

核燃料サイクルと高速炉開発

社団法人 日本原子力産業協会
原子力システム研究懇話会

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

刊行のことば

原子力システム研究懇話会（Nuclear Systems Association, NSA）は、1990年に（社）日本原子力産業会議（当時）中に設立され、現在は（社）日本原子力産業協会（2006年4月より）のもとに活動している。その活動の一つとして1993年より毎年「NSAコメンタリー」を刊行している。

本年度は、東京電力福島第一原子力発電所事故以来、特に高レベル放射性廃棄物の処理・処分が、関心を集めており、それに深いかわりを持っている、高速中性子炉「もんじゅ」や核燃料の再処理プロセスにかかわる、所謂“核燃料サイクル”に焦点を絞ることにした。高レベル放射性廃棄物の最終処分については、高レベル廃棄物をそのまま長期に亘り、管理処理するか、またはガラス固化して、キャスクに収納し地中深く永久に埋設するかのどちらかの方法で、国際的に一応の結論に達していた。

しかし、2011年3月11日の東日本大震災の東京電力福島第一原子力発電所事故以来、大きな地震の頻発する日本においては、安全性に不安があり、技術的な面で、より安全でより確実な方向で原子力開発を進めるべきだとの考えが強調されるようになった。本書により核燃料サイクルについての、理解を深め、将来の方向について、示唆が得られることを期待している。

企画にあたり、中心的役割を果たされた山脇道夫委員、柳澤務委員に謝意を表し、各章の執筆を載いた著者の各位に深甚なる謝意を表したい。

また、若くして逝かれた故石井保委員も本書の出版に多大な貢献をされたことをつけ加えたい。

平成 25 年 3 月

原子力システム研究懇話会
運営委員長 田畑 米穂

まえがき

2011年3月11日に勃発した東京電力福島第一原子力発電所事故（東電福島事故）に対する反省の上に立って、今後の原子力研究開発の在り方について、意義のある提言を行いたいと願って、本コメンタリーは構想された。その作業を進めるに当たって、真に社会のためになる研究開発の在り方を初心に帰って真摯に問うことから始めた結果、原子力安全技術の格段の強化・改善がもっとも重要であること、その中でも、過酷事故、アクシデントマネジメント、防災に関する技術の確立が特に重要であることが認識された。さらに、使用済み燃料の取扱いも極めて重要な課題であり、再利用するか否か、さらに廃棄物を直接処分するのか、処理処分するのか、が重要な判断の分かれ目になることが痛感された。

本コメンタリーでは、使用済み燃料に関する問題、すなわち「核燃料サイクルと高速炉」の問題を主に扱うが、放射性廃棄物については、何千年以上もの長期間にわたって安全に隔離・保持できるだろうかという、国民の疑念に真摯に答える説明責任を負わねばならない。最近、高レベル放射性廃棄物をガラス固化体として地中埋設するという従来の国の方針について再検討を加えるべきという声が日本学術会議等で上がっているが、これも国民への説明責任を果たすための提言であると考えられる。再検討も含め、放射性廃棄物の処理処分方法について真摯に検討するとともに、放射性廃棄物の消滅・短寿命化・減容をめざす研究の強化を提言したい。消滅・短寿命化・減容のための方策としては、従来からある高速炉で照射する方法と、新規に熔融塩炉、加速器駆動未臨界炉等の先進照射システムを開発して照射する方法が考えられ、国策として従来以上に開発研究に努力を注ぐことが望まれる。

本コメンタリーでは、核燃料サイクル全体を俯瞰し、今後の使用済み燃料の取り扱いと、従来もっとも開発実績の高かった先進炉である高速炉に重点を置きつつ、それらの研究開発の進め方を論じる。本コメンタリーが訴えたい対象者は、主に行政機関、事業者、研究教育機関、メディアであり、また国民一般にも広く訴えていきたい。本コメンタリーの提言を要約して示せば、次のようになる：

1) 高レベル放射性廃棄物の消滅・短寿命化・減容に向けたアクチニド並びに核分裂生成物（FP）の基礎科学および基盤技術に関する研究開発の推進

使用済み燃料に含まれる多種多様な物質の取り扱いに関して、科学技術的な基盤をしっかりと構築していくことが望まれる。このことは、今後我が国で原子力発電が継続されようとも、廃止されようとも、重要なことである。明治以来の我が国の科学技術の発展には、主として欧米先進国で築かれた膨大な知的財産の応用、借用に負うところが大きかった。それに対し、いまだに未開拓な領域が広く残っているこの分野では、国際的な協力体勢を強化するとともに、我が国が率先的に基礎データを集

積し、知のアーカイブを築いていくよう努めるべきである。

使用済み燃料の直接処分を国策として進めるための検討が最近進められてきたが、居住環境から十分に隔離されるよう配慮されるとは言え、核燃料物質であるプルトニウムやウラン、さらに長寿命な放射性核種がほとんどそのまま人間環境の比較的近傍に残されることになる直接処分方式で、はたして広く社会の理解と支持を得ることができるであろうか。米国では、砂漠に位置するユッカマウンテン廃棄物処分サイトですら、直接処分に対する社会の反対が強いため実現せず立ち往生している。当面、一部、あるいは全部の使用済み燃料を、直接処分するよう政策決定がなされようとも、長期的には、中間貯蔵、または仮埋設後回収される使用済み燃料に対する消滅・短寿命化・減容を行う技術の開発が切望される。そのためにも、アクチニド、FPなどのラジオアイソトープを中心とする物質系に関する科学の広範な知見の集積が必要となる。関連する分野として、再処理、燃料製造、核種分離・転換技術、放射線・量子ビーム取扱い技術等の広範な領域の研究者を糾合し互いに連携協力させつつ研究開発が進められることが望まれる。特に化学分野の研究者の参加が日本では比較的希薄であったことから、化学分野の研究者・技術者の積極的参加による研究開発の多様化や深化が望まれる。延いては、研究開発における化学業界などの参入につなげることができれば、関係する民間産業界の多様化の実現も期待されよう。また、東電福島事故の後始末にも活用できる除染技術を始め、広く原子力施設廃止措置のための技術の開発につながるプラス効果を期待できるであろう。

2) 信頼される進め方の構築

従来の六ヶ所再処理事業や高速増殖原型炉もんじゅ開発事業などの経験から、核燃料サイクル施設の開発には、技術的な側面のほかに、国はもちろん、地元地域の公共団体、住民、さらにメディア等が深く関与してくるという社会的側面の重要性を認識せねばならない。各プロジェクトが単独でそれらの各団体・グループに対応するよりも、核燃料サイクル開発プロジェクト全体として、統合された司令塔の下で、統一的に対応することが効果的であり、実効性が期待できるので、そのような体制を構築することが望まれる。

開発段階の技術開発においては、初期故障などのトラブルは起こりうるが、それらを管理し乗り越えることによって技術が進歩し完成に近づくということを、社会に理解してもらうことは重要であり、そのため適切な広報体制を作ることが必要である。勿論、あらかじめ故障を防止するため最大限の準備、運転管理、教育訓練などを実施することは、開発推進者がなすべき最重要項目であることは言うまでもない。さらに、時々刻々の課題に対して適切な分析評価が行えて、適切な解決が図られるようにする

ため、日頃から調査研究体制や即応体制を整備し、充実させておくことが望まれる。そのために、開発推進者は、行政機関、大学、研究機関等との連携協力関係をあらかじめ築いておき、日頃からその強化に努めることも重要である。さらに、産業界の技術力を十分取込めるように、共同研究、人材交流等の体制を、日常的に整備しておき、協力のネットワークを構築しておくことも重要である。

開発段階の事業については、規制が後手にまわって迅速で効果的な事業の進展を阻害しかねない側面があるので、規制側に対する他のセクターからの協力、特に規制側の技術力、人材、意思決定メカニズムの整備に向けての協力や助言などを行う配慮が必要となることも考えられる。また、現行の諮問委員会の在り方についても検討すべき課題が残されている。諮問委員の適性、能力の判定、能力向上に向けての支援体勢など、委員会に期待される機能を十分発揮できるようにするための体制を構築する必要があるであろう。

東電福島事故で明らかになった、社会システム上の重大な欠陥の一つは、事故の責任をとる主体があいまいなことである。東電の企業としての責任は、否定しようがなく明白であるが、行政の責任、関わった専門家の責任、メーカの責任、メディアの責任などは、十分明確にされてきたとはいいがたい。原子力発電所について言えば、原子炉主任技術者に相当する技術上の責任者が、副社長並みの社内ステータスを持ちつつ、すべての重要な情報を一元的に集約してベストの判断をできるような責任体制が構築されるべきである。このことは、国側についても言える。責任を明確にできる制度的、社会的システムを構築することは、原子力の社会的受容のために必須のステップであると考えられる。

また、民主主義国家においては、原子力開発に限らず、国民が行政、事業者、メディア等の執行や活動の適否を監視できることが重要であり、その任に耐えうるだけの知的レベルを獲得することが望まれる。かかる高度な原子力リテラシーの達成のためには、行政、教育機関、専門家、メディアなどによる自覚的で献身的な努力の積み重ねが必要である。国民のリテラシー向上は、単に望ましいという問題ではなく、原子力推進のために必須な条件であることを認識し、その実現を図るよう努める必要がある。

3) 高速炉を筆頭とする次世代炉の開発

高速炉は核燃料サイクルの中で重要な役割を担っている。我が国では、実験炉常陽、原型炉もんじゅの開発が進められてきており、その過程で育ってきた要素技術などを基に、新技術の開発力や設計力がさらに一層磨かれていくことが期待される。世界的には、ロシア、インド、中国が野心的に高速炉開発を推進している。これらの

国々と技術開発上の協力関係を結ぶことは、今すぐにはできるような状況にはないと考えられるが、高速炉の安全性と防災の強化の側面を出発点として協力関係を構築していくことは、めざすべき目標の一つであるはずである。他方、伝統的に協力関係の深かった米国や欧州との協力については、今一層の深化発展を図るべきである。

高速炉以外では、高レベル放射性廃棄物の消滅・短寿命化・減容に向けてポテンシャルの高い技術として、熔融塩炉や加速器駆動未臨界炉システム等の開発を、高速炉と並行する形で推進することが望まれる。

4) 国家的使命としての核兵器廃絶への貢献

我が国の原子力開発には、世界的な使命が、少なくとも二つ課されていることを常に認識するべきである。先ず、唯一の核兵器被爆国として、核兵器のない世界をめざし尽力するべき使命、次いで非核兵器国の中で唯一再処理を行うことを認められている国であり、かつ余剰プルトニウムを持たないことを宣言している国であるところから、国際的なプルトニウム管理を進めていくべき使命である。いかに困難が多かろうとも、これらの使命を果たすことを、我が国の国是として押し立てつつ原子力開発を進めていかねばならないとの認識に立って研究開発を進めるべきである。

5) 長期的かつ俯瞰的な視野の必要性和人材育成

人類にとって、放射線や原子力を対象とする技術を取り扱い始めてから、まだ100年程度の短い時間しか経過していない。人類誕生以来、それらとの接触は絶えることなく継続してきているにも拘わらず、その存在を意識し始めたのがごく最近であったため、多くの国民はいまだに放射線や原子力に対して十分な認識を持つに至っていない。広島、長崎の原爆被災の悲惨な経験のトラウマとも相まって、そのことが、放射線や放射能、ひいては原子力エネルギーに対する過敏な恐怖症の状態に国民を導いてきたと言っても過言ではないであろう。このことが原子力の社会的受容に大きな障害となっている。かかる状況を改善するためには、学校教育、ならびに社会教育によって、正確な知識を普及することが極めて重要である。核燃料サイクルを含め、原子力、放射線等の科学技術は、個別的にのみならず、包括的、総合的にとらえることが重要であろう。それらの織り成す広範な世界は、工学、物理学、化学、生物学、医学、農学、社会学、経済学、法学など伝統的な原子力関係分野に加え、文明論、倫理学、国際政治学、哲学、地学、等々をも包含する広範な学問分野に支えられた総合科学技術システムとして認識する必要がある。諸外国の専門家と協力して研究開発の国際化を図るとともに、国内では公的な研究・教育機関、民間の研究・教育機関、産業界、政府などの各セクターがともに参画し、核燃料サイクル工学を始め、革新炉、中

小型炉、耐震工学、シミュレーション技術、等々の重要な学際的研究課題を、わが事として鋭意研究する体勢が重要である。このような営為は、人類の福祉向上に寄与するのみならず、人類の英知を高め、知識の拡大深化に貢献する意味から言っても意義が深い。そのためには、強力な国家的支援が必要であることは論を待たないが、これら長期にわたる難問題への取組みに敢然と挑戦する優秀で意欲的な人材を多数育成することが極めて重要である。そのためには、大学が担う役割が大きいところから、まず大学の改革と支援を一層強化すべきである。加えて、その前段階としての初等中等教育についても一層の改革と支援の強化が望まれる。

以上、核燃料サイクルと高速炉の研究開発に関して総括的な提言を記述したが、個別課題についての提言等は、本コメントリーの各章に記述されているので、参照していただきたい。

◇ 目次 ◇

◆刊行のことば（田畑米穂）	i
◆まえがき（山脇道夫、柳澤 務）	ii
◆編集・執筆者一覧	ix
使用済み燃料と核燃料サイクル	
第1章 原子力発電と使用済み燃料（大島博文、出澤正人、山脇道夫）	1
1.1 はじめに	1
1.2 軽水炉発電と使用済み燃料	1
1.3 使用済み燃料の中間貯蔵	4
1.4 使用済み燃料の再処理	6
第2章 高レベル放射性廃棄物の処理・処分（朽山 修）	10
2.1 放射性廃棄物の発生	10
2.2 放射性廃棄物の処分の基本方針	12
2.3 高レベル放射性廃棄物の特徴	13
2.4 地層処分の選択	14
2.5 地質環境の安定性	15
2.6 多重バリアシステム	17
2.7 処分事業の実施	18
第3章 使用済み燃料の再処理（山村 修、松本史朗）	22
3.1 軽水炉燃料の再処理	22
3.2 東海再処理工場の開発	24
3.3 六ヶ所再処理工場	31
3.4 次世代再処理技術	33
3.5 高速炉燃料の再処理	37
3.6 おわりに	42
第4章 原子力平和利用と核不拡散・核セキュリティ（久野祐輔、千崎雅生）	43
4.1 はじめに	43
4.2 原子力平和利用と国際関係－歴史の変遷の概観－	44
4.3 核不拡散・核セキュリティへの取組み	49
4.4 核燃料サイクル政策と核不拡散	56

4.5 おわりに	60
高速炉の研究開発	
第5章 第4世代原子力システム（松井一秋）	63
5.1 背景と目的	63
5.2 国際フォーラムの展開	64
5.3 Gen IV各システムの状況	68
5.4 革新炉の位置付け	39
5.5 我が国のスタンス	70
第6章 高速炉の安全性（可児吉男、二ノ方寿）	73
6.1 はじめに	73
6.2 原子炉施設の安全確保の基本的考え方	73
6.3 高速炉の安全上の技術的特性	77
6.4 高速炉の安全確保方策及び関連する安全評価	79
6.5 高速炉のシビアアクシデント対策	85
第7章 冷却材としてのナトリウム（伊藤和元、宮崎慶次）	92
7.1 液体ナトリウムの特徴	92
7.2 プラント構成とナトリウムの安全対策	94
7.3 ナトリウムに関する研究開発	100
7.4 ナトリウムプラントの運転実績	102
7.5 おわりに	105
第8章 もんじゅ開発と課題（柳澤 務、竹田敏一）	106
8.1 もんじゅ開発の意義	106
8.2 ナトリウム漏えい事故後の取組み	112
8.3 今後、期待すべき成果	119
8.4 今後の課題	124

◇ 編集・執筆者一覧 ◇

(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)
柳澤 務 (原子力システム研究懇話会)
山村 修 (元核燃料サイクル開発機構特任参事)
田畑 米穂 (原子力システム研究懇話会)

執筆

- 大島 博文 (原子力研究バックエンド推進センター企画部調査役)
出澤 正人 (ニュークリアサロン)
山脇 道夫 (原子力システム研究懇話会)
朽山 修 (原子力安全研究協会 放射線・廃棄物安全研究所所長)
山村 修 (元核燃料サイクル開発機構特任参事)
松本 史朗 (埼玉大学名誉教授)
久野 祐輔 (東京大学大学院教授 (委嘱)、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 核不拡散・核セキュリティ総合支援センター長)
松井 一秋 (エネルギー総合工学研究所理事)
可児 吉男 (東海大学教授)
二ノ方 寿 (ミラノ工科大学教授)
伊藤 和元 (元日本原子力研究開発機構理事)
宮崎 慶次 (大阪大学名誉教授)
柳澤 務 (原子力システム研究懇話会)
竹田 敏一 (福井大学附属国際原子力工学研究所所長)

第1章 原子力発電と使用済み燃料

1.1 はじめに

原子炉内の核反応は、核分裂反応でエネルギーと物質を生産する。エネルギーは熱エネルギーとして電力生産や水素製造に使われ、物質は、核分裂性物質と核分裂生成物であるが、前者は新たなエネルギー資源となり、後者は、様々な元素であるが有用物質と非有用物質、放射性和非放射性に分けられる。非放射性の有用物質はレアメタル等であり用途に従い有効利用される可能性がある。放射性の非有用物質は、ガラス固化体とし、または直接に非固化体として、深地層処分により安全に環境から隔離される。放射性廃棄物は、核種ごとに半減期の違いがあり、化学的性質（水溶性等）の違いを利用して分離することができるため、長半減期核種は炉内で中性子との核反応によって短半減期核種に変換し、もしくは放射能を消滅し、環境負荷を減らすことが可能である。特定の核種を濃縮することによって炉内の核変換を有効に行うことや加速器と組み合わせた未臨界炉システムの可能性もある。これらの可能性は研究開発の進捗状況に応じて実証され選択されて可能性から実現へと進展していくことが期待される。現状では、超ウラン元素、核分裂生成物は一体としてガラス固化し、深地層処分することが想定されているが、高速炉が実用化する段階では、超ウラン元素の炉内での燃焼、長半減期核分裂生成物の核変換による放射能消滅の可能性が出てくると期待される。並行してレーザー技術による同位体濃縮の研究開発が進むと高速炉内でより有効な核変換が実現されることになろう。こうした核反応の可能性を広げていくためには、研究開発に展望を持ちながら、一方では社会が科学・技術の進展と調和した文明に対する哲学、常識を醸成し、研究開発を支援していく関係が必要である。遠隔操作のロボット技術、遠隔制御技術、レーザー濃縮技術などのための基礎データ取得、宇宙開発、廃炉技術開発との相互連携、国際協力など、総合的視野での技術開発が不可欠である。

1.2 軽水炉発電と使用済み燃料

(1) 軽水炉の運転

火力発電は化石燃料を燃焼し、ボイラーで水を蒸気に変え、この蒸気力でタービンを回し、発電機で電気を起こしているが、図1-1に火力発電と比較して示すように軽水炉発電では、核燃料の核分裂で発生する熱によって水を蒸気に変える。この図は原子炉で直接蒸気を発生させる沸騰水型炉を示しているが、加圧水型炉では原子炉で熱水を作り、蒸気発生器で熱水と熱交換し蒸気を作る。所定の期間運転した原子力発電所は定期検査のため停止する。この停止期間を利用して燃料の交換を行う。燃料の交換とは燃焼の進んだ燃料と新燃料と交換し、次の所定の運転期間に必要な反応度を加えるためである。日本ではこ

