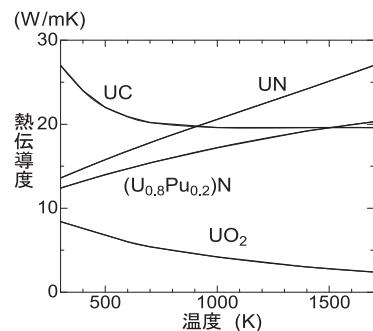


図6-6 各種燃料の熱伝導度の温度依存性

<sup>1)</sup> 原子力ハンドブック、原子力ハンドブック編纂委員会編、P.501、表 5-1-7、(2007).

<sup>2)</sup> 日本国原子力学会誌、Vol.16、No.1 (1974)、pp.5-29.

な酸化物になる。中性子減速効果が大きい炭素を含んでいるため、熱中性子炉の燃料に適しており、高温ガス炉に用いられた例がある。

**〔金属燃料〕**：高速中性子炉の開発の初期には金属燃料が用いられた。その理由は、重金属密度が高いために高速中性子スペクトルを得やすく、しかも高い増殖比が得られること、さらに燃料製造も容易であることがある。融点が低いために燃料の温度を低く抑えなければならないが、熱伝導度が高いために高速中性子炉特有の高出力密度の炉心でも冷却が容易であり、燃料と被覆管の間隙を満たすボンド材に金属を用いれば燃料温度を低く抑えられる。

金属燃料は柔らかいために被覆管に接触しても内面を傷つけることはない。熱膨張係数が大きいために燃料温度が上昇すると径方向と軸方向に大きく膨張する。軸方向の膨張により重金属密度が低下し、負の反応度が印加されることは、固有の安全性上有利である。径方向の膨張と中性子照射による大きなスウェリングのために、初期燃料では燃料ペレットと燃料被覆管の隙間を十分に大きくとらなければならなかった。

一次系冷却材に金属ナトリウムを用いる場合には、燃料被覆管内にも熱伝導度の高い金属ナトリウムをボンド材として充填することにより大きな隙間による温度上昇の問題は解決できる。金属ナトリウムは金属燃料とオーステナイト系ステンレス鋼製被覆管のいずれとも共存性が良好である。一方、一次系冷却材に鉛系重金属を用いる場合には、ボンド材に一次系冷却材と異なる金属ナトリウムを用いることができず、またボンド材に鉛系重金属を用いると金属燃料と共に晶合金を形成するという問題がある。そのため、金属燃料はナトリウム冷却高速炉用の燃料として最適であるが、鉛あるいは鉛ビスマス冷却炉の燃料には不適当である。

**〔窒化物燃料〕<sup>3)</sup>**：重金属密度が高いために高速中性子スペクトルを得やすく、しかも高い増殖比が得られる。融点は酸化物燃料と同程度に高く、熱伝導度は金属燃料と同程度で酸化物燃料よりもはるかに高い。表6-2（次頁参照）に示す窒化物生成自由エネルギーが低い窒化物を窒化ウラン UN に添加すれば安定化させることができ、融点はさらに高まる。窒化物燃料は、熱伝導度が高いため高速炉特有の高出力密度の炉心でも冷却が容易である。熱伝導度は、低温ではフォノン伝導が抑えられるために低く、温度上昇と共に電子伝導の寄与が増大するために単調に増加する。窒化トリウム ThN の添加により熱伝導度をさらに高めることができる。ボンド材に金属ナトリウムや鉛系重金属を用いることができず、ヘリウムを充填する。融点が高いため燃料最高温度を融点以下に抑えられる。以上の理由により、窒化物燃料は鉛あるいは鉛ビスマス冷却高速炉用燃料として最適である。

窒化物燃料は空気や水、酸素との反応性が高いことが欠点であり、微粉末には爆発性がある。反応後には安定な酸化物になる。表6-2の窒化プルトニウム PuN 以外の窒化物は、添加によりいずれも酸化の抑制に効果があり、窒化ジルコニウム ZrN、窒化ハフニウム HfN の添

<sup>3)</sup> B. Ebbinghaus, et al., Global 2003, Paper No.1704 ( 2003 ).

表6-2 窒化物の融点、熱伝導度、生成エネルギーおよび反応エネルギー<sup>3)</sup>

単位	融点 (°C)	熱伝導度 (W/mK)	生成エネルギー $\Delta H^0$ (kJ/mol)	温度 (°C)		反応エネルギー $\Delta G^0$ (kJ/mol)	
				酸化開始	発火	Zr	Nb
温度		750°C	20°C	—	—	1000°C	1000°C
UN	2630	23	-291	100	~300	-56	47
PuN	2770	—	-299	<25	~290	-55	48
TiN	2945	27	-338	580	>680	-30	74
ZrN	2960	24	-365	600	>740	0	103
HfN	3387	16	-374	650	>810	12	116
ThN	2827	46	-391	360	520	19	122

加が特に有効である。窒化物燃料は高温で熱分解することも考慮しておかなければならない。被覆管材料との共存性については、ニオブ Nb は窒化物と反応しないが、ジルコニウム Zr は UN、PuN と共に晶合金を形成するため、HfN あるいは ThN を添加してこれを抑制する必要がある。オーステナイト系ステンレス鋼の被覆管は、その中に含まれるニッケル Ni が UN と反応して UNi<sub>5</sub> と U<sub>3</sub>N<sub>4</sub> を形成するので注意を要する。フェライト・マルテンサイト鋼を被覆管に用いれば、Ni を含まないので鉛系重金属冷却材と共存性に優れているだけでなく、窒化ウランの Ni との反応の問題は回避できる。

使用済み燃料の処分方法として直接処分を選択する場合には使用済み燃料が化学的に安定でなければならないので、水との反応と酸化抑制のために窒化物の添加が必要である。一方、湿式再処理法を選択する場合には、水に溶解しにくい ZrN と HfN の添加は好ましくない。

天然の窒素は 99.63% の <sup>14</sup>N と 0.37% の <sup>15</sup>N からなっている。<sup>14</sup>N は中性子との <sup>14</sup>N (n, p) <sup>14</sup>C 反応により放射性核種 <sup>14</sup>C ( $\beta$ 崩壊、156keV、半減期 5730 年) を生成する。その反応断面積は高速中性子領域 (10keV ~ 10MeV) で  $1 \times 10^{-3} \sim 3 \times 10^{-1} b$  という高い値にある。この放射性核種の生成を避けるために <sup>14</sup>N を除去して <sup>15</sup>N を 99% 以上まで濃縮した窒素を用いる。但し、後述するように固有の安全性は <sup>15</sup>N 濃縮窒素より天然窒素の燃料のほうが高い。

### (3) 高速炉における窒化物燃料の利点<sup>4)</sup>

軽水炉用燃料の開発で実用化段階に達した酸化物燃料は、Na 冷却高速炉で用いるのが一般的であり、ELFR、ALFRED (以上、欧州)、SVBR (ロシア) などの鉛あるいは鉛ビスマス冷却炉でも酸化物燃料が用られている。しかし、JLFR、LSPR、PBWFR (以上、日本)、

<sup>4)</sup> 高橋実、日本原子力学会誌、Vol.60, No.6 (2018), pp.351-356.

SSTAR(米国)、BREST-OD-300(ロシア)などの鉛あるいは鉛ビスマス冷却炉では、重金属密度が高く、増殖比も高められる窒化物燃料を採用している。窒化物燃料は乾式再処理に適しているため、BREST-OD-300では図6-7のようにオンサイト核燃料サイクルにより固有の安全性と核拡散抵抗性を最大限に高める革新的概念を採用している。

鉛冷却高速炉の特性に対する金属燃料、 $^{15}\text{N}$ 濃縮窒化物燃料、天然窒素の窒化物燃料の影響を比較したところ<sup>5)</sup>、 $^{15}\text{N}$ 濃縮窒化物燃料のほうが天然窒素窒化物燃料より燃料格子のp/d比(p:隣接燃料棒との燃料棒中心間の間隔、d:燃料棒直径)を小さくする必要がある。炉心体系を固定すると、中性子スペクトルが固い金属燃料と $^{15}\text{N}$ 濃縮窒化物燃料の炉心の増殖比が高く、核変換能力も高まるが、負のドップラー反応度係数の寄与が小さくなる。一方、天然窒化物燃料は、負のドップラー反応度係数が大きいので安全性が高い。