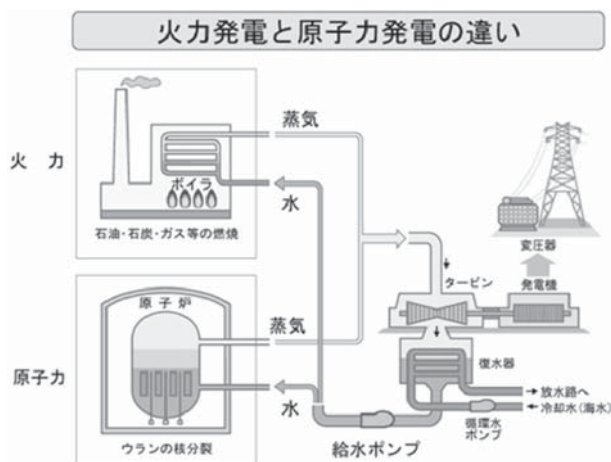


図1-1

のようになるが、定期検査と燃料交換への時間配分に関して外国では、燃料取換え期間中に可能な設備の検査を行うとともに、運転中に可能な保全、検査を行う方法で停止期間を極力減らし設備稼働率を上げている国もある。核燃料は原子燃料とも呼ぶが、単に燃料という場合もある。また、核分裂反応を、火力発電の化石燃料の燃焼に合わせて燃焼という場合が多い。

天然のウランには、核分裂しやすいウラン235と核分裂しにくいウラン238がある。ウラン235の割合は0.72%で、残りはウラン238である。厳密には、そのほかウラン234が0.0054%存在するが、ほぼ無視可能である。軽水炉では、連鎖反応を継続させるために、ウラン235を数%に濃縮する必要がある。余談であるが、ガボン共和国のオクロ鉱山で現在の軽水炉と同じくみで天然原子炉が存在したことが発見されている（1972年）。ウラン235の半減期は約7億年であり、約20億年前には、ウラン鉱脈中にウラン235が現在の軽水炉燃料と同程度の3.7%であり、この鉱床は砂礫岩で空孔率が20%程度あり水を通しやすい条件を備えていた。地下水が入り込み中性子の速度を減らし、核分裂反応が起こりやすくなると臨界に達し、持続的に核分裂反応（連鎖反応という）が起こっていた。

ウラン238は核分裂しにくい元素であるが中性子を吸収するとウランより重い元素（超ウラン元素）になる。その中には、核分裂しやすいプルトニウム239、241が含まれる。新燃料は燃焼中にウラン238の一部が中性子を吸収しプルトニウムに変換し、そのプルトニウムの一部は燃焼する。運転中、平均で約30%のエネルギーはプルトニウムの核分裂による。取出し直前の使用済み燃料では、約60%の発電がプルトニウムの核分裂による。ウラン235は数%に濃縮して使われるが、燃焼して1%程度まで減少すると、中性子を吸収する核分裂生成物の蓄積もあるため、連鎖反応を維持できなくなる。軽水炉では、燃料が3～4年間原子炉に滞在し、使用済み燃料として取出される。従って、約1年間毎の燃料交換では全燃料の1/3～1/4の燃料を新燃料に取替えることになる。原子炉内で燃料の燃焼は、炉内に装荷された場所や制御棒の使われ方によって異なるので、燃料の燃焼状況を監視（計測と計算）し、取出される燃料の燃焼が最も進むように燃焼管理し、燃料取換えを行う。原子力発電コストの内に占める燃料費が火力発電の化石燃料に比べて安価であるため、できるだけ設備利用率の高い運転が望ましいため、運転期間（通常1年）中の出力運転は、定格出力で運転し基底負荷を分担する。燃料取換え後の余剰反応度の大きい間は、

制御棒挿入数（沸騰水型炉）やホウ素濃度（加圧水型炉）によって中性子を吸収し臨界を維持している。燃焼とともに、制御棒挿入数や冷却水中ホウ素濃度を減らしていくが、炉内の出力分布も最適な燃焼が進むように制御する。この技術を最適燃焼管理技術といい、大型シミュレーターを用いて予め予測計算を行なう。燃料取換えで原子炉を停止する直前では制御棒挿入数、冷却水中ホウ素濃度はほとんどゼロになる。このような状態でさらに運転を継続することができるが、燃焼とともに反応度が低下し、それに応じて出力が低下（約10%/月）する。この運転状態をコストダウン運転という。

(2) 使用済み燃料

燃料取換えで原子炉から取出した燃料を使用済み燃料と呼ぶ。取出した直後の使用済み燃料は半減期の短い放射性核種を多く含んでいるため放射能が強く、そのため発熱量も大きい（直後で約7%）ので、発電所内の貯蔵プールで1年以上保管冷却（0.2%以下まで）したあと再処理工場もしくは中間貯蔵施設に搬出される。

軽水炉の燃料はウランを酸化物にして焼き固めたもの（ペレット：直径、高さとも約1cm程の円柱形）で、これを被覆管と呼ばれる長さ約4m程のジルコニウム合金製のさやに密封したものが燃料棒である。取扱いの単位である燃料集合体はこの燃料棒を束ねて組み上げる（図1-2、1-3）。使用済み燃料の中には、燃え残りのウランやプルトニウム、核分裂生成物が含まれていて、これらを分離（再処理）し、ウラン、プルトニウムは、再び燃料として利用する（リサイクル）ことができる。プルトニウムは、本来、高速炉燃料として用い

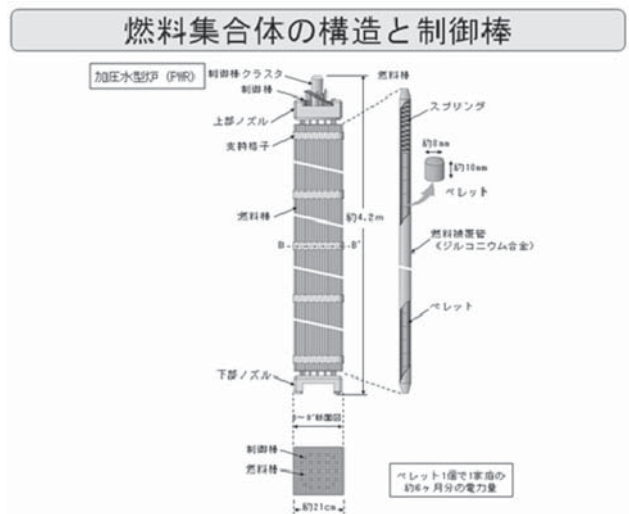


図1-2

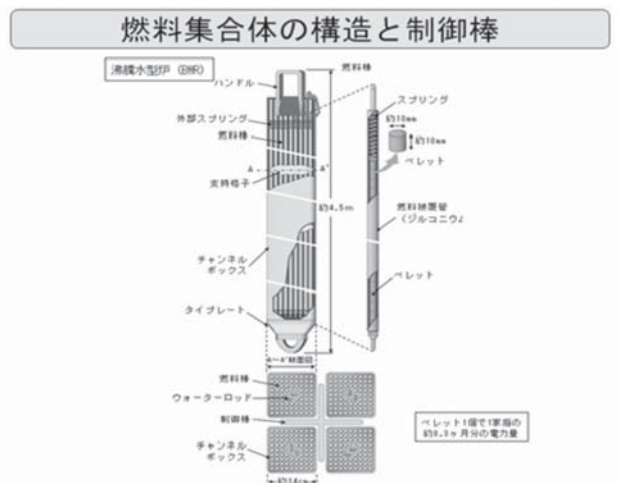


図1-3

られることになるが、それまでの間、核不拡散上、無用に保有することを防ぐ目的で、ウラン（劣化ウラン）にプルトニウムを混ぜた燃料（MOX（Mixed Oxide）燃料）を新しく作り、新燃料とし炉内全燃料の1/3程度使う方式をプルサーマルという。プルトニウムのサーマル・ニュートロン・リアクター（熱中性子炉：軽水炉のこと）利用という造語であり英語にはない。プルサーマル導入時に、原子力利用反対の人々は、制御棒の利きが悪くなるとか融点が低下するという理由で安全が損なわれるとしたが、MOX燃料を軽水炉炉心の1/3程度使った炉心の特性は、ウラン燃料でも自動的に炉内でMOX燃料になるため、当初見込んだ燃焼状況の変動幅以内であり、安全性は変わりがない。我が国の当初の長期計画では新型転換炉（重水炉）ATR「ふげん」でのMOX燃料使用経験をもとに、大型のATRを建設し、高速炉時代までの余剰プルトニウムをMOX燃料として使用する計画であったが、建設コストの理由で、それに代わって大間に建設される改良型沸騰水型炉（ABWR）で、最初からMOX燃料を用いることとした。さらに既存炉でもMOX燃料を用いることとした。「ふげん」ではMOX燃料の豊富な使用実績を得て、役割を果たしたため廃炉が決定され、解体作業が行われている。

原子力利用は、ウラン資源から核分裂反応で得られるエネルギーを取出し、環境への負荷を軽減するように長期的に整合的に開発を進める必要がある。長期展望を元に、至近年度の具体的展開を図りつつ科学的知見、研究開発、技術進歩、社会変化などを現実的に考え、社会の合意を得ながら進める必要がある。軽水炉の発電による使用済み燃料の発生量、再処理量、高速炉の開発には、技術的成熟度、実証、実用化への進捗が計画通りに進むとは限らないため、発生量、処理量、使用量のミスマッチを前提に全体の計画を見直してゆく必要がある。原子力発電所には、使用済み燃料貯蔵プールがあり、10年程度の発生量を貯蔵できる。再処理工場の受け入れプールには年間処理量の数年分程度の貯蔵容量があり、発電所と再処理工場のプールにある使用済み燃料から、再処理によって分離されたプルトニウムをウランと混ぜて、MOX燃料に加工し、プルサーマル利用するのもそのためである。MOX燃料加工工場が操業開始する2015年度までに16～18基の原子炉での実施をめざしている。

1.3 使用済み燃料の中間貯蔵

青森県六ヶ所村の再処理工場は、操業開始に向けて建設が進められている。しかし使用済み燃料の発生量と処理量を考えると、従来までの原子力発電所内での貯蔵に加え、発電所外において使用済み燃料を貯蔵する施設が必要である。

中間貯蔵施設の役割と現状電力各社の使用済み燃料貯蔵においては、発生状況に応じてリラッキング（在来の使用済み燃料貯蔵ラックの稠密化改造）、乾式キャスク貯蔵など発電所構内での貯蔵、号機間移送、中間貯蔵施設の立地など必要な対策をおこなっている。

青森県むつ市では、2012年7月の事業開始に向けて、東京電力と日本原子力発電の使用済み燃料を貯蔵するリサイクル燃料貯蔵センターの準備工事が進められているほか、2009年1月には中部電力が浜岡1号機、2号機の運転終了に伴い、使用済み燃料を再処理工場に搬出するまでの間、同発電所の敷地内に「使用済み燃料乾式貯蔵施設」の建設を公表した。

貯蔵方式としては、現在、発電所で実施されている「プール方式」と「キャスク方式」がある。

プール方式は、相当規模の施設が必要であるが、水の優れた冷却能力、放射線遮蔽能力を利用した貯蔵方式で、原子力発電所や再処理工場での貯蔵に多用されている。短期貯蔵には取扱い作業が簡単であり優れているが、発熱量が下がってきた時点では、腐食対策等の維持管理を考えるとコスト面では不利な点もある。

キャスク方式（図1-4）は、密閉容器（キャスク）によって放射線の遮蔽や除熱を行う。キャスク内にはバスケットで区切られ、燃料集合体を格子状に数本から数十本配置し発熱量は主としてバスケットの熱伝導によりキャスク外面に放熱される。キャスクは、多くの場合、自然空冷方式で除熱される。キャスク方式はモータのような動的な機器がほとんどなく、運転・保守・点検が容易にでき、貯蔵の必要量に応じてキャスクをつくることのできるなどの利点がある。キャスクは輸送兼貯蔵用として使われることが多く、輸送してきたキャスクをそのまま屋内または屋外に設置して貯蔵する。むつ市に建設中の中間貯蔵施設はキャスク方式で、年間200～300tの使用済み燃料を受け入れる。最終貯蔵量は5000tとする計画である。

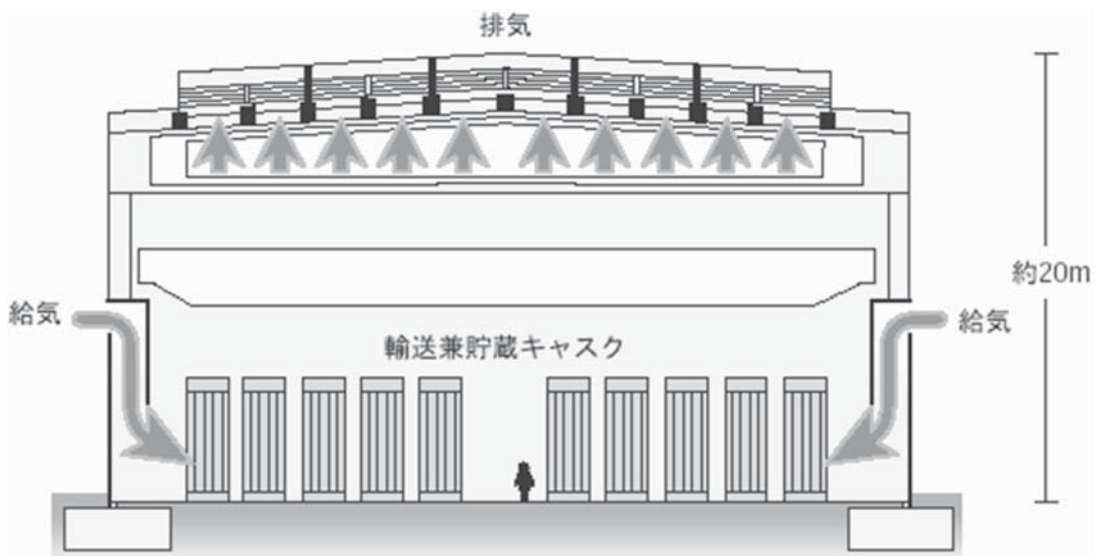


図1-4 キャスク方式の貯蔵建屋

1.4 使用済み燃料の再処理

使用済み燃料中に含まれる有用元素（ウラン、プルトニウムや将来技術開発により有効利用の可能性のある貴金属、レアアースなど）と核分裂により生成したが再利用可能性のない核分裂生成物を化学的に分離精製するプロセスを再処理という。

現在日本原子力研究開発機構（原子力機構）の東海再処理工場や日本原燃の六ヶ所再処理工場で実用化されている再処理技術はPUREX法と呼ばれており、米国、フランス、ロシア、イギリスなどで当初は原爆開発プロジェクトの一部として開発されてきたものである。

基本的な処理プロセスを、図1-5に示す。また、世界の再処理工場の概要を表1-1に示す。東海再処理工場では、今までに1,100トンを超える軽水炉やふげんの使用済み燃料を処理している。また、六ヶ所再処理工場は、試運転中であるが、400トン以上の軽水炉燃料が再処理の途中にある。

原子力発電所から輸送されてきた使用済み燃料を、機械的にせん断し、これを硝酸溶液中で加熱して、被覆管中の燃料等を溶解する。燃料等の溶解した溶液を酸濃度、ウラン濃度等を調整した後、抽出装置の中で溶媒（TBP－ドデカン）と接触させ、ウラン、プルトニウムおよび核分裂生成物に分離する。この後、ウラン、プルトニウムは酸化物粉末に転換される。分離精製されたウランは、ウラン235が1％程度（天然ウラン中のウラン235

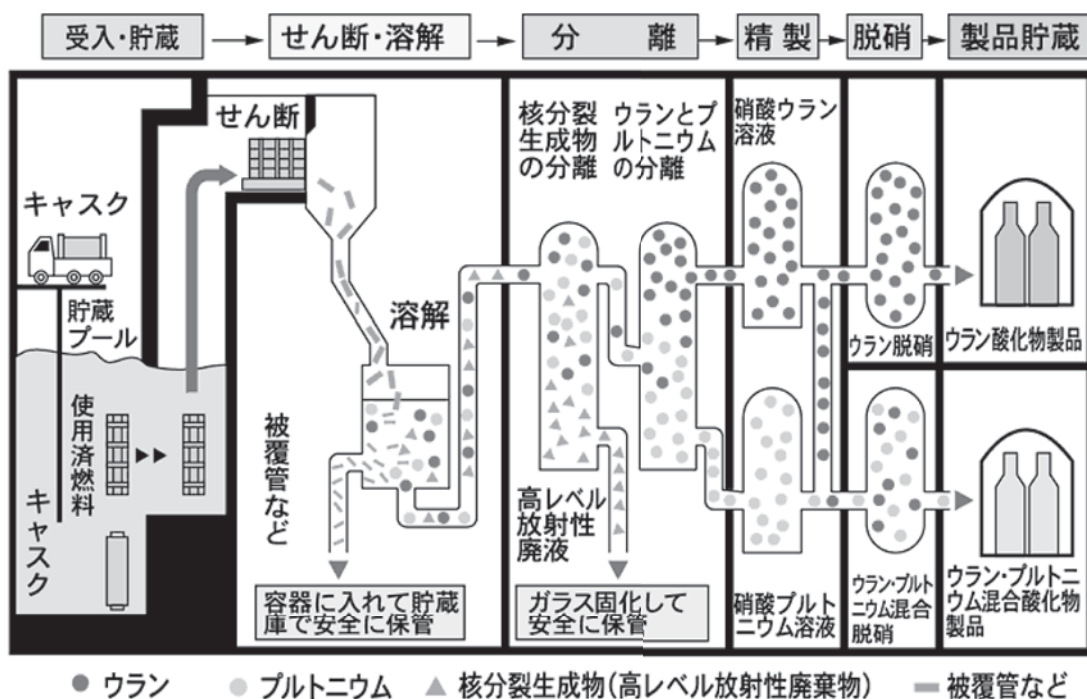


図1-5 再処理工場の工程図

出典：「原子力・エネルギー」図面集2012 7-4-1 電気事業連合会

濃度より多い) 残っているため、このあと再度濃縮されるか、MOX燃料の原料として再使用される。プルトニウムはMOX燃料に加工され、再び発電に利用される。核分裂生成物については、現在はガラス固化して、高レベル放射性廃棄物として処分することになっている。

溶媒抽出法を使った精製プロセスは、一般金属精錬産業などでも使われており、銅、ニッケルなどの精錬・精製プロセスとして広く使われている。これらと使用済み燃料の再処理との大きな違いは、処理雰囲気が高い放射線下であることにより、作業員が装置や処理物に近づけないため、装置を遮蔽体で覆い、遠隔で運転・保守をする必要があること、また、設備の信頼度を高くしなければならないことがある。また、プルトニウムを取扱うことにより、臨界にならないような機器の設計や運転・管理方法を採用しなければならないことや、核拡散防止の検認に必要な対応がとられねばならないことがある。

再処理プロセスについては、PUREX法以外にもいろいろなプロセスが研究開発されてきている。大別すると、湿式法と乾式法に分類される。湿式法としては、PUREX法に代表される溶媒抽出法、さらにイオン交換法など、乾式法としては溶融塩電解法、フッ化物揮発法などが研究開発されてきている。