正の冷却材ボイド反応度は、 $^{15}\text{N}$ 濃縮窒化物燃料で最大、天然窒素窒化物燃料で最小、金属燃料でその中間になる。天然窒素窒化物燃料に含まれる $^{14}\text{N}$ ではおよそ 0.15MeV以上の高エネルギー中性子領域で中性子吸収断面積が急増するため、ボイド発生による中性子スペクトルの高エネルギー側へのシフトが反応度を下げる効果がある。したがって、天然窒素窒化物燃料は冷却材ボイド反応度が低いため安全性が高い。一方、 $^{15}\text{N}$ 濃縮窒化物燃料は、金属燃料に比べて炉心を長寿命化でき、最終燃焼度を高める利点がある。天然窒素の窒化物燃料と $^{15}\text{N}$ 濃縮窒化物燃料のどちらを選ぶかは設計判断によるが、通常は放射性核種 $^{14}\text{C}$ を生成しない $^{15}\text{N}$ 濃縮窒化物燃料が採用される。

#### (4) 窒化物燃料の製造方法<sup>6)</sup>と $^{15}\text{N}$ 濃縮法<sup>7)</sup>

冷間圧縮と焼結による標準的な窒化物燃料の製造方法について述べる。その工程を図6-8に示す。ウラン、プルトニウム、マイナーアクチニドおよびジルコニウムの酸化物の

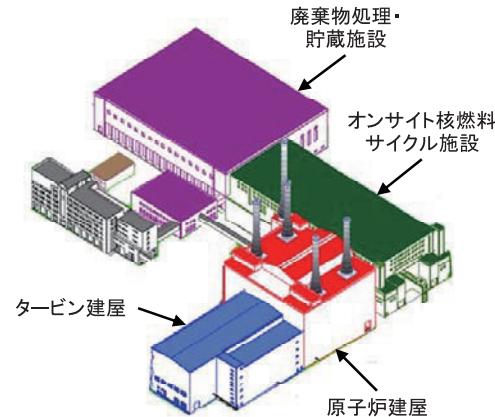


図6-7 ロシアの鉛冷却高速炉 BREST-OD-300 の  
オンサイト核燃料サイクル施設

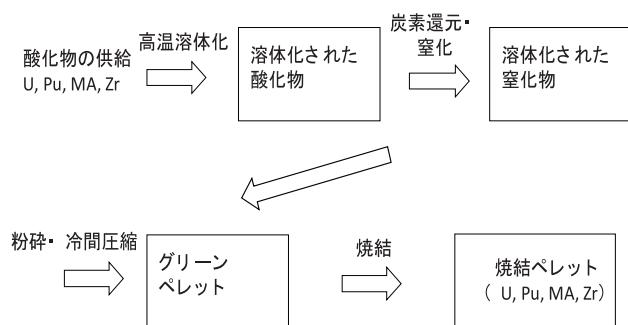


図6-8 標準的な窒化物燃料の製造工程<sup>6)</sup>

5) S. G. Hong, et al., Global 2003, Paper No.0905 ( 2003 ).

6) S. L. Voit, et al., Global 2005, Paper No.489 ( 2005 ).

7) 森正巳、「原子力・量子・核融合事典第III分冊」丸善出版,(2014), pp.20-21.

粉末を高温で溶体化する。このときマイナーアクチニドが蒸発によって失われないように最適温度を選ぶ。溶体化した酸化物に黒鉛粉末を添加し、高温の窒素雰囲気で還元と窒化を行う。



一例として、黒鉛の添加量  $1 < \text{C}:\text{O} < 1.5$  として酸化物をすべて還元し、窒素雰囲気に水素 6%を混合することにより余剰の炭素は還元する。この窒化物の粉末に潤滑剤 (Zrステアリン酸 0.2wt.% )とバインダー (ポリエチレン・グリコール 0.2wt.% )の粉末を混ぜてボールミルで粉碎して微細粉末にし、 $1650^{\circ}\text{C}$ 、240MPa で 12 時間、圧縮しながら焼結する<sup>6)</sup>。 $^{15}\text{N}$ 濃縮窒化物を作る場合は、上記の反応用窒素ガスに $^{15}\text{N}$ 濃縮ガスを用いる。後述するように $^{15}\text{N}$ 濃縮窒素は乾式再処理で回収して燃料製造に再利用される。