表1-1 世界の再処理工場

国名	工場名	設置者	所在地	処理能力	操業開始 ()は着工	備考
アメリカ	ニュークリア・フューエル・サーヴィシズ・プラント	ニュークリア・フューエル・サーヴィシズ (NFS) 社	ウェストバレー・ニューヨーク州	濃縮ウラン 300tU/年	1966 (1963)	1972年運転中止 拡張改良工事のため許可申請を行っていたが、1976年断念し、閉鎖
	ミッドウエスト・フューエル・リカバリー・プラント	ゼネラル・エレクトリック(GE)社	モーリス・イリノイ州	" 300tU/年	(1969)	1974年技術的理由により断念。以降、燃料再処理施設として使用中
	バーンウェル・ニュークリア・フューエル・プラント	アライド・ゼネラル・ニュークリア・サーヴィシズ(AGNS)社	バーンウェル・サウスカロライナ州	" 1,500tU/年	(1971)	1976年に計画建設完了したが、核不拡散政策により事業中止。1983年封鎖
イギリス	B204	英国原子燃料会社(BNFL)	セラフィールド	天然ウラン 500tU/年	1952	1964年閉鎖
	B205	"	"	" 1,500HM/年	1964	操業中
	前処理施設(HEP)-B205	"	"	濃縮ウラン 400tU/年	1963	1973年閉鎖。前処理施設はB204を改造したもの
	THORP	"	"	" 850tU/年	1984	操業中、海外顧客用燃料用、AGNS燃料用
	MT Rプラント	英国原子力公社(UKAEA)	ドーンレイ	MT R燃料 0.1tU/年	1958	MT R燃料用、1998年閉鎖
	DFRプラント	"	"	高速炉燃料 10tU/年	1960	1975年に停止、DFR用へ改造
フランス	PFRプラント	"	"	" 6tU/年	1981	1988年閉鎖
	UP1	カス核燃料会社(COGEMA)	マルクール	天然ウラン 400tU/年	1958	1987年8月運転終了
	UP2	"	ラ・アーグ	" 800tU/年	1966	1987年1月停止、天然ウラン用前処理施設を開鎖
	UP2-400 (UP2-HAO)	"	"	濃縮ウラン 400tU/年	1976	UP2-800Iに移行
	UP2-800	アレバNC	"	" 800tU/年	1984	運転中、UP2-400の前処理施設等を増強 MOX燃料、高燃度燃料も処理を予定
	UP3	"	"	" 800tU/年	1989	1989年11月一部運転、1990年8月全面運転 海外顧客用
ドイツ	AT1	フランス原子力庁(CEA)	"	高速炉燃料 1kg/日	1969	1979年閉鎖
	APM (TOP)	"	マルクール	" 10~20kg/日	1974	1983年停止、APM(TOR)へ改造
	APM (TOR)	"	"	" 5tU/年	1988	1987年6月運転終了
	WAK	DWK	カールスルーエ	濃縮ウラン 35tU/年	1971	1990年末に運転終了
ベルギー	WA-350	"	バックスドルフ	" 350~500tU/年	-	1989年に建設中止
	ユーロケミック・プラント	ベルゴプロセス	モル	天然ウラン 400kg/日	1966	1974年に停止、1987年閉鎖を決定
	"	"	"	濃縮ウラン 250kg/日	"	"
日本	東海再処理施設	日本原子力研究開発機構	茨城県東海村	濃縮ウラン 0.7t/日	1981	操業中
	六ヶ所再処理工場	日本原燃(株)	青森県六ヶ所村	" 800tU/年	2010(予定)	建設中
	RT-1	国家会社「ロスアトム」 (生産合同マヤク)	チェリアピンスク州オゼルスク	濃縮ウラン 400tU/年 (実質250)	1971	運転中 (VVER-440用、NB-600、研究炉、 原子力砕氷船用炉)
	RT-2	" (鉾山化学コンビナート)	クラスノヤルスク州ゼレズノゴルスク	" 1,000~1,500 tU/年	未定	建設中(断) (VVER-1000用) 1984年着工も、ソ連崩壊後の経済危機で中断
インド	トロンベイ再処理工場	バーバ原子力センター	トロンベイ	加圧重水型原子炉用燃料 80tU/年	1964	操業中
	タラプール再処理工場	"	タラプール	軽化ウラン 150tHM/年	-	操業中
	カルパッカム再処理工場	"	カルパッカム	加圧重水型原子炉用燃料 100tU/年	1988	操業中

【出典】(社)日本原子力産業会議(編):原子力ポケットブック2009年版(2009年8月)、p.245,246 (一部修正)

再処理技術の研究開発課題としては、PUREX法の改良や、放射性廃棄物に現在含まれている核分裂生成物のうち半減期の長い核種や発熱量の大きい核種を分離し放射性廃棄物の処分負担を軽減する技術や、有効に活用できる核種を分離する技術などの新技術の提案や研究が進められつつある。

特に、高レベル放射性廃棄物の処分については、ヨーロッパの一部の国ではそのプロジェクトが進みつつある一方、米国では使用済み燃料を直接地層処分するユッカマウンテン計画が撤回された。このため、米国では再処理プロセスを含めた廃棄物の処理方法の再検討が開始された。米国、フランス、日本、ロシア、中国が参加してGNEPといわれる次世代サイクル技術の検討が開始されたが、オバマ政権になり、停滞気味となっている。核種分離―核変換処理の展開については、その方法、効果、コスト、社会の受容性などを考えて、これからも検討され、研究が進められるものと期待する。

再処理で得られたプルトニウムについては、MOX燃料にして、再度発電に利用される。フランス、イギリス、ドイツ、ベルギー、日本などでMOX燃料製造技術の研究開発が進められた。世界のMOX燃料製造施設を表1-2に示す。

日本では、米国からの技術指導を受け、昭和40年代から東海村で研究開発が進められた。初期は主として軽水炉でのMOX利用を研究しながら、高速炉用燃料の研究と製造技術の

表1-2 MOX燃料製造施設（その1）

国名 所在地 プラント名	所有者	運転開始年	設備能力 (トン/年)	プロセス	加工実績・現状
フランス COGEMAカダラッシュ CFCa (運転中)	コジェマ ¹⁾ COGEMA	・1970年FBR 開始 ・1991年PWR 開始	35tHM (40tMOX) (PWR,FBR)	COCA ²⁾ MIMAS ³⁾	・FBR燃料研究開発で23tHM製造。FBR用約10tHM/年規模 ・2006年まで全容量ドイツ電力会社の燃料製造のための予約 ・1996年ISO9002、99年ISO14001認定 ・新耐震基準適合なく、MELOXへの集約検討中
フランスマルクール MELOX (運転中)	COGEMA50% フラマトム50%	・1994年8月 CFCa製造の MOX組立開始 ・1995年1月 MOX粉取扱 開始	100tHM (115tMOX) (PWR,BWR)	Advanced- MIMAS	・1989年1月建設開始 ・1996年4月ベレット/燃料棒製造認可取得 ・1999年末まで約400tHM製造 ・1999年BWR-MOX製造開始、250tHM/年生産可能 ・1997年ISO9002、99年ISO14001認定 ・1998年8月BWR-MOX燃料約30tHM/年対応取得
ベルギー モルデッセルPO (運転中)	ベルゴ ニュークリア (BN)	・1973年 ・1986年～工業 規模 LWR-MOX生産	40tHM (PWR,BWR)	MIMAS	・1986～2000年で約41tHM(PWR860体、BWR336体) ・1995～2000年大規模改修実施 ・1995年ISO9002認定、2000年ISO14001認定
ドイツ ハナウ 旧プラント (閉鎖)	シーメンス	1972年	25tHM (PWR,BWR, FBR)	AUPuC ⁴⁾ OCOM ⁵⁾	・1991年プラント停止 ・1993年末までFBR6tHM、ピン2.6万本 LWR158tHM、ピン7.7万本
ドイツ ハナウ 新プラント (建設中止)	シーメンス	-	120tHM	OCOM	・1994年4月閉鎖決定、残存核物質処理のための加工運転 ・工場95%完成し1993年運転開始予定が訴訟によりめど立たず、 1995年6月電力側支度打ち切り ・1995年ロシア解体移プルトニウム利用でMOX加工提案したが中止
イギリス セラフィールド MDF ⁶⁾ (運転中)	BNFL ⁷⁾	1993年	8tHM (PWR,BWR)	SBR	・1990年建設計画申請を提出 ・スイスベツナウ、ドイツ、日本へ供給 ・1999年末まで約17tHM製造 ・MOXデータねつ造問題で、1999年より操業一時停止
イギリス セラフィールド SMP ⁸⁾ (調整中)	BNFL	2001年以降	128tHM (PWR,BWR)	SBR	・1994年4月建設開始 ・1995年7月建屋完成、設備暫付開始 ・1998年10月環境庁第一設計認可 ・1999年6月ウラン装荷部分操業許可、ウラン試験開始 ・プルトニウム試験炉身許可発給待ち

tHM:プルトニウムとウランの金属成分の重量トン、tMOX:プルトニウムとウランの酸化物としての重量トン
1)1991年1月以前はCEA/COGEMA、2)Cobroyage Cadarache法、3)Micronized Masterblend法、4)Ammonium-Uranyl-Plutonyl-Carbonate法、5)Optimized Co-Milling、6)MOX Demonstration Facility、7)1994年4月以前はBNFL/UKAEA、8)Sellafield MOX Plant、9)Microwave Heating、10)Research Institute of Atomic Reactor、11)Advanced Fuel Fabrication Facility

【出典】日本原子力産業会議：原子力年鑑 2001/2002年版(2001年11月)、p.194

開発が進められた。現在までに、170トンを超えるMOX燃料（常陽、もんじゅ、ふげん用および試験用燃料、Puとして7トン以上）が製造され、原子炉に装荷されている。また、六ヶ所村では、製造能力130トン/年の軽水炉用MOX燃料製造施設が建設中である。

核兵器を保有していない国で、再処理およびMOX燃料製造施設を持っている国は、過去にはドイツ、ベルギーが該当したが、現在は日本のみである。これらの国は、プルトニウムリサイクルを進めるため、国際的な理解の下、核兵器へ転用しないことを鮮明にするとともに、国際原子力機関の査察を受け入れてきている。また、そのために必要な技術開発を行っている。日本では、東海再処理工場の運転に伴い、積極的に保障措置技術開発（TASTEX）を実施するとともに、国際的な核拡散防止の評価作業に参加した（INFCE）。また、再処理で得られたプルトニウムをより転用しにくくするため、プルトニウムをウランと混合した状態で粉末に転換する混合転換プロセスの開発を行った。

再処理工場およびMOX燃料製造施設の設計、建設、運転に当たっては、地震、臨界、遮蔽・被ばく、火災・爆発、環境放出などの安全対策に常に細心の配慮をして、安全性の向上に鋭意つとめなければならない。特に、過去の類似施設の事故・トラブル例をレビューし、着実な改善を進める必要がある。

表1-2 MOX燃料製造施設（その2）

国名 所在地 プラント名	所有者	運転開始年	設備能力 (トン/年)	プロセス	加工実績・現状
日本 プルトニウム第2開発室 (運転中)	サイクル機構	1972年	10tMOX (ATR)	MH粉 ⁹⁾ 単体粉利用	・1988年までFBR常量燃料製造 ・1972-2000年末150tMOX製造
日本 プルトニウム第3開発室 (運転中)	サイクル機構	1987年	5tMOX (FBR)	MH粉 ⁹⁾ 単体粉利用	・1987年ウラン試験、1990～96年「もんじゅ」燃料約10tMOX製造 ・2001年3月までプルトニウム施設全稼働約140tMOX製造 ・2001年3月ISO9001認定
日本 JMOX (設計中)	日本原燃	2008～ 2009年頃	130tHM (BWR/FWR)	MH粉末 利用	・1999年3月日本原燃が技術調査開始 ・2000年11月MOX燃料加工事業主体の要請受託
ロシア チェリアビンスク マヤク・バケット (運転中)	MINATOM	1980年代	1tMOX (FBR)	U/Pu共沈法 機械混合 (ORANAT)	・1996年まで0.3tMOX/年(10～12体)規模でBR5、BN-350、 BN-600ピンを約7,100本(2tMOX)製造 ・1997年以降、1tMOX/年(30～40体) ・実験室規模の無体MOX燃料製造
ロシア デミトログラード PIAF ¹⁰⁾ (運転中)	MINATOM	1985年	1tMOX (FBR)	流動充填	・BOR60、BN-600燃料製造可能 ・2000年末までにBOR60用459体、BN-600用13体、BN-350用 28体、ピン約18,900体製造
ロシア ナエリャピンメク マヤク 複合施設300 (建設中断)	MINATOM		60tMOX (VVER1000、 FBR)	U/Pu共沈法 機械混合	・加工施設300は約80%完成、貯蔵施設281は約20%完成 ・資金不足のため中断
インド カラハール AFF ¹¹⁾ (運転中)		1994年	5tHM (BWR)	機械混合	・1994年5月最初のBWR(TAPS-1)用MOX2体搬出 ・1999年までにBWR(TAPS-1、-2)用MOX14体搬出

HM:プルトニウムとウランの金属成分の重量トン、MOX:プルトニウムとウランの化合物としての重量トン

1)1991年1月以前はCEA/COGEM、2)Cobroyage Cadarache法、3)Micronized Masterblend法、4)Ammonium-Uranyl-Plutonyl-Carbonate法、5)Optimized Co-Milling、6)MOX Demonstration Facility、7)1994年4月以前はBNFL/UKAEA、8)Sellafield MOX Plant、9)Microwave Heating、10)Research Institute of Atomic Reactor、11)Advanced Fuel Fabrication Facility

【出典】日本原子力産業会議：原子力年鑑 2001/2002年版(2001年11月)、p.194

表2-1 使用済み燃料および高レベル廃棄物の貯蔵状況

施設	燃料体種別	貯蔵量
実用発電用原子炉施設	ウラン酸化物燃料集合体	13,920 トン
研究開発段階発電用原子炉施設	ウラン酸化物燃料、混合酸化物燃料集合体	70 トン
再処理施設	ウラン酸化物燃料、混合酸化物燃料集合体	2,875 トン
研究炉施設	ウラン酸化物燃料、混合酸化物燃料集合体	34 トン
施設	ガラス固化体 (本*)	高レベル液体廃棄物
(独) 日本原子力研究開発機構	再処理施設	247
		380 m ³
日本原燃 (株)	再処理施設	118
	廃棄物管理施設	0
		1,338
合計	1,703	380 m ³

* : 120 リットル容器

(2011年3月末時点)

15,000人の1,000日分の電力を供給したことになる。現在我が国にはこうした使用済み燃料が表2-1のような形で貯蔵されている⁽²⁾。

この使用済み燃料を直接処分する場合は、これが廃棄物となる。一方、使用済み燃料の中には、未反応のU-238が93%残っている他、核反応しきらなかったU-235や、Pu-239とPu-241が含まれているので、これを核分裂生成物や、その他の超ウラン元素から分離すると、さらに核燃料として使うことができる可能性がある。この分離回収プロセスが再処理である。再処理では、硝酸という強い酸に燃料を溶かして、ウランやプルトニウムを、核分裂生成物や超ウラン元素と分離して回収する。分離された核分裂生成物や超ウラン元素は、硝酸に溶けた形で高レベル放射性廃液として出てくる。核分裂生成物や超ウラン元素の中には、半減期の短いものや長いもの、水に溶けやすいもの（Cs-137やSr-90など）や溶けにくいもの（他の大部分の核分裂生成物と超ウラン元素）など様々ある。いずれにしても硝酸に溶けた溶液のままでは、分散の危険があるので、ガラスの原料を硝酸溶液と共にに入れて加熱して熔融し、ステンレスの容器（キャニスター）の中に流し込む（図2-1）。核分裂生成物と超ウラン元素は、ガラス成分と一緒に均一に冷えて固まり、ガラスが水に溶けない限り外に出てくることはなくなる。これが高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）と呼ばれるもので、図に示す寸法の固化体に核分裂生成物と超ウラン元素が約40kg含まれるように調整して作られる（使用済み燃料1トンから約1.2本のガラス固化体作られる）。現在我が国で保管されているガラス固化体は表2-1に示すとおりで、原子力機構と日本原燃で試験的に実施された再処理で作られたものの他、イギリス及びフランスの再処理企業と結んでいる再処理委託契約に基づいて返還されたものがある。返還は今後十数年にわたりなされることとなっており、合計約2,200本が返還される予定である⁽²⁾。

原子力の利用からは、高レベル放射性廃棄物の他にも、放射性物質で汚染されたり、核反応により生じる中性子を吸収して放射化されたりした放射性廃棄物が出てくる。これらの廃棄物は、高レベル放射性廃棄物に比べて放射能濃度が低いので、総称して低レベル放射性廃棄物と呼んでいる。全ての放射性廃棄物は、管理の手を免れることのないように、まずその発生源に従って分類され、管理されており、その放射能濃度、長寿命の放射性核

種の濃度、廃棄体の物理化学的性状に応じて、地表付近から地下深くまでの深度に、適切な工学的防護バリアを設けて処分しようと計画されている。

2.2 放射性廃棄物の処分の基本方針

放射性廃棄物の処分に関する国際的コンセンサスは、国際原子力機関の放射性廃棄物の処分に関する安全要件⁽³⁾としてまとめられている。全ての放射性廃棄物の管理のための好ましい戦略は、無視し得る程度の影響しかもたらない放射性物質を放出したりクリアランスすることを除き、廃棄物を閉じ込めること（すなわち、廃棄物マトリクス、パッケージおよび処分施設の中に放射性核種を封じ込めること）および接近可能な生物圏から隔離することである。

「処分」という用語は、放射性廃棄物の回収を意図せずにある施設または場所に廃棄物を定置することを意味するものであり、管理を放棄するという意味を含んでいないことはもちろん、回収が意図されていないということは、回収が可能ではないということの意味するものでもない。処分オプションは、関連する危険性によって必要とされる程度に、受動的な人工または天然の特質を用いて廃棄物を閉じ込め、接近可能な生物圏から隔離するために設計される。

含まれる放射能レベルが低く、核種の半減期が短い場合には、人と環境が属する生物圏の浅地中に施設を設けることができる。このような場合には、隔離は処分施設の位置と設計および操業上の管理と制度的管理によって確保し、放射性核種を定められた期間にわたり廃棄体およびパッケージングに閉じ込め、比較的短寿命の放射性核種の大部分が原位置で減衰する閉じ込め機能を確保する。社会的制度の継続性が見込めて、操業上の管理と制度的管理が有効と考えられる期間は数百年程度と考えられるので、その期間に放射性核種の大部分が減衰するような廃棄物のみが浅地中処分可能である。日本ではこの様な処分方法を管理型処分と呼んでいる。

一方、高レベル廃棄物のように、含まれる長寿命放射性核種に起因する放射能のレベルが、社会制度の継続が見込まれ制度的管理が有効と考えられる時間を超えて残留するような廃棄物については、そのような時間範囲に対しても安定性が見込まれる母岩となる地層により長期の隔離を達成しようというのが地層処分である。後述するように高レベル放射性廃棄物については含まれる放射性核種の大部分は千年程度で大きく減衰するので、この期間（この期間の初期は放射性崩壊により発生する熱が残留する期間でもある）の完全な閉じ込め機能を確保し、その後についてはごく少量の漏出があっても、人工的に設けられたバリアと天然の母岩の閉じ込め機能により、これが環境に有意な影響をもたらさないことを確認する。日本では、ガラス固化体（第一種特定放射性廃棄物）と使用済み燃料の再処理の際に発生する低レベル廃棄物（TRU廃棄物）のうち汚染のレベルの高いもの（第

二種特定放射性廃棄物）を地層処分する計画である⁽⁴⁾。

2.3 高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）の特徴

図2-2は、放射性廃棄物のうちで最も含まれている放射能レベルの高い高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）が持つ放射能が時間とともにどのように変化するかを示したものである。これらの変化は、極めて長い時間にわたる極めて大きなものになるので、縦軸、横軸とも対数軸となっており、1目盛りで10倍の変化がある普段見かけない図となっている。この変化の幅は、日常経験からはかけ離れたものであるので細心の注意を払って見る必要がある。

原子炉で燃料とする濃縮ウランを1トン作るには、天然ウラン約7.5トンが必要で、ウラン鉱石のウラン含有量が1%とすると、約750トンの鉱石が必要となる。このウラン燃料を原子炉で燃やすと、核分裂や中性子との反応により放射能を帯びた物質が生成し、使用済み燃料1トンの持つ放射能は約750トンのウラン鉱石の持っていた放射能のおよそ1千万倍になる。この使用済み燃料は、取出し直後は崩壊熱が高いため数年間貯蔵プールで冷却された後再処理され、発生する高レベル放射性廃液はガラス固化体とされる。このときにすでに半減期の短い多くの核種が壊変して、放射能は原子炉から取出したときの数百から千分の1程度になる。このときの固化体表面の線量は約1500Sv/時（約20秒で100%の人が死亡するとされる量）で、約2.3kWの発熱をしている。

ガラス固化体の放射能のうち、多くの核分裂生成物は半減期が比較的短く、Tc-99やZr-93のような例外を除くと、長いものでもCs-137やSr-90などのように30年程度である。