$^{15}\text{N}$ 濃縮法には化学交換法が最適である。化学交換法にもいくつかの種類があるが、大別すると  $\text{N}_2$  や NO の蒸留法と  $\text{HNO}_3$  と NO の化学交換法 (NITROX)<sup>7)</sup> がある。

### (5) 窒化物燃料の乾式再処理法<sup>8,9,10)</sup>

使用済み燃料の再処理はウランとプルトニウムの回収と核分裂生成物の分離除去を目的としている。軽水炉の使用済み燃料の再処理には性能に優れた湿式法 (PUREX 法) が適している。しかし、今後のプルサーマル燃料や高速炉燃料、核変換用燃料などの再処理では、ウランとプルトニウムに加え、長寿命核種であるマイナーアクチニド (MA: Np, Am, Cm) の回収も必要である。核分裂生成物の量が多いため、放射能量と発熱量が高いという技術的課題があり、高い核拡散抵抗性も要求される。これらの要求に対応できる再処理技術として溶融塩電解精錬法による乾式再処理法がある<sup>8)</sup>。

乾式再処理は金属、酸化物、窒化物燃料のいずれの燃料にも適用できる。溶融塩が作業媒体であるため、高温で安定であり、放射線による劣化がなく、高放射線、高発熱燃料の処理が可能であることに利点がある。減速効果のある水素を含まないため臨界制限が緩和され、コンパクトな処理装置となる。また除染係数が小さいためアクセスが困難であり、U, Pu, MA の混合物が得られることから、核拡散抵抗性が高い。湿式法と異なり $^{15}\text{N}$ の回収も可能である。以上の理由から $^{15}\text{N}$ を濃縮した窒化物燃料の再処理には乾式再処理が不可欠である<sup>8)</sup>。

8) 飯塚政利、セミナー「代替高速炉と燃料・再処理代替技術、4. 溶融塩乾式再処理」、東京工業大学、2017年3月。

9) 荒井康夫「窒化物燃料の乾式再処理技術開発の現状について」JAERI-Conf 2005-008 (2005).

10) 高野公秀、セミナー「代替高速炉と燃料・再処理代替技術 2. 窒化物燃料」、東京工業大学、2017年3月。

図6-9に乾式再処理の原理図を示す。温度およそ500°Cの共融組成塩浴LiCl-KCl内で、電気化学的に核分裂生成物を分離し、アクチノイドを陰極に回収する。陽極はステンレス製のバスケット、陰極は鉄製の固体陰極と液体カドミウムの液体陰極からなっている。被覆管を取り除いた窒化物燃料(MeN)を陽極のステンレス鋼製バスケット内の溶融塩に浸す。陽極と陰極の間に電圧を加えると、<sup>15</sup>N濃縮窒素はN<sub>2</sub>ガスとして回収される。

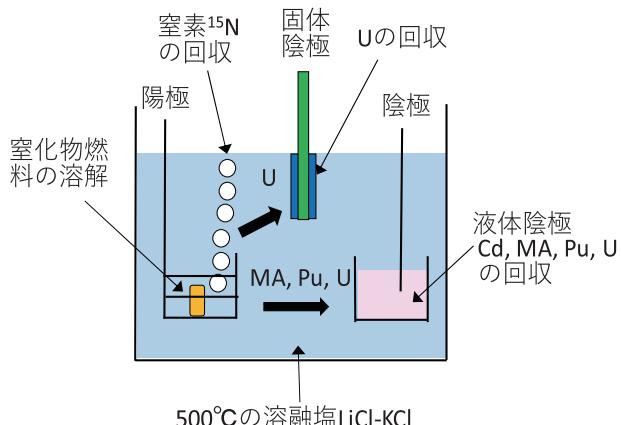


図6-9 窒化物燃料の乾式再処理の原理<sup>8,10)</sup>



使用済み窒化物燃料の成分のうちで塩化物生成傾向の高い元素から順に溶解するため、ウラン、プルトニウム、マイナーアクチニドは溶融塩に溶解して陰極に回収される。

ウランは塩化物生成傾向が低いため、鉄の固体陰極で優先的に還元されて回収される。液体カドミウムの陰極では、活量が大幅に低下し化学的に安定化して還元されやすくなるため、残りのウランとプルトニウム、マイナーアクチニドが回収される。核変換用使用済み燃料はウランを含まないので固体陰極による回収はない。

白金族元素の核分裂生成物は鉄製の陽極や装置材料より塩化物になりにくいため、溶解せずに陽極内に残留して分離される。活性なアルカリ金属、アルカリ土類金属の核分裂生成物はアクチニド元素と置換して塩化物となり、塩浴中に蓄積する。希土類の核分裂生成物はその一部が液体カドミウム陰極に析出するが、大部分は塩浴中に蓄積する。ジルコニアは陽極中のウランが少なくなるにつれて溶解する。

回収した<sup>15</sup>N濃縮窒素雰囲気中で陰極の液体カドミウムを蒸留することによりカドミウムを除いたウランとプルトニウムおよびマイナーアクチニドが<sup>15</sup>N濃縮窒素で再窒化される。

## (6) おわりに

エネルギー安全保障上、高速炉の開発と実用化、および原子力発電所から排出される使用済み燃料の核変換技術の確立は着実に進めなければならない。これらの技術において鉛系重金属を冷却材とする高速炉とその窒化物燃料サイクルが重要である。本稿では窒化物燃料についての理解が広まることを期待してその概要を解説した。 (高橋 実)

## 6.4 エネルギー選択、過去、現在、未来

### (1) エネルギー技術と社会の進化

本コメントリー4章で述べているように、人間社会が様々な発明やアイデアを選択することによって技術が進化し、社会も進化してきた。複数の進化系が相互に影響を与え、変化することを共進化と言うが、社会とエネルギー技術は共進化を示す典型的例であろう。

石炭は古来熱源として使われてきたが、不純物が多く、鉄の製錬には木炭が使われていた。近世になると大砲の需要が増し、大量の鉄が必要になる一方、木材資源が枯渇し、木炭に代わって石炭を乾留したコークスが製鉄に使われるようになった。その結果増大する石炭の需要を満たすため深い炭鉱が開発され、その坑内の水を組み上げるため、蒸気機関が発明された。蒸気機関は工場の動力源になり、鉄道・蒸気船に応用され、大量生産を生み、人間の移動、物流が進展した。この時代の社会の変化を産業革命と呼ぶ。短く言えば、社会の発展が石炭の需要を生み、石炭の利用が社会の産業革命を生んだ。その結果大量生産技術は社会体制と摩擦を起こし、機械打ちこわし運動も起こった。石炭技術は産業革命をもたらし、歴史時代としての近代を作った。一方材料の面では、石炭を乾留する過程で発生するコールタールは有害であり厄介な廃棄物であった。環境問題に直面した社会は技術の進歩を促し、石炭化学が生まれ、コールタールは医薬品や染料の貴重な原料に変わった。

エネルギー利用により進化する社会は更に効率的なエネルギー源を求め、石油の利用がはじまる。歴史的にはギリシャの火と呼ばれる石油を使った軍事技術があったが、近代以降高度化する社会の照明用に使うランプ油を大量に得るために、新たな石油採掘法が開発された。石油を蒸留しランプ油を得ると危険な廃棄物、石油ガス、ガソリンが発生した。しかし危険なガソリンを燃料とする自動車が発明され、石油ガスから有機材料を合成する技術が生まれ、廃棄物は貴重な資源に転化した。危険な物質を安全に使う技術の進歩、安全規制の構築などの進展もあった。更に二次エネルギーとしての電力技術が進歩した。

石炭、石油で見られた廃棄物を利用する技術の進化は原子力にも当てはまる。20世紀中ごろから利用が始まる原子力は、はじめは天然ウランを燃料とするガス冷却炉が開発されたが、これを第1ステップとすると、第2ステップは低濃縮ウランを燃料とする軽水炉である。経済性に優れて世界に広まったが、燃料は天然ウラン中に僅か0.72%存在するウラン同位体<sup>235</sup>Uであった。有効利用できるウランは採掘した天然ウランの1%程度と燃料利用効率が極めて悪いシステムである。天然ウランから濃縮ウランを抽出した残りは劣化ウランとなり長期間貯蔵される。次に第3ステップとして、使用済燃料を再処理し、回収プルトニウムを燃料とするプルサーマル技術が開発された。資源利用効率は約20%改良される。この技術の特徴は資源利用効率の改善もあるが、プルトニウムをリサイクルすることで、高レベル放射性廃棄物の発熱量が減少し、処分場が小さくなること、及び放射能が天然ウラン鉱石並みに低下する放射能減衰時間が、再処理をしない場合の10万年から、1万年程度に劇的に下がることである。また高レベル放