これらがガラス固化体の初期の放射能の大部分を占めているので、その放射能は、千年経つと固化時の数千分の1程度になる。換言すれば固化時の放射能の99.9%以上はなくなる。

さらに、1万年経過時になると、この時の放射能の主成分であるAm-241（半減期432年）が壊変して数万分の1になり、数万年でこの廃棄物の元と

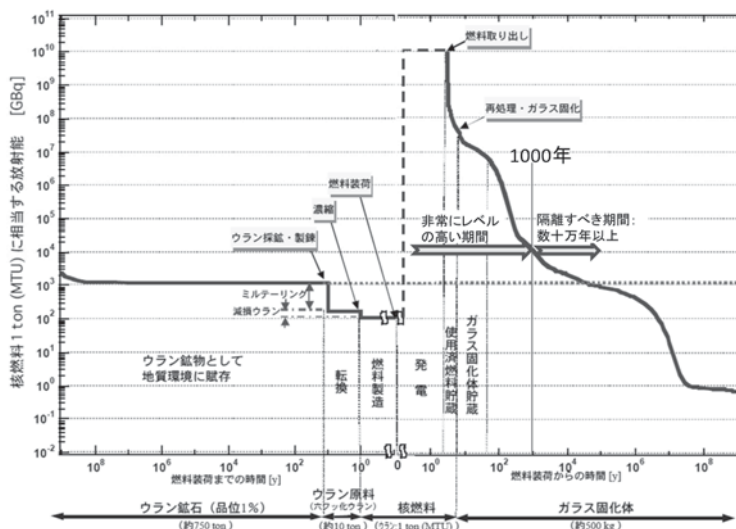


図2-2 高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）の放射能の推移
（濃縮度4.5%の核燃料1MTU 相当）⁽⁵⁾

なった1%のウランを含むウラン鉱石750トン（ウランにして7.5トン）の持つ放射能と等しくなる。つまりこの時点で、ウラン鉱石750トンが持っていたのと同じ量の放射能がガラス固化体約1.2本に含まれている状態になる。

2.4 地層処分の選択

ガラス固化体の放射性廃棄物としての特徴は、初期の放射能が極めて高いことと、これは最初の千年で数千分の一に減衰するが、その後も数十万年以上にわたり長寿命の核種による比較的低い放射能が残留するということである。もちろん放射性物質はガラス固化体として固体になって閉じ込められているので、放射線影響により環境や公衆に危険を与えるには、ガラス固化体を自然現象または人の行為により破壊し、何らかの力（自然現象、人の行為）により環境に飛散させなければならない。あまりこのようなことは起こりそうもないが、地表環境においては、

- ・ 自然現象：地震、火山、断層、台風、地滑り、津波、隕石他
- ・ 人の行為：破壊、爆発、火事、公害、事故、戦争、テロ行為他

などの外的擾乱事象の可能性があるため厳重な管理が必要となる。一方、放射能の持続期間は現在の社会構造が持続する時間範囲（我々は普通この範囲で現世代と将来世代という言葉をして将来を考えている）をはるかに超える。すなわち放射性廃棄物の処分においては、まず優先的に最初の千年の間の現世代と将来世代の安全を確保し、さらにその後の遠い将来世代の安全をも確保する必要がある。このいずれの将来世代に対しても放射性廃棄物を管理する負担を先送りするのは倫理的に好ましくないし、遠い将来に対してはそのような制度的管理の継続を期待することはできない。この結果、将来の人々が何らかの手を加える必要のないような、長期にわたり外的擾乱事象に対して抵抗力のある受動的安全系が必要となる。

このような要求を満たす方法として、世界の各国のコンセンサスとして、高レベル放射性廃棄物を地下深部に処分する方法（地層処分）が選択され⁽³⁾、その実現に向けて努力が続けられているのであるが、この選択に到るまでには、その他にも、氷床処分、プレート沈み込み帯への処分、地層への直接注入処分、海洋処分、希釈処分、宇宙処分、海洋底下処分、無期限貯蔵、核種分離・変換など様々な方法が考えられた⁽⁶⁾。しかしこれらの大部分は、国外への環境配慮に欠ける、国際条約や国際法に反する、将来世代への容認し難い負担やリスクを生じる、過大な費用がかかる、隔離が科学的に保証されない等々の理由があり、状況や開発段階に応じて地層処分と併用される可能性のある中間貯蔵および核種分離・変換を除いた他は、選択肢から除外されている。

これらに対して地層処分が選択されたのは、地下深部が長期間にわたって安定で、地表に比べて人間活動や自然現象の影響を受けにくいからである。大気環境中の酸素は、光合

成を行う生物の活動により何億年何十億年をかけて生み出されたものであるが、このような変化は地球表面だけで、数十mほど地下に行くと、無機的な還元性の環境になる。還元性の環境というのは、酸素が他の元素と化合して、遊離の酸素がない状態である。例えば、鉄などの金属は、地球表面では腐食などが進むが、地下では酸素がないためほとんど進まない、放射性元素の溶解も進みにくい。また、地下の岩石の隙間には地下水があるが、これも地表の地形勾配の影響がないため、ほとんど動かないでじっとしている。地下深部の長期安定性は、いくつかの天然現象からも類推できる。例えば、アフリカのガボン共和国オクロのウラン鉱床では、20億年前に自然に核分裂反応が生じていた。20億年前には核分裂しやすいU-235が天然のウランの中にまだたくさん含まれていて、水が周囲にくることにより今の原子炉と同じような状態になっていたのである。この核分裂で生成した放射性核種の動きを調べた結果、長い時間を経た後にも発生した場所からほとんど移動していないということがわかった⁽⁷⁾。もちろん、これらが移動していないからといって、すべての地下の環境でそうなるという証拠にはならないのであるけれども、少なくとも良い地質環境を選び、これらの鉱床と同様にさせておけば、地表環境には影響を与えないだろうと考えることができる。また、地下深部は、人間による意図的な侵入の可能性を大きく制限するとともに、不注意による人間の侵入の可能性を極めて低いものに抑えることができる。このような安定な環境としての深地層を利用することにより、数万年から数十万年の情報の伝達もおぼつかない遠い将来についても、モニタリングや処分施設の維持、あるいは居住の制限などの制度的管理等の人間が積極的に関与する手段に依存しない受動的なシステムにより長期にわたる安全を確保することが可能となる。また、この方法は数百メートル以深の地下に坑道を掘り廃棄体を定置してその周囲に工学的に施したバリアで囲み、最後に坑道を埋め戻すというものであるので、初期の放射能レベルが極めて高い数百から千年の間は、可能な限り制度的管理を継続し、その管理（用心深く監視すること）の程度をモニタリングや居住の制限等から記録の保存まで、徐々に緩めながら、最終的な管理の終了の意思決定を将来世代に委ねる形で世代間倫理の要求を満たすことができると考えられる。

2.5 地質環境の安定性

安全な地層処分が実現されるためには、地質環境が長期間安定であることが確かめられる必要があり、様々な手法で過去の日本列島の地下数百メートルの地層環境で何がどのくらいの規模でどのような速さで起こってきたかが調べられている⁽⁸⁾⁻⁽¹⁰⁾。地層処分で廃棄物が埋設される地層は、数百メートル以深から1 km程度の深さにある一定の広がりを持った堆積岩や火成岩、変成岩などから成る岩体で、物事の変化が地質学的時間スケールで進むところである。地球は半径約6,400kmで、外側から深さ30~60kmのところの地殻、深さ



図2-3 日本列島周辺のプレートと第四紀火山帯の分布

150km～2,900kmのマントル、その内側の核からできている。地球表面の地殻のすぐ下にあるマントルは日常的な時間軸では固体の硬い石でできているが、長い時間で見ると、ゆっくりとした速度で対流運動をしている。地球規模で見ると、南太平洋とアフリカで上昇流があり、ユーラシアで下降流があり、これによって、地殻表面で冷却され硬くなっている大陸やプレートが年間数cmの速さで動いている。このような動きは長い時間軸で地殻の状況を変化させ、火山活動を活発にしたり気候を変化させたりする。例えばインド大陸は数千万年をかけて北上しユーラシア大陸に衝突しヒマラヤを形成しモンスーン気候をもたらしている。日本列島は2千万から1千万年前頃に大陸から分離をはじめ、数百万年前に弧状列島の形をとり始め、数万年前に現在の姿と環境を整えたとされている。

日本列島は、列島を乗せている北米プレートとユーラシアプレートの2つの大陸地殻に対して、ほぼ西向きに進む太平洋プレートと北北西の向きに向かうフィリピンプレートが斜め下に沈み込む形で、2方向から強く圧縮されている。この結果、地震・断層活動、火山・火成活動その他の自然現象が活発に起こり、岩盤や処分施設の破壊や地下水の流動、水質の変化などを引き起こす可能性が考えられる。プレートは数cm/年の速さで動き、この結果、数百万年から数千万年を時間軸として地殻状況を変化させているのであるが、このような変化に対して、放射性廃棄物を閉じ込めておくべき数万から数十万年という期間で、どの程度の変化があるかが問題となる。日本列島では、プレートが衝突して沈み込む部分が海溝となり、衝突した岩盤が互いに動くことで地震が発生し、地下深く沈み込んだプレートから分離された水が周辺の高温岩石と反応して溶解させてマグマを発生し、火山が生成される。このため火山の位置は、プレートが地下100～180kmの深さに到達する場所の上部となるため、その分布は限られている。東日本火山帯より東側には火山がないので、このラインは火山フロントと呼ばれている。このように、火山のある場所は、過去数十万年程度にわたってその活動地域が限定されていることや、火山の周辺では地温の上昇や地下水の水質変化などが認められるが、そのような範囲は概ね火山の中心から数km～20km程度までを目安とできること、などがわかっている。

一方、地震はもっと広い範囲で起こる。プレートの境界、海洋プレート内、内陸の浅い部分などでひずみがたまり、これが震源となり、広い範囲が揺れたりするため、日本列島中地震が全くない場所を探すのは不可能と思われる。ところが、実際にその揺れが伝わる

ときに何が起こるかという、岩盤がそのたびに壊れる、ということではなく、岩盤同士の隙間のところがずれる、すなわち、既にある隙間が地震のあるたびにずれるのである。いつもその隙間で力が解放されるところで、100～200万年前以降に地震を起こし、今後も活動を継続すると考えられる断層を活断層と呼んでいる。活断層が地層処分場にあると、廃棄物が破壊される可能性があるため好ましくないが、地震で揺れるというだけのところであれば、頑健な人工バリアで囲まれた廃棄物が壊れるようなことはない。このような断層活動によって岩盤が破碎される等の影響が及ぶ範囲は数m～数百m程度で、その外側に小断層や割れ目が分布する範囲は、大規模な断層の事例であっても断層から両側2km程度の範囲までしか及んでいなかったということがわかっている。このため地層処分では、活断層のある場所を避けることになっている。この活断層の場所については調査が進んでおり、主なものについてはその場所がわかっている。最近では、これまでの観測ではわからなかった活断層が問題になっているが、地層処分では予め処分場の候補となる場所が決められ、その場所について地表及び地下の調査が詳しく行われるため、活断層の存在を見落とす可能性は低いと考えられる。

2.6 多重バリアシステム

このように、地質環境については、過去の活動履歴を参考にして、処分施設を隔離し、閉じ込めておく機能が備わっていることを確認して、廃棄物の生物圏に対する影響を避けることができる。したがって、地層処分された放射性廃棄物によってもたらされる最も重要な出来事は、放射性物質が地下水中に溶け出して、地表の生物圏にもたらされることである。このようなことのないように保証するには、地下水の流れや岩盤の亀裂構造などを十分に把握しておく必要がある。これらについては、調査により多くのことがわかるが、それでも、地下の構造は、不均質なため、全てを把握することはできない。地層処分ではこのような知識の限界と不確実性の範囲を把握し、それを考慮したうえで、廃棄物が人と環境に健康影響をもたらさないという十分な見通しのある隔離閉じ込め機能を備えた受動的な安全系を築く。このため、放射性物質の閉じ込めをより確実にするために、深い地下に隔離するほか、人工的なバリアを構築して放射性物質が漏れて出てこないようにする。図2-4に高レベル放射性廃棄物のためのバリア構成を示す。

人工バリア構成要素のうちガラスは、放射性物質をガラスと一体として固めており、ガラスが溶けない限り放射性物質は出てこない。流れの小さい地下水中でのガラスの溶解速度は極めて遅く、ガラス固化体全部が溶けるには少なくとも7万年はかかると評価されている。また、たとえガラスがなくなったとしても放射性物質の大部分は、本来岩石を構成するような元素から出来ているため、それら自身が地下水中に溶解する量は極めて限られている。その外側のオーバーバックと呼ばれる金属は、地下水とガラスの接触

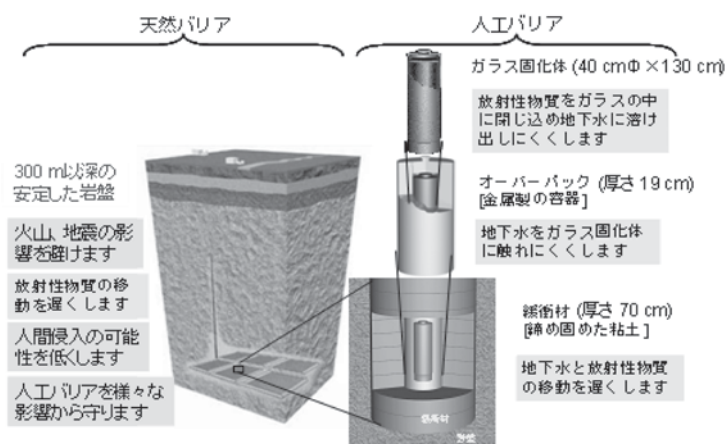


図2-4 地層処分システムの構成要素と期待されるバリア機能⁽⁵⁾

や放射線による水の分解の影響、微生物による影響の可能性などを調べたいろいろな実験から考えると、千年間に起こる腐食は4 cmを超えることはなく、放射能が非常に高い最初の千年は、このオーバーパックが壊れることはない、ということが保証できる。

その外側にある、約70cmの厚さの粘土緩衝材は、水を吸うと膨らむ性質(膨潤性)を持っているが、周囲に岩盤があるため、ここに地下水がきても粘土は膨潤することができず、地下水の浸入を抑制する。また放射性物質が溶けて出てきたときには、粘土が吸着材として働き、放射性物質の移動を抑制する。

このようにして作り上げられる人工バリア(人工的に構築した構造物)と天然バリア(深い地下の地質構造)を合わせて多重バリアシステムと呼んでおり、一般的な条件を用いて行った安全評価によれば、これらが補完的に働き、数十万年以上の将来にわたって生物圏に漏出する放射性物質の量は無視できるものであることが示されている。日本ではこの考え方に従い、約4万本のガラス固化体を、地下300m以深の安定な地層に埋設しようと計画している。ガラス固化体は初期には発熱するので、間隔を置いて定置するため、処分施設の面積は1.5km×3.5km程度に、埋設坑道の総延長は200～250kmにおよぶと見積もられている⁽¹¹⁾。

2.7 処分事業の実施

表2-2は世界の原子力利用国の放射性廃棄物事業計画の進捗状況を要約したものである。世界のどの国も使用済み燃料または高レベルガラス固化体を地層処分しようとして計画を進めているが、その進展の度合いは国により様々で、処分施設を設置するサイトの選定において、住民の同意または協力を得るのに苦労している。処分事業においては、(1) 放射性廃棄物は既に発生して存在している、(2) 発生により便益を受けたのは国民全員である、(3) 廃棄物の放射能レベルは長期にわたり高いままで、もたらされる危険は国民全員さら

を断ち、少なくとも千年は間違いなく放射性物質を閉じ込めるための機能を果たす。原子力機構の概念検討では、19cmの厚さの炭素鋼で周りを取り囲むことにしている⁽⁵⁾。この鉄は、地下の深いところでは地表と違って酸素がほとんどないので、なかなか腐食されない。残っている酸素の影響

には将来世代に及ぶ、(4) 放射性廃棄物またはその潜在リスクをゼロにする方法はない、との認識を共有し、人々の日常経験の範囲を超えた時間範囲における安全確保の見通しについての理解を共有することが鍵となる。

表2-2 原子力利用国の放射性廃棄物事業計画の進捗状況^{(12)、(13)}

国・地域	原子力発電状況		廃棄物	地層処分事業の現状
	出力 (万kW)	基数		
米国	10632.3	104	使用済燃料 ガラス固化体	1982年放射性廃棄物政策法に基づいた処分候補地の選定の後、1987年放射性廃棄物政策修正法により、ユッカマウンテンを唯一の候補地として選定。2002年法律で規定された手続きに基づいて、正式にユッカマウンテンを処分地として決定。 オバマ政権はユッカマウンテン計画を中止する方針。エネルギー長官が設置した「米国の原子力の将来に関するブルーリボン委員会」が代替案を検討して、最終報告書が出され、使用済燃料の管理の実施シナリオを検討中。
フランス	6588	58	ガラス固化体	1991年放射性廃棄物管理研究法により、地層処分、分離・核変換、長期貯蔵の3分野について研究開発を15年間実施。地層処分については、1999年よりビュールでの地下研究所の建設・操業。 2006年に地層処分を基本とする「放射性廃棄物等管理計画法」を制定。処分場は、地下研究所による研究対象の地層に限定。
日本	4614.8	50	ガラス固化体	2000年に「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律」が施行。これによりガラス固化体を地層処分することを決定。同年実施主体原子力発電環境整備機構(NUMO)が設立、2002年より最終処分施設の建設地の公募を開始。
ロシア	2419.4	28		
韓国	1871.6	21	使用済燃料	2004年に、政府は、中低レベル放射性廃棄物処分場と使用済燃料の中間貯蔵施設を同一サイトに立地するこれまでの放射性廃棄物管理政策を見直し、低中レベル放射性廃棄物処分場の立地を分離して推進することを決定。
ウクライナ	1381.8	15		
カナダ	1330.5	18	使用済燃料	1990年代に、地層処分は技術的には可能だが社会的受容性が不十分とされ、サイト選定プロセスには移行せず。 2005年、実施主体は最終的には地層処分とするが、当面(60年間)は貯蔵するという適応性のある段階的管理アプローチを提案し、2007年、正式に決定。 1977年にゴアレーベンを候補地サイトとして選定。
ドイツ	1269.6	9	ガラス固化体 使用済燃料	2002年以降、ゴアレーベンでの新たな探査活動が3～10年凍結。 2002年にはサイト選定の手続きを検討(その後連邦政府による審議は未了)。 2010年に連邦政府の方針により、ゴアレーベンでの探査活動を再開。
中国	1194.8	14	ガラス固化体 使用済燃料	2006年策定の「高レベル放射性廃棄物地層処分に関する研究開発ガイド」に基づき、甘肅省北山及びその周辺地域に置いてサイト調査を実施中。
英国	1172.2	18	ガラス固化体	2008年に英国政府が選定したサイト選定プロセスに基づき、地層処分施設のサイト選定プロセスへの関心表明の募集を開始、継続中。
スウェーデン	940.9	10	使用済燃料	1992年からスウェーデン核燃料・廃棄物管理会社(SKB社)が自身の計画に基づくサイト選定を開始。 公募、申し入れにより、フィージビリティ調査を8自治体で実施。2002年からは承を得た2自治体でボーリング調査等を実施し、2009年にSKB社が処分場建設予定地をフォルスマルクに決定。
スペイン	778.5	8	ガラス固化体 使用済燃料	全ての放射性廃棄物の処分実施主体として、国営企業の放射性廃棄物管理公社(ENRESA)が1984年に設置。処分場の選定活動は1998年に中断、最終管理方針の決定は先送り(地層処分が有力オプション)。使用済燃料等の集中中間貯蔵施設の設置について、政府は2009年に受け入れ自治体の公募を開始、2011年に受け入れ自治体を決定。
ベルギー	619.4	7	ガラス固化体 使用済燃料	全ての放射性廃棄物管理を一元的に行う組織として、連邦政府の機関である放射性廃棄物・濃縮核分裂性物質管理機関(ONDRAP/NIRAS)が1980年に設置。高レベル放射性廃棄物の管理方針は未定。ONDRAP/NIRASは2010年10月に高レベル放射性廃棄物及び長寿命の軽核レベル放射性廃棄物の長期管理に関する国家廃棄物計画を連邦政府に提出。方針決定に向けて政府で検討中。
台湾	520	6		
インド	478	20		
チェコ	401.6	6		
スイス	340.5	5	ガラス固化体 使用済燃料	2005年に、放射性廃棄物の地層処分の許可義務を規定した原子力法、原子力令が施行。 2008年に、連邦政府がサイト選定手続きを定めた特別計画「地層処分場」を策定。同年に処分の実施主体である放射性廃棄物管理協同組合(Nagra)が候補サイト地域を提案、2011年に3か所を正式に決定。
フィンランド	284	4	使用済燃料	1983年に政府が処分場サイト選定スケジュール等を決定。 2000年の自治体議会承認、政府決定、2001年の国会承認を経て、最終処分地をオルギルトに決定。