射性廃棄物ガラス固化体は使用済燃料そのままよりも、はるかに化学的に長期間安定である。

将来のエネルギー・システムとして、核分裂で発生する中性子を減速しないで、高速中性子のまま利用する高速炉原子力システムが研究されている。高速炉では軽水炉時代に残された廃棄物の劣化ウランが貴重な資源となり、人類生存のためのエネルギー源となる。今後100年、約500～700万トンのウラン資源を採掘すれば、軽水炉であれば、その大部分が劣化ウランや使用済燃料として残り、これを廃棄物として貯蔵してゆかなければならない。高速炉ではこれが資源となる。エネルギー技術の歴史を振り返れば、廃棄物としていた部分を有効に利用する技術が生まれて、技術が進化してきた。原子力においても、究極的にはウラン資源を100%利用し尽くし、発生する核分裂生成物のみを地下深く埋設し社会から隔離する技術に向かって、進化が続く。更に核分裂生成物中の有用元素の回収、長半減期核種の核変換による安定化など、より人類社会に適合した技術の開発が続く。

高速炉システムが人類の主たるエネルギー源になるには、技術の進展が第一であるが、原子力・プルトニウムを兵器として使わない、より進化した確固たる社会が望ましい。第二次世界大戦後に生まれた国連や、NPT（核兵器不拡散条約）軍縮諸条約、国際原子力機関による査察制度など、社会が原子力を取り込むために、社会制度も変化している。原子力はエネルギー密度が高いため、効率の良いエネルギー源となるが、兵器となり国際平和を脅かす危険性もある。核兵器の拡散を防ぐ条約NPTは一部の国の核兵器独占を認める不平等条約であり、NPT至上主義を取るべきではないとはいって、NPTは現状において国際秩序を維持する現実的役割を担っている。原・水爆が開発された冷戦下では、核兵器による恐怖の抑止状態があつたが、第二次世界大戦以降、原爆は使用されずに70年以上経過した。北朝鮮のように核兵器を開発し、政治的目的を達成しようとする国もあるが、人間の様々な努力によって核兵器の使用を防いでいる。原子力の平和利用の分野でも原子力の開発と原子力の国際管理は車の両輪である。今後プルトニウム利用が広まるとなれば、各国のプルトニウム利用は国際管理の下で行われるべきであり、このような面で非核兵器保有国の代表たる日本のリーダーシップが期待される。

## （2）環境の激変

21世紀に至り、原子力とエネルギー技術に関し社会環境が激変している。2011年福島第一原発事故があり、以来日本では脱原発が主要な世論となった。一方米国ではシェールガス・オイルが開発され、世界中で再生可能エネルギーが躍進しており、2015年には温室効果ガスの劇的な削減を目指すパリ協定が採択された。産業革命以来の石炭・化石燃料利用を根本から見直す歴史的出来事となった。パリ協定は21世紀末の地球温暖化を2°C以下、望ましくは1.5°C以下まで抑えることを目標としており、その為に二酸化炭素(CO<sub>2</sub>)など温室効果ガスの劇的な排出削減を行うとしている。

パリ協定に沿って日本も CO<sub>2</sub> の排出削減目標を打ち出している。2016 年の日本の電源構成は、再エネ 6.9%、水力 7.6%、原子力 1.7%、火力（石炭、天然ガス、その他石油）は合わせて 83.8% であった。CO<sub>2</sub> 排出削減をめざす日本の 2030 年電源構成の目標は再生可能エネルギー 22 ~ 24%、原子力 20 ~ 22%、その他火力 56% としている<sup>1)</sup>。2030 年の火力発電は 2016 年に比べ約 28% 低下することになる。次の課題 2050 年 CO<sub>2</sub> 排出削減 80%（2013 年比）を達成するため、2030 年から 2050 年までの 20 年間に、再生可能エネルギーと原子力の寄与を倍増させる必要がある。