その一方、人々は、現在の世界あるいはたかだか数世代先の社会制度の継続が見込まれる将来までの時間範囲で物事を考え理解することに慣れ親しんでいる。これらの人々は、分業化社会におけるサービスに付随するリスクの処理（安全の確保、廃棄物処理処分）は、廃棄物の発生により便益を受けたサービス提供者の責任でなされるべきであるという日常の常識をもとに考える。一般に安全の確保や廃棄物の処理処分などのリスクの処理は、上流の製品やサービスの取引には明示的な形としては表れず、サービス提供者の受ける対価（利益）の中からその対処がなされる。そのサービスや製品の取引において、消費者は、サービスに付随するリスクの処理処分がどれだけ技術的に困難か容易か分からないし、サービス提供者がどれだけの利益を得て、安全確保にどれだけの資源を費やしているかその誠実性についても十分な情報を持ち得ない（情報の非対称性）。このためサービスの取引において人々は、安全や廃棄物についてはサービス提供者が全面的に責任を持ち（絶対安全と約束し）、何かあれば賠償するという形で、消費者はゼロリスクの状態になっていると思い込んでいる。したがって処分場サイトに対する協力要請は、サービス提供者が利益を得ておきながら、そのつけを消費者に押し付ける不当な行為と解釈され、人々は自分のところには持ってくるなというNIMBY（Not In My Back Yard）の態度をとるとともに、処理処分においてゼロリスクでなければ受け入れないという不合理な態度をとる。

しかし、世代を超えた環境倫理の面から考えると、これは大いなる誤解である。消費者はそのサービスを社会として受け入れて便益を得ているのである。放射性廃棄物処分の問題は、世代内の人々の安全に対する問題であるとともに、数世代先までの将来世代の人々、さらには社会制度や人々のふるまいがどうなるか想像のつかないずっと先の将来世代の人々に対する、現世代と其中的サービス提供者が共に持つ倫理的責任の問題であり、感情的対応からもたらされるモラトリアムは誰にとっても良い結果をもたらさない。

地層処分に関わる技術者集団の主張によれば、地層処分は、現世代の人々にも将来世代の人々にも大きなリスクを与えないで放射性廃棄物を隔離し閉じ込めておく能力があり、我々は自分たちの社会として誠実に倫理的義務を果たすことができる。このことは、情緒的嫌悪や処分を推進する人々に対する不信がなければそんなに理解の難しいことではない。表2-2の中で地層処分計画がうまく進んでいる国々では、このような事柄に対する熟議がステークホルダーとの間で十分になされたと考えることができる。この議論は、サービス特に公共的サービスの提供者と消費者の関係を、搾取者と被搾取者の間の階級的敵対関係あるいは経済的敵対関係にとらえ、サービスは既にリスクなしで獲得した権利（公共サービスでは社会に属することによる生来の権利）であり、サービスに付随するリスクは、サービス提供者からもたらされる不当なリスクである（自分たちはいつも損をさせられている）と考える人々との間で、そのような誤解から生まれた情緒的嫌悪感を克服する形でなされる必要がある。

【参考文献】

- (1) 原子力ハンドブック編：原子力ハンドブック（オーム社、2007）.
- (2) 使用済み燃料管理及び放射性廃棄物管理の安全に関する条約、日本国第4回国別報告、平成23年10月（2011）.
- (3) IAEA, Specific Safety Requirement: Disposal of Radioactive Waste, No. SSR-5（2010）.
- (4) 特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律（平成12年6月7日法律第117号）（最終改正：平成23年7月22日法律第84号）
- (5) 原子力研究開発機構：「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（1999）.
- (6) 原子力研究開発機構：「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－別冊地層処分の背景（1999）.
- (7) Miller, W., Alexander, R., Chapman, N., McKinley, I. and Smellie, J. : Natural Analogue Studies in the Geological Disposal of Radioactive Waste, Nagra Technical Report NTB 93-03（1994）.
- (8) 原子力研究開発機構：「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－分冊1 我が国の地質環境（1999）
- (9) 原子力発電環境整備機構：「高レベル放射性廃棄物地層処分の技術と安全性」
－「処分場の概要」の説明資料－（2004）.
- (10) 原子力発電環境整備機構「地層処分事業の安全確保（2010 年度版）」
～確かな技術による安全な地層処分の実現のために～ NUMO TR11-01（2011）
- (11) 原子力発電環境整備機構：放射性廃棄物地層処分の事業について
－分冊1 処分場の概要－（2009）.
- (12) 経済産業省資源エネルギー庁電力・ガス事業部 放射性廃棄物等対策室：諸外国における高レベル放射性廃棄物の処分について（2012.2）
- (13) 日本原子力産業協会：世界の原子力発電開発の動向2012年度版（2012.5）

第3章 使用済み燃料の再処理

3.1 軽水炉燃料の再処理

(1) 使用済み燃料の再処理の化学

現在の原子力発電の主流は軽水炉によって占められている。軽水炉（LWR）は ^{235}U 濃縮度3～4%程度の燃料を燃焼させているが、元の天然ウラン（U）からみるとその0.5～0.6%程度のもの（減損U）を燃焼させているに過ぎない。 ^{235}U はもちろん、 ^{238}U もプルトニウム（Pu）に変換させれば燃焼させる潜在能力を持っているので資源利用効率を上げるために、Puや減損Uを分離し、軽水炉燃料に利用することが必要である。これが再処理で、核燃料サイクルの要の技術である。

再処理が工業的に行われたのは1944年、米国で原爆製造を目的として、Pu生産炉の照射済燃料からPuを回収するのにリン酸ビスマス法が用いられたのが最初であった。その後いろいろな再処理方式が試みられたが現在実用化されているのは湿式ピューレックス（PUREX: Pu and U Recovery by Extraction）法である。この方法は、使用済み燃料を硝酸に溶かした水溶液から、UとPuを希釈剤であるドデカン中に溶かしたTBP（リン酸トリブチル：tributyl phosphate）と呼ばれる有機溶媒で抽出し分離回収する溶媒抽出法である。溶媒抽出法とは、液体の中に含まれる物質の有機相と水相への分配比を利用するもので、図3-1に示すような分液ロートで目的の物質を分離する方法と原理的に同じ古典的な化学

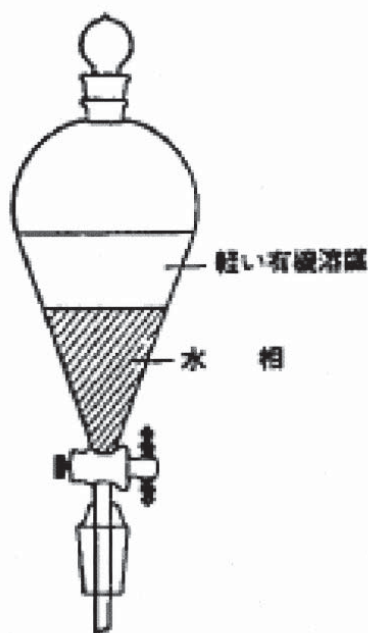


図3-1 分液ロート

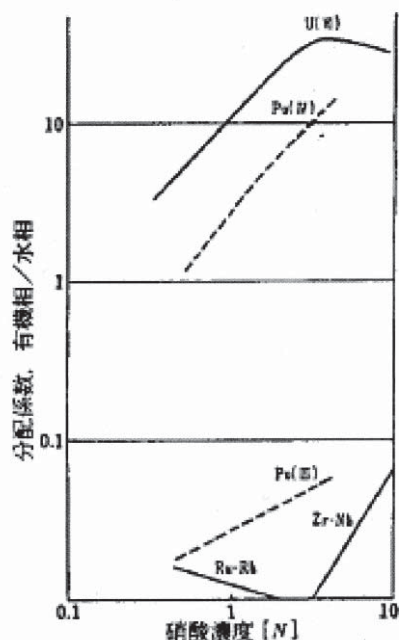


図3-2 TBP・硝酸系の分配係数

プロセスといえる。有機相（溶媒）がTBP、水相が硝酸溶液の場合のU、Puと代表的な核分裂生成物（FP）の分配係数を図3-2に示す。この図から、以下の工程によってUとPu（IV）とFPが分離できることが理解される。

- ・ 燃料溶解液の硝酸濃度を約3規定に調整して溶媒抽出にかけると、UとPuは有機相に抽出されFPは水相に残る。（共除染工程）
- ・ 水中のPuの原子価を還元剤を利用して4価から3価に還元して溶媒抽出をかけると、Uは有機相に残り有機相中のPuは水相に移る。（U/Pu分離工程）
- ・ 以上の工程で分離されたU、Pu、FPのそれぞれに多段の溶媒抽出を繰り返すと、分離の精度と度合いが上がる。（精製工程）

使用済み燃料の再処理にともなう安全措置としては、通常の化学工場の対策に加え、核分裂性物質の臨界防止や放射性物質の閉じ込めを図ることが重要となる。

（2）ガス冷却炉と軽水炉燃料の再処理

米国はマンハッタン計画に基づきU濃縮の必要のないPuの原爆の開発を行うため1945年ハンフォードに兵器級Puの回収を目的としたPu生産炉（燃焼度約500MWD/t）を建設した。この炉は燃料として天然Uを用いた金属U、中性子減速材として黒鉛、および原子炉冷却材として炭酸ガスを用いたガス冷却炉である。引き続き旧ソ連、イギリス、フランス、中国等で類似のPu生産炉が建設され、その後1953年アイゼンハワー大統領の「Atoms for Peace」宣言でPu生産炉の一部は、改良され発電および地域暖房目的も兼ねた。

イギリス、フランスでは、軍用ガス冷却炉を改善して、燃焼度を向上させ、Puを回収しながら発電することが実用化された。このガス冷却炉の使用済み燃料（SF）の再処理では、PUREX再処理技術が主流でその再処理施設が稼働始めた。これらのガス冷却炉はいずれも数千MWD/tの燃焼度で、発電量当たりのSF発生量が多く（LWRの10倍）、必要な再処理工場の規模も大きくなり千トンU/年級の処理能力を持った。しかしU-235、Pu等の核分裂性物質および核分裂生成物（FP）とも濃度はLWRに比べてはるかに低く再処理の技術的難度も小さかった。

1960年代、原子力発電の経済性向上を目的としたLWRが米国で開発され、そのSFから回収されるU、Puを再利用する「核燃料サイクル」の端緒が開かれ、再処理がより要の技術とされた。以降世界の再処理工場は軽水炉燃料の再処理施設が主流となった。1970年代以降、ガス冷却炉のSF再処理に採用されたPUREX法は、軽水炉燃料の再処理にも引継がれ、イギリス、フランス、日本でも工業規模の再処理施設が建設され操業を開始した。

再処理の典型的な工程を図1-5（前出）に示す。現在、世界の再処理工場では若干の差はあっても、基本的にはこの工程を採用している。再処理はPu生産炉からPuを抽出するための機微技術であった。核の平和利用宣言で、天然U燃料型のガス冷却炉、改良ガス冷

却炉、軽水炉、高速炉と炉型は変わっても再処理の重要性は不変で、前述の様に軽水炉燃料再処理が主流となった。

3.2 東海再処理工場の開発

(1) 東海再処理工場の開発経緯

(a) 建設過程

日本の再処理技術の沿革を以下に示す。東海再処理工場は多くの背景要因に支配されつつ、着実にその歩を進め、導入技術で始まったが、主要機器の腐食トラブルなど様々な困難を克服しつつ、準国産技術として定着させた。さらに、その技術移転も加えながら商用技術、さらには先進的施設として次世代に技術継承しようとしている。日本の再処理技術開発は当初は自主技術の開発で開始された。1966年の最初の原子力長計で、燃料要素の再処理及び廃棄物の処理について、基礎的研究および中・長期的な試験は原研が行うが、実用規模プラントの建設と運転は原子燃料公社（公社）（現 日本原子力研究開発機構）において集中的に行うと決めた。発電炉については、論争はあったが、商業化できる原子力発電は民間ということで落ち着き、1957年11月1日日本原子力発電（株）が発足し英国からのコールダーホール型炉の導入が決定した。再処理施設については、1960年度に「一日当たり200～500Kg程度の再処理パイロットプラント（PP）規模の建設」とした。1961年10月18日、海外再処理調査団は、再処理を工業的に実施している米国、イギリス、フランス等を訪問、調査結果をまとめ「日本はPPでなく、1t（トン）U（金属ウラン換算）/日処理規模の工場建設をめざすべき」とした。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」との報告書を提出、技術導入が決まった。1965年代になって、電力会社主導で原子力発電所が建設されるに至り、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、原子燃料公社にて、実用規模（0.7tU/日、210tU/年処理）の東海再処理工場が、フランスを中心とする技術をベースに建設されることとなった。この時点で再処理施設の民営化に熱心であった米国は、1968年Morrisに再処理工場MFRP（Midwest Fuel Recovery Plant）を建設し、事業者のGEは日本の電力各社に、使用済み燃料の再処理を安く引き受けると表明した。その後、MFRPは経済性を追求する余り、精製工程を省き斬新な保守方式で多くの技術的課題を生じ撤退した。他の米国の民間再処理施設（WVRP/BNFP）も巨額の追加経費、カーター政権の核不拡散政策等で撤退した。MFRPは、コンパクトで中間貯槽を排除した遠隔保守概念を構築、経済性を標榜したが後述する同じ米国のORNLのHEFの遠隔保守概念の様な実証技術への積み上げ経験が少ない処で問題が顕在化したことに注意を要する。

安全設計を基本にした安全審査の認可後、1971年東海再処理工場は建設を開始した。建設に当たっては、その政策決定プロセスとして、地元との合意形成過程が重要であった。原子力施設立地に伴う地域整備の遅れ、放射性液体廃棄物の影響に対する不安の解消、米軍水戸対地射爆場の移転等課題も多く茨城県をはじめとする地元自治体、県漁連の強い反対に直面し、国も前面に立ち課題の解決に努めた。東海再処理工場の計画が始まった頃、予定敷地に隣接して約1150haと広大な米軍の「水戸対地射爆撃場」があり、その移転が東海再処理工場建設の条件であった。1973年佐藤（栄）内閣の時、射爆場は返還された。跡地は「ひたちなか港」、「石炭火力発電所」ならびに「国営ひたち海浜公園」などが設置され、地元振興の拠点となっている。

(b) 許認可

公社は1968年8月、「再処理施設の安全性に関する書類」を内閣総理大臣に提出し、原子力委員会再処理安全審査専門部会の審査が始まった。同部会は、工程および環境分科会からなり、工程では、放射能収支等を巡り厳しい審議が行われた。環境では、海洋放出に関する評価の方法論が難関だった。ことに前述したように合意形成の過程にあって地元から示された放射性液体廃棄物の影響に対する不安の解消をめざし、原子力委員会は、1966年7月7日、「放射性廃棄物の海洋処分に関する調査研究について」を定め、原子力安全研究協会の「放射性廃液の海洋処分に関する調査研究」（海放特）が同年から活動を開始した。海洋放出に伴う線量評価には、核種ごとの放出量、拡散、海産生物の濃縮のデータが必要で、海放特のデータが有効だった。41回にわたる審議の後、同部会は1969年、原子力委員会に、安全性は十分に確保し得る旨を答申し、1970年、内閣総理大臣はこれを認めた。海洋放出について、操業開始前に海洋調査の結果を取入れ、詳細な審査を行う旨定められており、動燃（公社の後身）は1975年に審査を申請、1977年に合格し、世界で最も厳しい海洋への影響評価結果だった。

なお、1997年3月11日東海再処理工場で生じたアスファルト固化処理施設の火災爆発事故を受け、その原因究明と必要な措置を図るとともに、この事故による運転停止期間に、東海再処理工場は、「再処理施設安全審査指針（指針）（1987年2月20日原子力安全委員会決定）」制定前に、安全審査を終了（1970年1月12日）していたこともあり事故後運転再開に向け自主保安の一環として、同指針3安全評価や、HAZOP、FMEAを用いた安全評価手法等の最新の知見を取り入れた図3-3に示す日本原燃(株)六ヶ所再処理工場の安全評価と同様に、安全性を確認し国及び関連自治体等に報告した。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を改めて確認し、さらに、運転時の異常な過渡変化を超える事象に対してその拡大防止策、影響緩和策が適切に取られ機能することを検証した。加えて仮想事故を見直し、立地事故の場合、

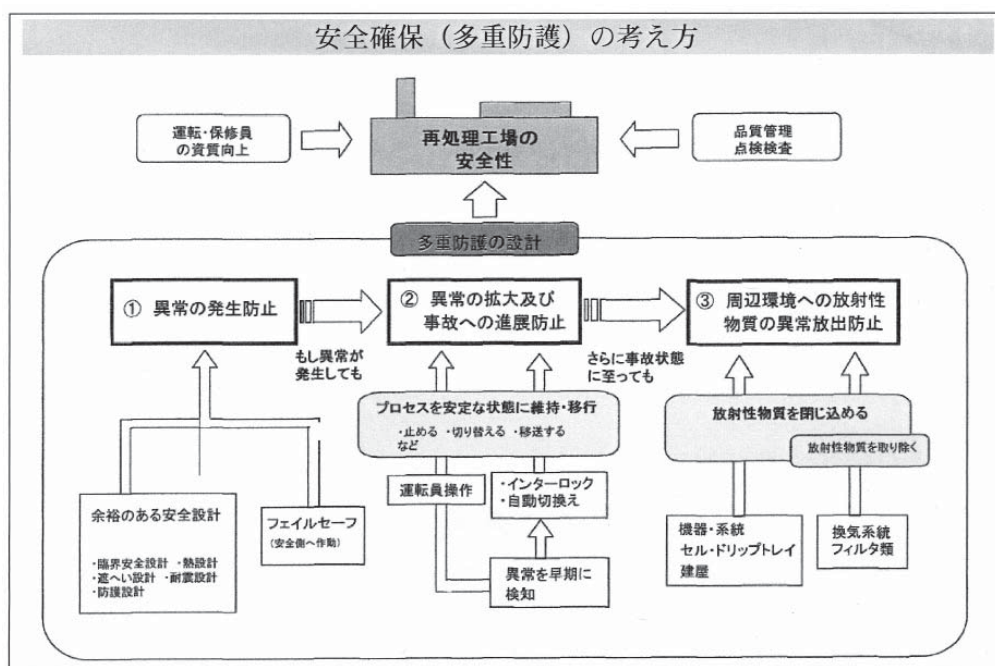


図3-3 再処理施設安全設計 (by JNFL)