再生可能エネルギーについては風力の洋上発電など、今後の拡大が期待されるが、CO<sub>2</sub> 削減 80% を再生可能エネルギーだけで達成することはもちろん困難であろう。再生可能エネルギーにも弱点やリスクがある。例えば再生可能エネルギーは出力変動が激しく、大きな蓄電施設やバックアップ電源を用意しておかなければならない。蓄電装置のコストは発電施設よりも高くなる。温暖化が進むと気候変動が激しくなり、スーパー台風の発生も予想されるが、再生可能エネルギーは自然災害に対し脆弱である。再生可能エネルギーは自然空間から植物や鳥を排除する人間による自然の独占でもある。拡大し過ぎるとその弊害が環境破壊となって表れる可能性もある。発電施設を砂漠に設置すればよいが、日本には大きな砂漠がない。アジア大陸の砂漠地帯で発電し日本に送電する壮大な構想もあるかもしれないが、朝鮮半島を通る送電線などはあまりに政治的リスクが大きすぎる。太陽電池は海外製品が安くなっているが、太陽光発電装置を外国に頼るとすれば、日本は永久に太陽光発電装置を輸入し続けることになる。化石燃料の場合と同じく、国富が流逝し、海外依存のエネルギーとなる。

### （3）原子力・核燃料サイクル利用の視点

#### ①国民が選ぶエネルギー

将来世代のエネルギーを確保するエネルギー安全保障と脱炭素社会を考えると、エネルギー源について選択肢は限られてくる。主要なエネルギーは再生可能エネルギーと、原子力だけと言っても良い。国民合意が出来れば、原子力が約 40% の電源構成を確保することは可能であろう。現状で世論調査をすれば、半数以上が脱原発に賛成であろうが、時代は変わりつつある。CO<sub>2</sub> 排出削減を真剣に考える時代となった。日本が目標を達成するためには、先ず国民各人が CO<sub>2</sub> 排出削減に取り組む覚悟を持つ事が第一であろう。

自由な時代にあってどんなエネルギー源を選ぶかは各人の選択によるところが大きい。CO<sub>2</sub> 排出を削減する動機として、個人の環境保全の倫理観も重要である。自分が使用したエネルギーによって温暖化が進むことは個人の倫理観に係つてくる。先ず、個々人が各種エネルギー源の価格と発生する CO<sub>2</sub> 量を知って、その中から消費者が選べる仕組みを導入すべきであろう。毎月の電気・ガス使用量、自動車のガソリン使用量には発生した CO<sub>2</sub> 量を表示したい。新聞・テレビにもその紙面、番組の制作のため、どれだけ CO<sub>2</sub> が発生しているか等も自主的

に公表することを期待したい。 経済的にゆとりのある人々には、 高価であっても再生可能エネルギーを購入してもらいたいし、 原発再稼働によって安価な非化石エネルギーが得られれば、 誰でも原子力電気を購入して CO<sub>2</sub> 排出削減に寄与出来る。 再稼働原発による電力を購入したいという希望者がどれだけあるか知ることは、 通常の世論調査よりも、 一步踏み込んだ国民の心の選択を示すものとなる。 また原子力発電所で進められている安全対策などが殆ど国民に知らされていない。 国民に安全対策を知らせることも必要なコストとして認め、 新聞・テレビ広告などを活用して、 国民に安全対策の状況を知らせるべきではないだろうか。

## ②国の役割

CO<sub>2</sub> 排出削減のため、 国民がエネルギー源を選ぶとしても、 選べる環境を作るのは国家の役割である。 今、 現世代が将来の世代のために行うべきことは、 将来世代が原子力をエネルギー源として使えるように、 原子力技術を維持しておくことである。 このためには原子力発電所の建設、 核燃料サイクルの整備が欠かせない。「可能な限り原発依存度を低減させる」という現政府の政策の下では原子力発電所を新たに建設する事は困難であろう。 すでに時代は変わっている。「可能な限り原発依存度を低減させる」政策は見直すべき時代に来ている。 再生可能エネルギーの場合は政策的な固定価格買い取り制度（FIT）を導入した。 温室効果ガス削減を最重要課題とし、 2050 年 80%CO<sub>2</sub> 排出削減を実現しようとするならば、 再生可能エネルギーをバックアップする原子力等の非化石燃料電源にも、 発電所建設を可能とする安定した電力価格制度を導入すべきである。