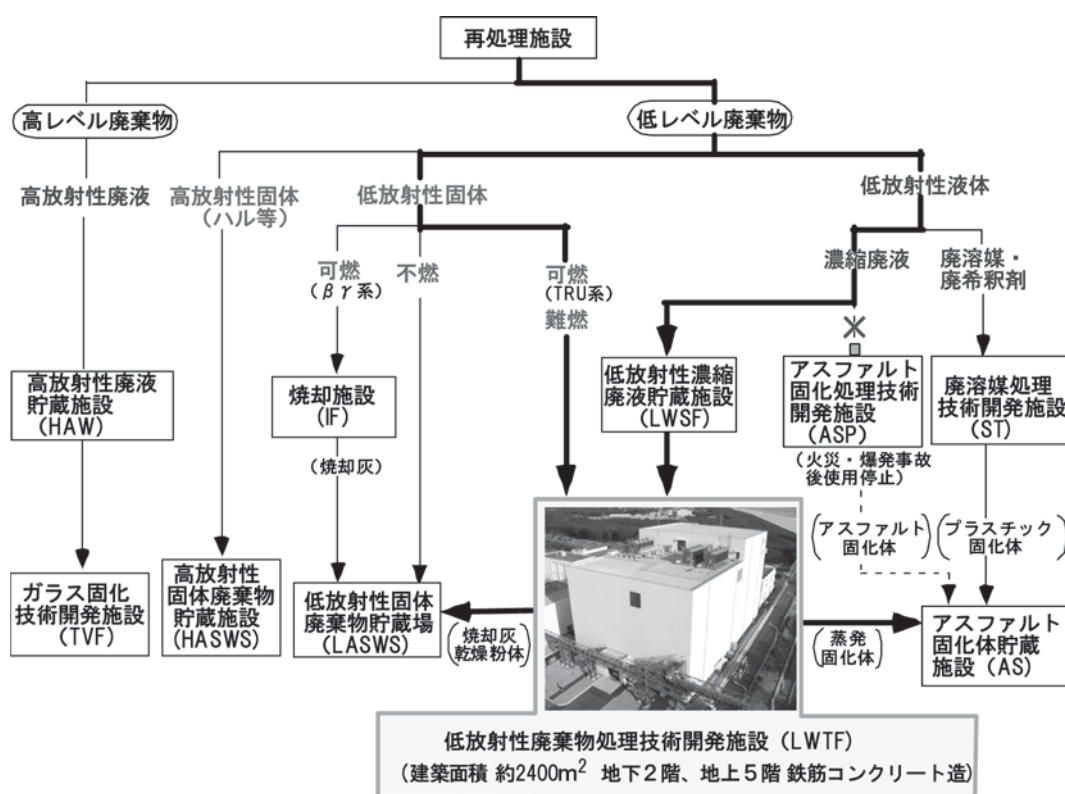


図3-4 低放射性廃棄物処理技術開発施設 (LWTF)

公衆との離隔距離が十分かを改めて検証し、必要な対策が講じられていることを確認した。また上記評価結果に伴う運転要領書の改正作業等を通じ従業員の安全設計の認識を一層深め共有した。

なお、再処理施設から発生する低放射性廃液は図3-4に示すように、従来のアスファルト固化施設から、核種分離技術や硝酸分解技術開発を目的とする低放射性廃棄物処理技術開発施設（LWTF）において低放射性固体廃棄物とともに、処理される方向で進められている。

(2) 技術開発

(a) 運転・保守を通しての技術確立

軽水炉燃料の再処理は世界的にも黎明期であったことから、その設計技術は成熟したものとは言い難く、結果として東海再処理工場は様々な運転上のトラブルに遭遇した。3%濃縮Uが用いられ発電効率が大幅に改良されたLWRはガス冷却炉と比べ燃焼度も約10倍の30,000MWD/t程度となり、PuおよびFPの含有量も1桁増大した。したがって黎明期の軽水炉燃料の再処理にあっては、比放射能とプルトニウム含有量の著しい増加によって、ガス冷却炉SFの再処理では問題の少なかった種々の臨界、遮蔽、不溶解残渣等の詰まり、腐食、溶媒劣化等の課題へのより一層の安全対策が必要となり改良工事を伴った。東海再処理工場でも多くのトラブルに遭遇し独自技術でこれを克服して核不拡散技術や環境負荷低減技術と併せ実証を果たしてきた。

このトラブルを国産技術を駆使して克服する過程で、独自のセル内ホットメンテナンス技術等を構築した。溶解槽の遠隔保守、酸回収蒸発缶、Pu蒸発缶の直接保守などはこの代表例である。直接保守では被ばく低減のため、後工程に影響を与えないセル内除染技術の確立が欠かせなかった。なお、溶解槽等高放射性溶液を扱う機器の遠隔保守の例にみられるように、新たな知見を活用する必要があると思われる場合には、予備セル・スペース等を設けて置き、必要最小限の試薬・計装・ユーティリティ配管などの予備的措置を施しておく等極めて有効な知見が得られた（予め溶解槽第3セルが用意されていた）。

1977年カーター大統領による、核不拡散政策が施行され、日米原子力協定8条C項に基づく、米国産濃縮U使用のSFの再処理に当たって、米国の同意が必要とされ、厳しい日米再処理交渉の末、漸く処理量99tU制限（後年解除）ならびに保障措置（SG）技術開発の条件の下同年9月22日東海再処理工場はホット試運転を開始した。図3-5に示すように、その後電力との契約等に基づき1997年迄運転し、国内の典型的LWR（BWR/PWR）およびJPDRやATR等のSF約1140tU処理して役務運転を終了し開発運転に移行した。

また表3-1に東海再処理工場における代表的トラブルとその影響と対策を示した。これによると機械処理系、化学処理系とも主要工程の故障機器は殆んど輸入機器で、設置にお

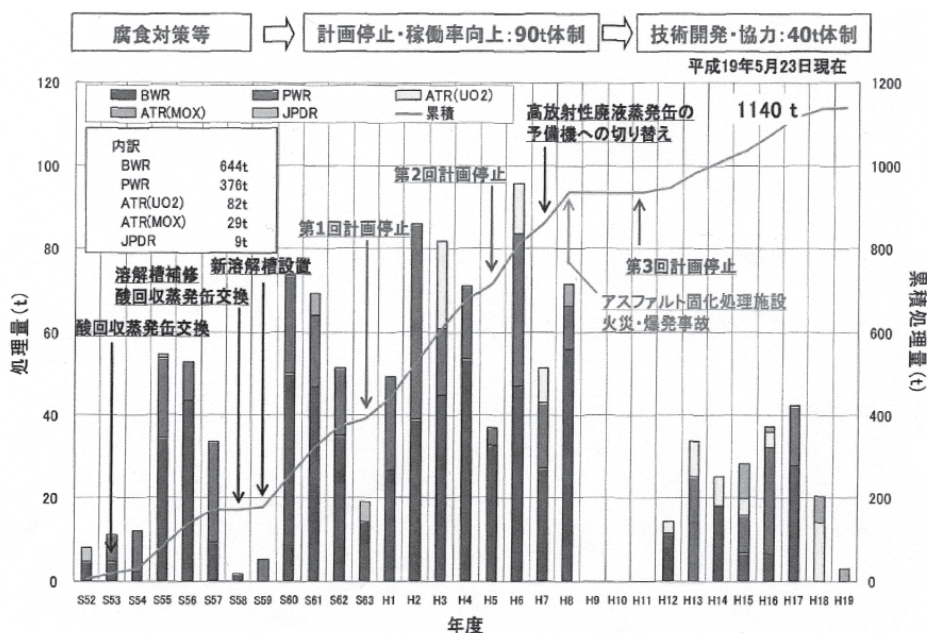


図3-5 東海再処理工場の運転実績

表3-1 東海再処理工場における代表的トラブル⁽¹⁾

工 程	機 器	箇 所	事 象	影 響	補修方法	対応策
機械処理	せん断工程の機械類	せん断刃、燃料送り装置、端受取装置	しゅう動部へのせん断刃の噛み込み、せん断粉の滞留による動作不良	停止1週～1月	遠隔補修	部品改良（一体構造化等） スクレーパ（排出機構）の設置 カメラによる監視機能強化
		燃料導入コンベア、セル間扉	駆動系の動作不良	停止1週～1月	遠隔補修	駆動軸の取付改良、治工具類の工夫
化学処理	溶解槽（2基）	加熱溶解部	腐食による溶接部の貫通孔	停止2.7年	遠隔補修 予備セルの活用	溶接部分の遠隔補修 新溶解槽を設置（伝熱面の溶接部をなくす等構造改良）
	酸回収蒸発缶	伝熱管	腐食による貫通孔	停止1年	直接補修	機器交換、材質変更
	酸回収精留塔	加熱蒸気配管	腐食による貫通孔	停止1月	直接補修	補修溶接、機器交換、形状変更、材質変更
	高放射性廃液蒸発缶	加熱蒸気配管	腐食による貫通孔	停止2月	予備機の活用	ユーティリティ系、計装系接続
	パルスフィルタ	焼結金属フィルタエレメント	フィルタエレメント交換頻度増加による稼働率低下	稼働率約10%低下	機器除染 直接補修	ニ系列化 系統切替え用弁としてセラムミックバルブを採用

by O.Yamamura 16PBNC2008

ける検査の在り方や高燃焼度燃料再処理に当たっての知見の不足とその検証の必要性が指摘された。それ故現場におけるこれらの故障に積極的に取組み、国内におけるセル内ホットメンテナンス技術の確立が果たせ、保守・保全の在り方に関する貴重な知見を得た。

一方、人的トラブルは、図3-6に見られるように、習熟効果が上がるにつれ徐々に少なくなったが、作業前後の汚染確認など基本動作の徹底不足による被ばく事故などを招来し基本動作の徹底が常に必要と喚起された。

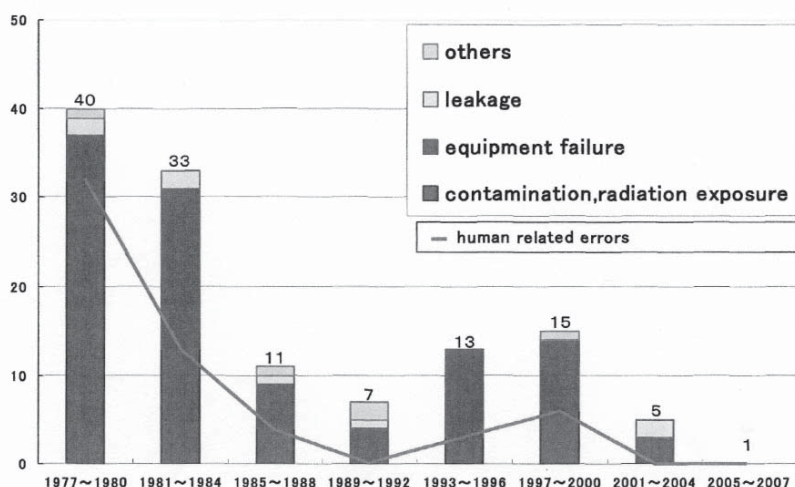


図3-6 東海再処理工場におけるトラブルと技術継承 (by O.Yamamura in 16PBNB)

東海再処理工場は、図3-5に示すように、主要機器の故障に伴う補修工事を行うため、3回の計画停止期間を設け、定期検査と併せこれらを履行、全体の稼働率が約64%に向上、年間処理量90tまで可能となった。

(b) 環境負荷低減

1970年ころから米国等で原子力の環境論争が高まった。特に、原子力施設の平常運転時の放射性物質の放出による環境汚染と重大事故の発生確率とそれによる災害評価に関し、エネルギー研究開発局（ERDA）によって、Puを用いた混合酸化物燃料をLWRにリサイクルする場合を、リサイクルしないと比較検討した報告書（GESMO: Generic environment statement on mixed oxides (NUREG-0002, August 1976)）が出され、周辺公衆の集団線量ならびに職業人の被ばくへの影響は殆ど変らないとの結論が出されている。

さらに、国際放射線防護委員会（ICRP）の勧告にあるALAP（as low as practicable）理念は再処理でも考慮されるべきとされた。同時期の放射線審議会の答申においても海域放出に起因する被ばく線量はできるだけ少なくすること、と科技庁長官も「ゼロリリース措置」の方針を1975年運転開始迄に実現するべく、東海再処理工場に対し取組みを指示した。低放射性廃液の海洋放出基準値（ $0.7 \beta \text{ Ci/日}$ 、 $260 \beta \text{ Ci/年}$ ）をさらに、1/10程度以下にすべく技術開発施設の追加設置に取組み、世界で最も厳しい放出実績が実現した。因みに国連のUNSCEAR2000報告によると、処理量に応じて規格化した海域放出放射エネルギーとして2000年迄の実績で東海再処理工場はラ・アーグ（フランス）、セラフィールド（イギリス）再処理施設の放出量を4.5桁低い水準に抑え公衆の被ばく線量低減に寄与している。最新の設置承認申請書上も $18 \mu \text{ Sv/年}$ （cf：六ヶ所再処理工場 $22 \mu \text{ Sv/年}$ ）とされ、公衆の被ばく線量限度 1 mSv/年 を大幅に下回る評価で、さらに実際の放出放射能に基づく公衆の被

－液体放出核種の低減化技術開発の一例－

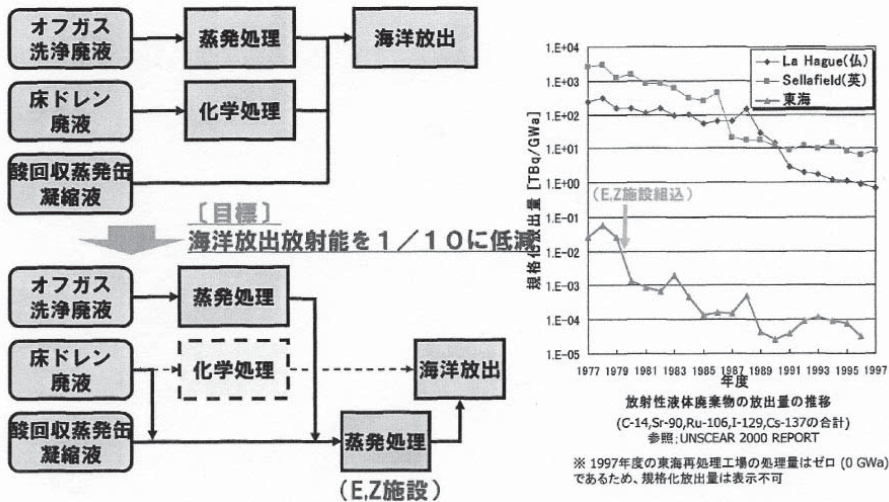


図3-7 環境負荷低減のための技術開発成果

ばく線量評価では線量限度より大幅に低い。また放射性気体ヨウ素、Cs、C-14等も管理放出されている（図3-7）。周辺環境への放射線監視は、東海再処理工場の重要な責務である。前述したように、立地状況に鑑み地元要求の原動力となった放射線監視結果を公正に評価する中央機構の整備も進められ、立地自治体等が参画した環境監視評価機構も整備され、施設の環境影響評価を事業者ならびに自治体が独自に環境試料を採取、モニタリングしその結果を公開し、評価結果の周知徹底をホット試験開始時点から進め、他の原子力施設もこれに準じ実施している点重要である。

この様に、環境モニタリングにより周辺公衆の被ばくへの影響がない事を明らかにすることが肝要で、すでに事業が開始される前のバックグラウンド調査から各自治体、事業者、国が地道に実行していることが肝要である。

・核拡散抵抗性技術の検証

-共抽出技術: UへのPu, 放出廃液 α Pu/U:2/1

-Pu転換技術

－プルトニウム－ウラン混合転換技術の開発－

マイクロ波加熱法（電磁波加熱法）の開発により、プルトニウムの単体転換を行わない核拡散抵抗性に優れた転換技術を独自に開発

日本の平和利用に資した核燃料サイクルの実現に不可欠の技術として国際的に認知

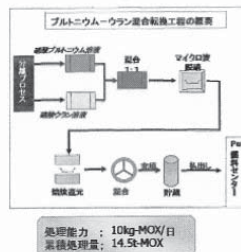
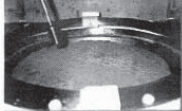


図3-8 核拡散抵抗性向上のための技術開発

(C) 保障措置技術

1977年4月、米国は核不拡散政策の変更で、自らの再処理を含む全面的な核燃料サイクル活動を止めた。これに伴い前述の通り日米再処理交渉が開始された。共同決定の発表に伴い、2年間の有効期間にPuの単体分離に代る混合転換技術の開発を義務付けられこれに成功した（図3-8）。その他、

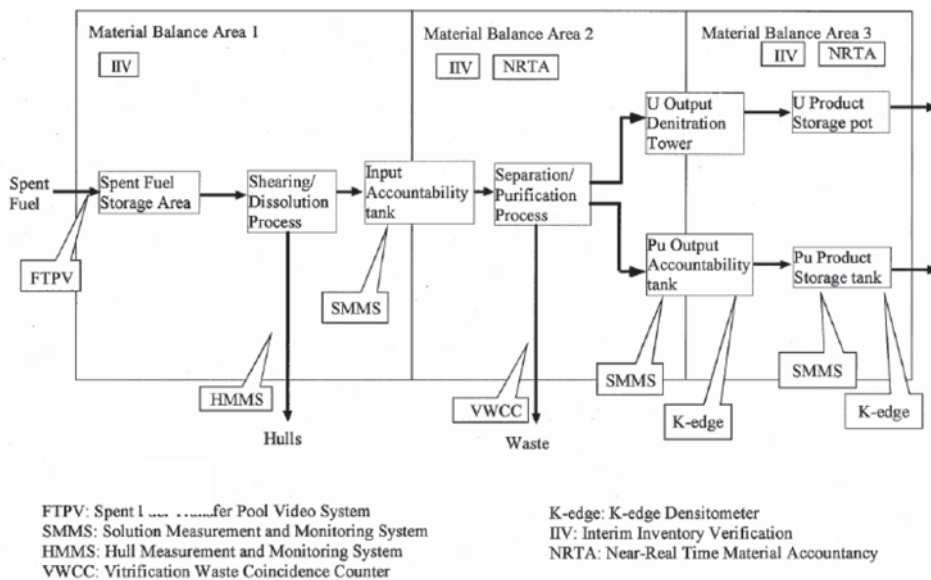


図3-9 東海再処理工場におけるSG: 計量管理およびCS体系

図3-9に示される様に、東海再処理工場は工程運転に伴いPuの不当な転用を防ぐため核物質の計量管理と封じ込め監視（C/S）技術（所謂SG技術）の確立を要求されTASTEX、JASPASなど日米共同研究などの成果を取入れ、SG技術のフィールド実証を約30年間重ねIAEAの査察へも適用した。この間、実効ある保障措置の枠組みを作り上げ、特に査察効果の向上という視点で、測定精度の向上、独立検認システムの確立、査察効率の向上という観点での連続監視技術の採用、非立会モードの採用といった現場での技術開発実証を進めてきた。さらに重要なのは、保障措置終了基準の明確化および保障措置の合理化という観点で、核物質の保障措置終了に関するとして、高放射性廃液（HALW）について、ガラス固化体が保障措置を終了できる形態と定義され、IAEAはTVFにおいて、固化体中のPu等の同定に非破壊測定を適用するよう求め、非破壊測定装置（VWCC）をDOEと共同研究開発し、固化体中の核物質を確定することにより、固化体は査察の対象外とすることに成功した。我が国は非核兵器国で唯一核物質の透明性管理を確保した国として統合保障措置対象国とIAEAから認定を受け、東海再処理工場はその核物質管理の透明性の高さを世界に示しこの成果と併せ六ヶ所再処理工場のSG技術の確立に寄与した。

3.3 六ヶ所再処理工場

(1) 六ヶ所再処理工場への展開

東海再処理工場における技術開発の成果、すなわち機器腐食への対応・改良等のプラントの信頼性向上技術、放出放射能低減化技術、廃棄物発生量の低減化・安定固化体化技術ならびに保障措置技術開発の成果等はそのまま六ヶ所再処理工場に反映されている。

表3-2 再処理工場の諸元

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 %
燃料貯蓄容量	140 t	3,000 t

表3-2の諸元に示すように、東海再処理工場は年間処理能力210tU（平均燃焼度 約28,000MWD/tU）のパイロットプラント規模に対し、六ヶ所再処理工場は年間処理能力800tU（平均燃焼度 約45,000MWD/tU）の本格的工業規模でフランスのラ・アーグUP3工場と同規模で、主工程はフランスから、その他イギリス、ドイツ、日本

の技術を包括的に採用した世界の最先端の軽水炉使用済み燃料の商用再処理工場である。

(2) 主要技術の進化

表3-3に示すように、東海再処理工場と六ヶ所再処理工場は設備システムの構成は変わらないが、商用施設使用に併せ、連続溶解槽や遠心清澄機、パルスカラムの採用に見られるように、効率化された技術に進化している。

表3-3 再処理工場の技術の進化

設備・工程名	東海再処理工場	六ヶ所再処理工場	技術開発要素
溶解設備	回分式溶解槽 (ステンレス鋼)	連続式溶解槽 (ジルコニウム)	効率化 耐食性向上
せん断・溶解オフ ガス処理設備	アルカリ洗浄と ヨウ素フィルタ	ヨウ素フィルタ2段	廃棄物低減化
清澄装置	パルスフィルタ	遠心清澄機	効率化
分離 / 分配等 抽出装置	ミキサセトラ	主としてパルスカラム	高燃焼度
高レベル廃液濃縮 / 酸回収設備	常圧蒸発法	減圧蒸発法	耐食性向上
溶媒回収設備の 溶媒処理系	プラスチック固化	減圧蒸発・減圧蒸留法	効率化 廃棄物低減化

(3) 技術の確立と技術継承

東海再処理工場は公衆被ばく線量低減をめざした環境負荷低減技術、国際的に透明性の高い核拡散抵抗性技術等をフィールドテストで実証し、準国産による再処理工場として仕上げた。六ヶ所再処理工場は大規模商用再処理工場で主要工程はフランスからの導入技術

	LFCM法 (Liquid Fed Ceramic Melter)	AVM法 (Atelier de Vitrification Marcoule)
ガラス溶融プロセス		
特徴	プロセス構成 : 溶融炉単体で簡略 加熱方式 : 直接通電ジュール加熱 HAW供給 : HAW液体直接供給 溶融炉材料 : セラミック HAW供給 : 液体直接供給 処理容量 : 大容量化容易 溶融炉寿命 : 耐食性に優れたセラミックにより長寿命(約5年) 廃炉時廃棄物 : 交換頻度低、発生量少 溶融炉保守性 : 簡略なプロセスで保守性良 技術開発 : 他国との開発情報の共有化 ガラス産業界での技術蓄積大	プロセス構成 : ローターキルン方式カルサイナ 溶融炉により構成 加熱方式 : 高周波加熱 溶融炉材料 : 金属(耐食耐熱合金鋼) HAW供給 : 廃液仮焼後、粉体供給 処理容量 : 大容量化困難、複数系列の増設要 溶融炉寿命 : 耐食性から約200日 廃炉時廃棄物 : 交換頻度高、発生量大 溶融炉保守性 : 複雑なプロセスで保守性に難 溶融炉交換が比較的容易 技術開発 : フランスの独自技術 ガラス産業界での技術蓄積小
開発国	日本、ドイツ、アメリカ	フランス、イギリス

図3-10 LFCM法原理 (2004年3月廃棄物処理処分評価委員会資料より)

となった。また、高放射性廃液濃縮工程・酸回収工程は腐食軽減の観点からイギリスの減圧蒸発システムが、ヨウ素除去工程には工程内拡散を防ぐドイツの乾式法が適用された。しかしながら、独特な創意工夫の核拡散抵抗性に優れたPu-U混合転換技術ならびに安定な連続運転可能な流動床方式によるU脱硝技術、フランスのAVM法に比べ大型化の効果が期待できるLFCM(液体供給式直接通電型セラミックメルター)法に基づく高レベル廃液のガラス固化技術には国産技術が採用された(図3-10)。

動燃は、1982年6月7日に「再処理施設の建設・運転等に関する技術協力基本協定」、引き続き実施協定を締結し設計・建設・運転への技術協力を行ってきている。また、六ヶ所再処理工場の設計、建設、試運転の進捗に併せ概念設計、基本設計、詳細設計、建設と運転準備、試運転支援、保障措置、技術確証等多岐にわたる受託業務を通し技術協力を行ってきた。またこの間、技術情報の提供も実施、技術移転業務の補完にも努めた。さらに約250名の技術者の派遣と約600名の研修生の受入れ等を通し、必要な技術伝承に努め円滑な操業支援をめざして協力を続けている。

3.4 次世代再処理技術

(1) 再処理技術の進化

1965年代半ばから高速炉燃料の再処理について技術調査と基礎的実験を開始していたが、1975年3月31日付で原子力委員会が策定した「動力炉・核燃料開発事業団基本計画」

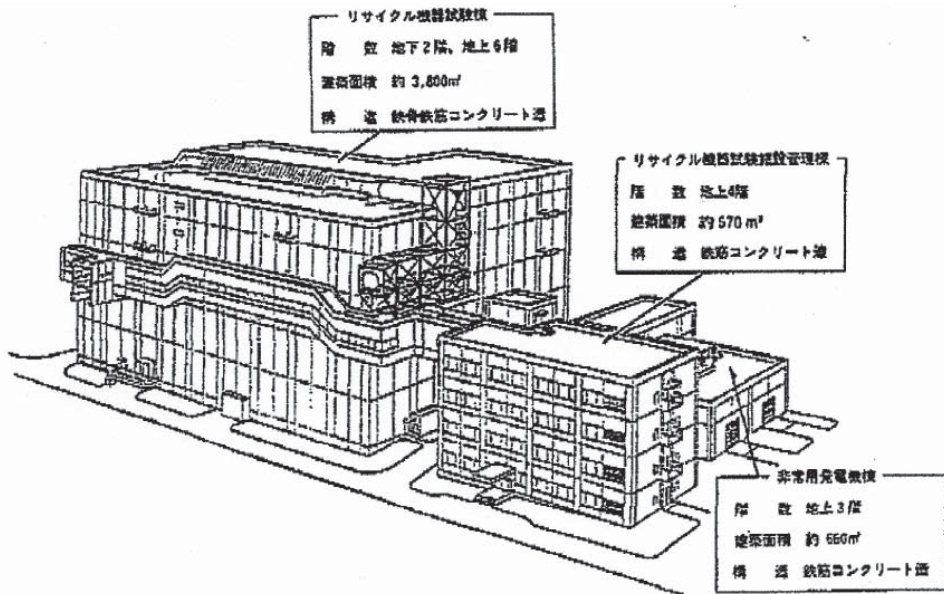


図3-11 RETF鳥瞰図

に高速増殖炉燃料再処理技術の研究業務が追加された。開発当初、自主技術の確立を基本方針とした。長期的には実用炉の燃料を再処理する技術の確立また中期的ないし短期的には実験炉常陽および原型炉もんじゅからの使用済み燃料の再処理ができるような試験施設を建設し、その操業に必要な技術の開発を目標とした。再処理方式は高レベル放射性物質試験室（CPF）で1975年代は第Ⅰ期の各種機器のホット試験を行いPUREX法の確証試験が行われ、その適用性を確認した。次の10年間の第Ⅱ期に「工学規模のホット試験を行い、新型機器およびプロセスを確証するとともにプロセス・エンジニアリングを行うため、パイロット施設との間に加え、開発体制を強化するため「リサイクル機器試験施設」（RETF）の詳細設計を行った（図3-11）。

(2) RETFにおける試験計画⁽²⁾

高速炉燃料の再処理は、軽水炉燃料の再処理で実用化されているせん断・溶解ならびにPUREX法を基本としている。しかし、高速炉燃料には、軽水炉燃料と異なる以下のような特徴があるため、それらに対応する技術開発が必要となった。

- ① 燃料集合体は燃料ピン束を六角管状のステンレス鋼ラッパ管で覆われている。このため、燃料ピンをせん断する前にラッパ管を除去する解体工程が必要となる。
- ② 使用済み燃料中のPuの濃度が、LWR燃料の数%に対し20-30%と高いため、施設の臨界管理形状、寸法制限が厳しくなり、小型で処理能力の高い機器類が必要となる。
- ③ 使用済み燃料の燃焼度は、当面約10万MWD/t、将来的には15-20万MWD/t程度が目標とされており、LWR燃料の3-5万MWD/tに比べはるかに高い。その結果、SF中のFP

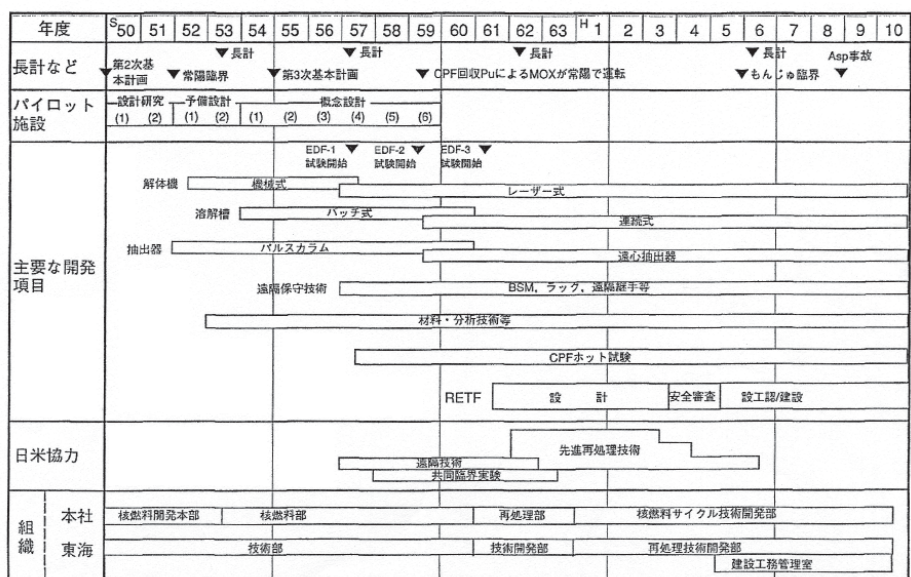


図3-12 高速炉燃料の再処理技術開発経緯（含：日米協力）

の割合が高くなるとともに、不溶解残渣の増大、比放射能の上昇などが生じるため、それに対応した溶解、清澄、抽出工程等の高性能化が必要となる。

RETfの工程機器の試験能力は最大10kg（HM:金属U/Pu換算）/hであり年間の取扱い量としては以下に示す通りである。

- ①「もんじゅ」使用済み炉心燃料を使用する場合：年間最大:1.3tHM
- ②「もんじゅ」または「常陽」SFブランケットを使用する場合：年間最大:5tU
- ③「もんじゅ」使用済み炉心燃料および使用済みブランケット燃料を合せて使用する場合：年間最大:6tHM、（使用済み炉心燃料:1tU/Pu、使用済みブランケット燃料:5tU）

RETfに遠隔保守の方向性が固まったのは、当時軽水炉の高燃焼度使用済み燃料の再処理を始めていた東海再処理工場の大型塔槽類で腐食が発生し、その補修作業で直接保守の困難さを経験するに至って米国オークリッジ国立原子力研究所（ORNL）のホット試験施設（HEF）等で実証されつつあった遠隔保守技術の必要性が再認識されたことが大きかった。RETfで採用されるプロセス機器についてはCPFでホットデータを取得し、フローシートの確証試験等も実施、RETfの安全審査に備えた。1987年～1994年度上期までは、それまでの遠隔保守技術等に関する動燃と米国ORNLとの共同研究をさらに発展させた「高速炉燃料再処理技術開発に関する日米共同研究」（日米協力）を1987年～1994年度上期まで行い、その成果で国内の技術開発を補完した（図3-12参照）。

RETfは1991年度に詳細設計を終え、1993年8月安全審査を終了、1995年1月建設工事に着手した。2000年初頭のホット運転の予定は1997年3月の東海再処理工場のアスファルト施設の火災爆発事故を発端に大幅に見直され、第Ⅰ期建設工事で中断している。これま

代替システムの適用例

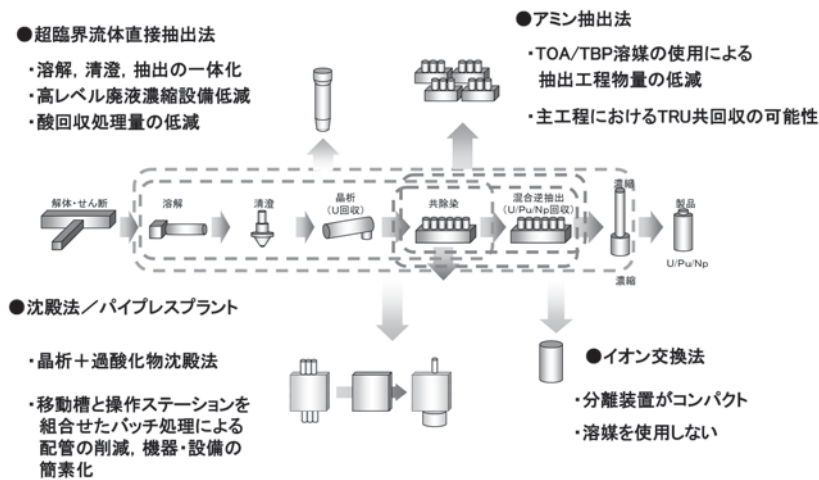


図3-13 代替システムの適用例：JNCTY9400より

での成果に加え、高速炉燃料の再処理技術の実用化にはまだ多くの開発課題を抱えており、より一層の安全性/環境保全性、核拡散抵抗性の向上に向けての開発が必要であり、アクチニドリサイクル計画も取込みアクチニド元素の有効利用をめざし本格的にマイナーアクチニド（MA）の分離研究に取り組んだ。“先進的核燃料リサイクル”と称され、1994年6月の原子力長計で、検討を進めるとされ新しい簡素なプロセスを構築し合理化を図り、廃棄物の環境負荷低減に取り組んだ。この分離技術研究の候補概念として図3-13に示す様に、超臨界流体直接抽出法、アミン抽出法、沈殿法/パイプレスプラント、イオン交換法等が検討された。その結果、超臨界抽出法に関し、経済的魅力はあるが工学的熟成度が未完とされた。また、イオン交換法はこの時点での主概念、すなわち晶析法を組合せ、精製サイクルを省いたU/Pu/Np共回収により発生した高放射性廃液からMA（Am/Cm）分離を行う補完技術として取上げられた。

(3) 国際協力

日米協力:1974年度に建設を完了した東海再処理工場は、厳しい日米再処理交渉を終え、制限付きで1977年9月から軽水炉燃料の再処理ホット試験を開始、運転経験を積んでいった。これを踏まえ、1975年から高速炉燃料の再処理技術開発が進められた。しかし当時、高速炉の実用化に際しては経済性を見通しを得ることが重要となってきた。高速炉燃料の再処理についても経済性の一層の向上が求められ、処理効率の向上、施設のコンパクト化、信頼性の向上、処理システムの簡素化等に向けた新技術の開発が不可欠だった。

一方米国では1950年代から再処理プラントを運転しており、その後1977年カーター大統領

領の核不拡散政策で軽水炉燃料の民営再処理を国策として放棄したものの高速炉燃料の再処理の開発は我が国に比べはるかに早くから着手し、技術開発を進め、1987年当時既に先進的機器開発に目途をつけており、迅速処理化、廃棄物低減化等プロセス技術開発も進んでいた。ただ、米国では高速実験炉FFTF（Fast Flux Test Facility）や高速増殖炉CRBR（Clinch River Breeder Reactor）等の高速炉燃料の再処理の試験施設BRET（Breeder Reprocessing Experimental Test）計画が中止となったので日米双方の共同研究構想が話合われ、日米協力が開始された。米国では約20年前に溶媒劣化の少ない遠心抽出器を採用、溶解槽の連続化を志向し高速炉燃料の再処理のプロセス機器の開発を進めていた。またラック方式による遠隔保守思想は米国が提唱し、西ドイツが追随するなど、再処理の新技术、新フィロソフィー開発の面でも常に世界的なリーダーシップを取ってきており、共同開発を行うことにより、先進技術を吸収、実用化し開発期間の短縮が期待された。運営形態で米国はDOE本部、ORNL内のCFRP（Consolidated Fuel Reprocessing Program）が、日本側は動燃の核燃料サイクル技術開発部、東海事業所内の再処理技術開発部が担当、成果を許認可等に反映した。

日仏協力：動燃は1991年6月14日フランス原子力庁（CEA）との間で10年間の「先進技術に関する協力協定」を結んだ。「核種分離」における範囲はMAの分離・消滅に係る戦略的研究、および新しい抽出剤によるMAの抽出プロセスが規定され、動燃とCEA二機関はともに再処理システム全体の高度化をターゲットに置き研究開発を進めており、定常的に信頼性の高いデータを提供し続けることで世界的な技術の向上に貢献することが期待された。分離技術の現状および将来認識として、環境負荷低減をめざし高レベル放射性廃液中のMA分離について双方が基礎実証の段階がほぼ終了し、技術協力の後半は工学的色彩の強いシステム研究・評価が比重を高める。MA/ランタニド、Am/Cmの精密分離で計算科学分野の協力も期待されている。その他の分野も含めて研究協力が強化され技術者の交流、成果の共有も着実に果たされてきている。

3.5 高速炉燃料の再処理

(1) FaCT計画への展開

これまでのCPF/RETF等による技術開発の成果は、高速炉サイクル実用化研究開発（FaCT）プロジェクトフェーズ1の検討に反映された。フェーズ1のまとめとして、高速炉サイクル平衡期を想定した高速炉再処理単独プラント（先進湿式法）を対象に設計研究や各種試験を実施したが、フェーズ2では、高速炉燃料の再処理/軽水炉燃料の再処理移行期に発生する多様な使用済み燃料への対応の必要性も掲げられた。FaCTフェーズ2では、2015年に実用化像（軽水炉及び高速炉燃料の再処理）の技術開発全体で整合を取り、「改良・革新技術の開発」、「核不拡散技術の開発」、「将来技術の開発」をプラントの概念

構築に反映とされた。また、今後の研究開発計画策定における重要なポイントとして、十分な工学的信頼性/ロバスト性の確保、東海再処理工場/六ヶ所再処理工場等の運転保守経験を反映、技術的盲点を排除すること等が挙げられた。核燃料サイクル全体の最適化として、炉と燃料製造と整合のとれた開発を行うこと等とされた。

(2) 保守技術の開発

(a) 保守方式の変遷

ここで、ガス冷却炉、軽水炉、高速炉の使用済み燃料の再処理技術に共通する保守技術に関し世界に先駆けて展開し、我が国の保守方式にも寄与した米国の核燃料サイクル施設における保守方式の変遷を俯瞰してみる。

米国の再処理保守方式に関する取組みは足かけ70年にわたる。Pu生産炉からの兵器級Puを迅速に回収するための、大型キャニオン・クレーン方式、研究炉、船用炉等多様な技術開発施設からの使用済み燃料の再処理に適用された除染前提の直接保守方式、また民間再処理施設を意図した、経済性要件も具備した遠隔保守・直接保守組合せ方式、将来の先進サイクルを視野に入れた完全遠隔モジュール監視保守方式とその流れは、再処理ならびに関連施設の技術開発の多様性に併せ、多くの示唆に満ち世界の再処理技術開発の足跡をリードしてきた。この背景をきちんと掌握することが重要と考え表3-4の分類に基づき図3-14で若干注釈を加え以下に説明する。

一連の米国再処理工場の保守分野での遠隔操作レベルで、軍用再処理工場では資本投資を抑えることよりも高稼働率の維持に対する要求が強かったことが指摘される。商用再処理工場の場合は、既に運転休止しているもの、運転に至っていないあるいは計画段階で止まっている工場もあるが、総じて、投資コストを可能な限り低くする方針であったため除