## ③原子力の安全と人材育成

原子力は人間の知力が作り出したエネルギーである。 その安全を確保するのは高度な技術を持った人間であり、 人材確保こそリスクのある原子力を安全に使うための根本基盤である。 原子力に対する社会的な逆風の中で、 大学も企業も厳しい環境におかれている。 人材育成にあたっては、 現代社会に適応するにはこれからの原子力がどんな要件を満たすべきかを明確にした上で、 新しい原子炉の開発にチャレンジする仕組みを導入するなど、 将来に夢を持てる開発プログラムの推進が望まれる。 稼働する原子力発電所が少ない電力会社、 原子炉製造企業においては人材確保が特に重要な課題であろう。 人材を有効に活用するため、 原子力に関わる各セクターの組織間協力、 あるいは統合など、 新たな試みも必要である。 新たな開発にチャレンジする日本の原子力技術が世界をリードし、 地球の温暖化防止に役立つことを期待したい。

（藤井靖彦、 鳥井弘之、 山脇道夫）

---

<sup>1)</sup> [http://www.enecho.meti.go.jp/category/others/basic\\_plan/pdf/140411.pdf](http://www.enecho.meti.go.jp/category/others/basic_plan/pdf/140411.pdf)

## — NSA COMMENTARIES —

原子力システム研究懇話会 編著

No.1 「原子力と環境」(1750円) [品切れ]	平成5年6月23日発行
No.2 「原子力と先端技術〔I〕」(1750円) ①材料関連 ②バイオ関連	平成6年6月20日発行
No.3 「原子力と先端技術〔II〕」(1950円) ①原子力への先端的計算機技術の応用 ②核融合技術開発の最前線	平成7年6月21日発行
No.4 「原子力と先端技術〔III〕」(1950円) [残部僅少] ①放射線利用による新材料開発 ②レーザー応用	平成8年6月18日発行
No.5 「原子力と先端技術〔IV〕」(1950円) ○原子力におけるロボット技術の動向	平成9年6月18日発行
No.6 「原子力と先端技術〔V〕」(2160円) ○加速器の現状と将来	平成10年6月29日発行
No.7 「中性子科学」(2160円)	平成11年6月29日発行
No.8 「放射線利用における最近の進歩」(2160円)	平成12年6月27日発行
No.9 「原子力利用の経済規模」(2160円)	平成13年6月26日発行
No.10 「原子力による水素エネルギー」(2160円)	平成14年6月18日発行
No.11 「放射線と先端医療技術」(2160円)	平成15年6月23日発行
No.12 「原子力とそのリスク」(2160円)	平成16年6月21日発行
No.13 「原子力施設からの放射性廃棄物の管理」(2160円)	平成17年6月21日発行
No.14 「軽水炉技術の改良と高度化」(2160円)	平成18年6月20日発行
No.15 「原子力による運輸用エネルギー」(2160円)	平成19年6月19日発行
No.16 「原子力と地球環境」(2160円)	平成20年6月17日発行
No.17 「原子力国際人材育成の必要性と戦略」(1080円)	平成21年12月1日発行
No.18 「原子力開発の光と陰を見つめて」(2160円)	平成22年6月15日発行
No.19 「対談集：原子力の利用」(2160円)	平成23年9月30日発行
No.20 「核燃料サイクルと高速炉開発」(2160円)	平成25年3月29日発行

No.21 「福島第一原子力発電所事故と原子力のリスク」(2160円) 平成26年6月17日発行

No.22 「放射性廃棄物低減化・有害度低減の技術開発」(2160円) 平成28年3月30日発行

No.23 「2050年におけるわが国エネルギー・ミックスへの原子力の寄与」平成30年3月20日発行  
(1080円)

No.24 「我が国将来世代のエネルギーを担う核燃料サイクル」 平成31年3月8日発行  
(1512円)

別冊シリーズ

No.1 「原子力のリスクと安全の確保」内藤奎爾著 (1500円) [品切れ] 平成18年12月19日発行

No.2 「カーボン ネガティブ エネルギー システム」(1080円) 平成27年6月16日発行

# 我が国将来世代のエネルギーを担う核燃料サイクル －NSA/COMMENTARIES : No.24－

---

平成 31 年 3 月 8 日発行

編集・発行 (一社) 日本原子力産業協会

原子力システム研究懇話会

〒105 - 0001 東京都港区虎ノ門 1-7-6 升本ビル 4 階

電話 : (03) 3506-9071

URL : <http://www.syskon.jp>

E-mail:syskon@syskon.jp

印刷 有限会社 トック 東京都港区虎ノ門 1-11-10

ISBN978-4-88911-311-2

---