表3-4 米国における主要な再処理施設⁽³⁾

施設名	略号	所在	所有	目的	運転(ホット)期間
リン酸ピスマス・プラント(3基)	BiP	ハンフォード	国 有	再処理	1946~1956
レドックス・プラント	Redox	ハンフォード	"	Pu, Np, Uの分離回収	1952~1966
アイダホ・化学・プロセス・プラント	ICPP	アイダホ	"	再処理	1953~ 運転継続
サバンナ・リバー・プラント	SRP	サバンナ・リバー	"	"	1954~ 運転継続
ピューレックス・プラント	Purex	ハンフォード	"	"	1956~1972
EBR-II 燃料サイクル施設	FCF	アイダホ	"	再処理研究	1963~1969検査施設に転用
超ウラン元素処理施設	TRU	オークリッジ	"	Pu, Am, Cm回収	1963~ 運転継続
NFS再処理プラント	NFS	ウェスト・バレー	NFS(商業用)	再処理	1966~1972
ミッドウェスト核燃料再処理プラント	MFRP	ミッドウェスト	G E(")	"	1970完成、運転取上め
ホット燃料試験施設/北	HFEF/N	アイダホ	国 有	FBR燃料の試験	1975~ 運転継続
バーンウェル核燃料プラント	BNFP	バーンウェル	AGNS(商業用)	再処理	1976 完成、ホット運転未開始
核燃料回収リサイクル・プラント	NFRRP	オークリッジ	EXXON(")	"	1969~1978 設計のみ
新型廃棄物仮焼施設	NWCF	アイダホ	国 有	高レベル廃棄物処理	1982 運転予定
燃料・材料試験施設	FMEF	ハンフォード	"	照射燃料・材料試験	1982 建設中
ホット試験施設	HPP	オークリッジ	"	再処理とその保守の検討	1977 検討完了
使用済LWR燃料リサイクル・センター	DuPont	—	"	再処理、再加工	1979 概念設計完了
ホット試験施設	HEF	オークリッジ	"	FBR, LWR燃料の貯蔵再処理実証	1981 概念設計完了

染後、コスト低減が期待される斬新な間接或いは直接保守方式が採用されている傾向があるが、ミッドウェスト核燃料再処理プラント（MFRP）およびバーンウェル核燃料プラント（BNFP）とも失敗した。しかしながら、間接保守方式の採用により工場の稼働率が向上すれば投資コストの高さはすぐにカバーされるということを考えると方針決定に基準の柔軟性を持つ必要があるといえる。

米国で建設された大規模再処理工場の保守概念は以下に分類される

- (1) 直接保守セル方式
- (2) 遠隔クレーン・キャニオン方式
- (3) 遠隔/直接保守セルの組合せ方式

遠隔クレーン・キャニオン方式は、1954年運開のサバンナPurex工場と1956年のハンフォードPurex工場に適用された。機器の除去と交換は原則、簡単な天井走行クレーンで行われた。クレーンに付随するインパクトレンチは機器と配管との取外しに用いられる。この種の遠隔保守交換方式は約40年間その他の政府系再処理工場でも採用された。サバンナリバープラントの保守方式の稼働率は25年間、80%を超えていた。また、従事者の年間平均職業人被ばくも1965年～1979年の間、0.70～0.32remに推移し、この遠隔保守方式は民間再処理工場の前処理工程（head-end）に構築された大規模な複雑な機械処理システムを要求しなかった。

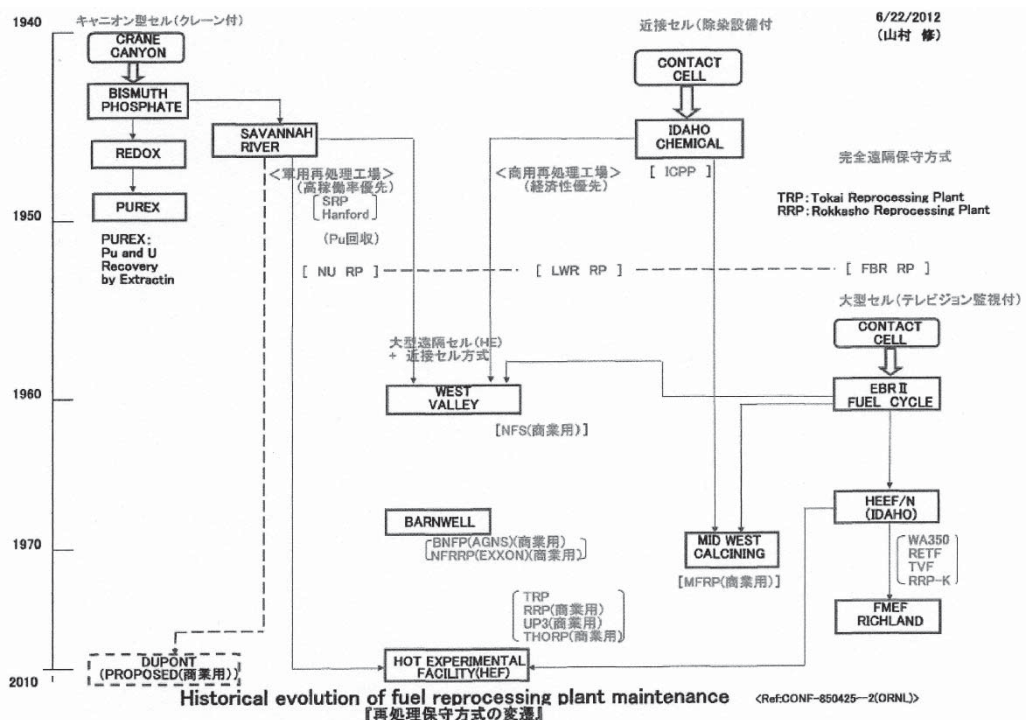


図3-14 再処理施設保守方式の歴史的展開

(b) 保守技術の挑戦

アイダホ再処理工場（ICPP）は典型的な直接保守方式で設計された。ICPPは1953年運開し、ORNLのパイロットプラントの成功に基づいて設計された。ICPPはプラントへの装荷量は比較的小さく、前処理工程はより複雑なので、リスクを少なくするため比較的保守的な以下の方式をとった。すなわち、放射性のプロセス機器は各セル毎に少数の機器で構成された多くの数の分離したセルに設置された。これらの機器は、セル内に保守で立ち入るため、プロセス機器やセル壁の除染に効果的な機器が敷設された。セルは、プラントの稼働率を高く維持するため、代替機器は重複しておき、高い故障率の機器はセル外に置かれる。しかし、ICPPは既存の機器の経年変化による故障率が増大した溶媒抽出および脱硝工程と置き換えるため、新しい処理施設（FPR）が設計された。FPRは現在機器の経年変化のため2系列化され。故障の恐れのある機器は、従事者の放射線被ばくを減らすため、遠隔運転保守区域に置かれた。

NFS社ウェストバレー工場（WVRP）とBNFPは、遠隔/直接混合型の保守方式の工場の例である。イギリス、フランスのTHORP、UP3/UP2-800ならびに我が国の東海再処理工場、六ヶ所再処理工場ともこの方式に近い。WVRPは米国初の民間商用大規模工場で、1966年運開され1972年操業停止した。BNFPの建設は1976年終了したが、運開されなかった。これらの工場は商業用再処理時代に入り、非常に複雑な前処理工程と高放射線下の化学プロセスのため、その保守もクレーン、マニピレーター、パワーマニピレーターと機械式M/Sマニピレーターの組み合わせとなった。一方下流工程は特有の高度の信頼性を必要とする直接保守方式で設計された。WVRPの終身稼働率は約60%止まりとされ、燃料適応性にも影響を与えた。また、職業人被ばくも遠隔保守方式に比べて高くなった。再処理施設の全遠隔保守方式はアルゴンヌ国立研究所で運営された核燃料サイクル施設（FCF）で成功裏に実現した。FCFは高速実験炉EBR-IIからのリサイクル燃料の乾式再処理のため1964年から1969年迄用いられた。FCFは遠隔機器の取扱いと乾式プロセス双方の実証に成功した。再処理保守方式の将来方向とこれらの多くの米国の再処理に関する技術開発成果が以降の施設の高度化に貢献している。

(c) 保守技術の確立

ORNLのCFRP（Consolidated Fuel Reprocessing Program）計画は、米国における商業用核燃料サイクルに適用可能な高度化再処理のR&Dに全面的に責任を持った。当初CFRPは高速炉再処理開発に主眼をおいた。主な開発目標は被ばく線量の低減、環境影響の低減そしてプラントの全寿命期間の稼働率の向上であった。CFRPでの究極の設計コンセプトではそのプラント停止時の除染と廃止措置を重視した。施設性能要求の増大や、多くの高度化プロセス（例；連続溶解槽、遠心溶媒抽出器等）に関連する複雑な遠隔操作の増大へ

の挑戦に備えるため、CFRPはRemotexと呼ばれた遠隔監視概念（Teletec concept）を採用した。これは基本的遠隔保守機器として、双方向の力反射型サーボマニピレータと在来型クレーンに敷設された閉回路TV監視装置で構成される。CFRPの遠隔監視システムは、ORNLの0.5tHM/日の高速炉燃料再処理施設（HEF）概念に最初に適用された方式で、主要なプロセス機器を遠隔交換可能なモジュールに組み込み、セル壁に取付ける方式を採用している。セルの中心部はプロセス機器の早期の遠隔交換のための電動型搬送機が設置されている。HEFの基本概念は図3-15で示す様にプロセス機器のモジュール化に特徴がある。遠隔操作によって保守、または取替えが必要と考えられる全てのプロセス機器—機械的取扱い機器、ベッセル、タンク、配管、流量計等—はモジュール化することにより、遠隔保守が可能となる。モジュール化を実行するには、標準化したラック（高さ15m、奥行3m、幅3.6m）を用意し、これにプロセス機器を組込む。HEFにはこの種のラックが約100基据付けられている。高レベル廃液貯蔵タンクも遠隔操作で取替えが出来るようモジュール化されている。

このHEFの遠隔保守概念は成立しなかったが、西独のWA350再処理工場の同様なパワー・マニピレータ使用のセル配置や保守の設計思想に反映された。また、東海再処理工場の経験を生かした東海のRETFならびに高レベル廃液のガラス固化技術開発施設（TVF）および六ヶ所再処理工場ガラス固化K施設にもHEFの遠隔モジュール保守概念が生かされている。

RETFおよびTVFともに、高放射性液体等を扱う全ての機器を1つのセルに収納する大型セル方式を採用している。セル内機器の保守は全てセル上部に設置された両腕型マニピレータ、インセルクレーンおよびITV等の遠隔操作機器を制御室にて操作することにより行われる。この遠隔操作を容易にするために、主要機器はラックに組み込み、遠隔継手を用いて配管を接続し、必要に応じてラック毎の交換が可能な方式としている。

特徴的なのはHEFと同様RETF、TVF両施設共大型セルの採用に伴い、換気設備のコンパクト化、およびセル内汚染時の放射性物質の放出量の低減を目的として低風量換気システムを採用している。このシステムは従来の換気システムが1時間当たりセルの容量の10倍程度を換気するのに対し、セル内の空気を1日でその容積分だけ換気するものである。

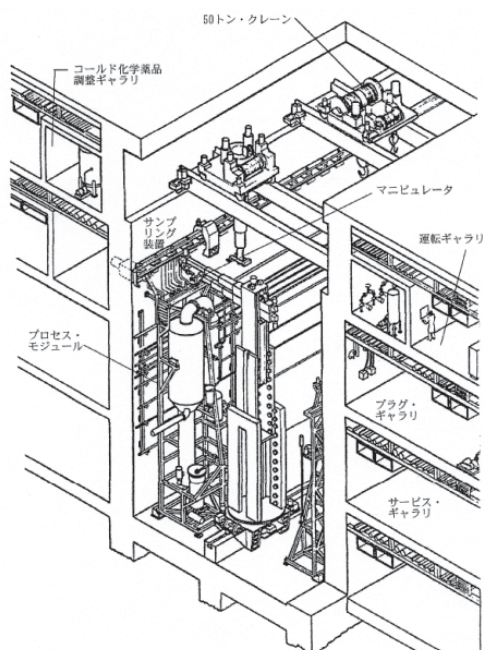


図3-15 モジュール施設の配置
(HEF of ORNL)

セル内の廃気は機器等のプロセス廃気を処理する槽類換気系にて一緒に処理される。一方低風量換気システムの採用により、プロセスから発生する熱が除去できず、セル内の負圧制御に影響する場合に備え、セル内にインセルクーラーを設置しセル内の温度制御を行い、万一の場合圧力調整系より排気塔を経てセル内空気を排出しセル内の負圧を維持するコンセプトを固めた。

3.6 おわりに

これまで述べてきた再処理技術の現状を以下に整理してみる。

工業規模のプラントの運転は安全に行われかつ改良技術も実証されてきている。また分離技術性能も向上、核分裂生成物からMAなどの分離も可能となり、環境負荷低減の効果が見込まれる。廃棄物処理技術も高レベルガラス固化処理技術も開発され実証されつつある。安全性ならびに信頼性も検証されつつある。地域も含む地球環境的放射能の低減効果が見込まれる。保障措置技術が透明性の確保の元の実証されてきた。これらの評価から軽水炉及び高速炉燃料の再処理を包含したリサイクル技術が極めて広範囲の技術継承に結びつき、以下のように核燃料サイクル施策の展開に多くの貢献が期待される。

- ・ 使用済み燃料の中間貯蔵の必要容量を大幅に縮減できる。
- ・ U・Puを回収再利用することで資源節約につながる。
- ・ 高レベル放射性廃棄物から発熱性のPuを除去するため、処分場の必要面積を縮減できる。
- ・ 処分場にPuを埋設しないので、Pu鉱山問題等将来負担を軽減できる。
- ・ 将来の高速炉サイクル実用化への技術継承が可能である。

【参考文献】

- (1) 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（山村他、日本原子力学会和文誌、Vol.6.No.4,p.491-502（2007））
- (2) リサイクル機器試験施設（RETF）計画について（動燃技報 NO.100 中村博文 1996）
- (3) 米国の核燃料サイクル施設における保守技術（その 1-3）（J.R.White 訳中島隆雄、原子力工業 29 巻第 1-3 号）

第4章 原子力平和利用と核不拡散・核セキュリティ

4.1 はじめに

原子力は、軍事利用と平和利用の双方に利用可能な技術であり、使用方法によっては、それぞれ破壊、恩恵という、相反する効果をもたらすものであることは広く知られているところである。核兵器廃絶と平和利用推進が理想であり、オバマ現大統領による「核兵器のない世界」に向け、国際協調と対話に基づく核軍縮政策が展開されている。しかし、現実には核兵器の抑止力・拡大抑止力（核の傘）は多くの国家で安全保障の中核を担っており、その下での、原子力平和利用と核不拡散（核兵器の拡散防止、民生用原子力物質や関連資機材の核兵器製造への転用防止や核セキュリティ対策を含む）が一体となって進められるという状況が続いている。

我が国は、これまで国際社会が進める核不拡散への取組みに積極的に協力するとともに、国内では、平和利用に限定して原子力を推進するという政策をかけた、保障措置をはじめとする多くの核不拡散対策を実施してきた。その結果、現時点において非核兵器国のなかで、唯一「核燃料サイクル」を全面的に手がける（以下、フル核燃料サイクルとよぶ）ことが国際社会により容認される状況下にあるが、必ずしも将来永劫に保証された国というわけではない。東電福島事故以来、我が国では、核燃料サイクル（高速炉を主とする核燃料のリサイクル利用）の要否についても議論がなされるようになった。非核兵器国によるフル核燃料サイクルの保有は、一見、NPT第4条で保証される平和利用の奪い得ない権利という観点からは、ごく、あたりまえのように思われがちであるが、現実的には、複雑な国際政治の駆け引きの下において得られた、いわば奇跡的ともいえる状況にあるといえる。このような状況に至る背景には、これまでの先人達による核不拡散への並々ならぬ努力と国際貢献に依るところが大きい、ここで今後の余剰プルトニウム問題等に起因して、ひと度、我が国がフル核燃料サイクルを放棄する路線へ政策変更すれば、非核兵器国における同サイクルの保有国が皆無となることを意味する。その路線変更が平和利用をめざす他の非核兵器国に対しても、多大な影響を残しかねないということと共に、後世において、エネルギー安全保障などの理由から、再度、プルトニウム利用や核燃料サイクルの政策へ戻ろうとする場合においても、その実現は極めて困難となることが予想されることを、現世代の政策決定者は認識する必要がある。

本章では、原子力平和利用について、米国の核不拡散・原子力政策が、これまで我が国を始め世界の原子力政策に多大な影響を与えているという現実を踏まえて、核不拡散に係る世界および我が国の歴史を振り返ることにより、原子力平和利用において、どのような国際問題が存在するかを考察する。そして、今後の原子力、特に核燃料サイクルの利用における我が国の役割、核不拡散・核セキュリティ問題への対応に関し、国際的視点から見

た考え方、および問題解決の手立てについて筆者の考えを述べてみたい。

4.2 原子力平和利用と国際関係—歴史的変遷の概観⁽¹⁾—

(1) 平和のための原子力 (Atoms for Peace)

米国に続くソ連 (1949年) イギリス (1952年) による核兵器開発の成功は、1940年代当初考えられた、技術や情報の管理制限による「核兵器独占」という米国の政策を、アイゼンハワー大統領による国連総会での演説「平和のための原子力 (Atoms for Peace) (1953年)」に示される平和利用をベースとした核不拡散政策へと変更を余儀なくさせることとなった。ここでは、主要国 (米国、ソ連) が許容範囲内で、所有するウランや核分裂性物質を国連下に設置する原子力機関に提供、同機関の管理下で平和目的に利用する国に提供するという提案がなされた。このような背景から、核物質等の核査察活動で知られる国際原子力機関 (IAEA) は、当初平和利用のための燃料供給における貢献が期待された。原子力平和利用に関し、米国は1970年代、西側諸国の原子力発電所用濃縮ウランのほとんどの供給を担っていたが、原子炉の増加及び濃縮ウラン需要の増大に対処するため、将来的な濃縮工場の民有化と、濃縮料金引き上げ及び濃縮ウラン供給契約条件の厳格化を図った。一方、商業用濃縮施設の建設に向けてイギリス、西ドイツ、オランダにより URENCO、またフランスを中心に EURODIF が設立され、ウラン濃縮市場における米国の独占が徐々に低下していくことになる。

(2) 米国原子力政策の転換と核不拡散法

1974年、NPT未加盟のインドが平和目的の原子力資機材を通じて得たプルトニウムを利用して核実験を実施、早くもNPTの抜け穴が露呈した。民主党のカーター大統領は、フォード政権末期の核不拡散政策を継承、1977年に①商業用再処理とプルトニウムの軽水炉への利用を無期限延期、②高速増殖炉計画の変更と商業化の延期、③核拡散を防ぐ枠組みの検討開始、を盛り込んだ核不拡散政策を発表した。この後、米国の原子力・核不拡散政策は、我が国を始めとする非核兵器国の原子力計画に多大な影響を与えることになる。具体的には、1978年に核不拡散法 (NNPA) が制定され、その中で、例えば外国との原子力協定を締結する際の条件としてプルトニウムの加工 (形状・内容の変更)、プルトニウムの貯蔵に対する事前同意等の新規制権などについて規定された。また、原子力先進国を中心に結成された原子力供給国グループにより、原子力関連資機材の輸出に係るガイドラインについて合意されるとともに、核不拡散と原子力平和利用の両立を可能にする方策を探るため国際核燃料サイクル評価 (INFCE) が開始された。

(3) 日米再処理交渉とINFCE ^{(2),(3)}

上述の動きは、既に核燃料サイクル活動を行う国や準備段階の国、また米国の原子力産業を直撃した。日本は東海再処理工場の運転開始に際し、日米原子力協力協定に基づく共同決定を得るため、困難な日米再処理交渉を余儀なくされた。米国側は、東海再処理工場に核不拡散効果が大きいと考えられる何らかの設計変更を必要とするとしたが、INFCEでの結論が出るまでの暫定的なものとして、東海再処理工場について、当面代替技術の採用は困難であるとの判断から、とりあえず再処理量等に制約が課せられた形で運転を行うことで合意がなされた。一方、韓国、パキスタン、ブラジルは米国の圧力でフランスや西ドイツとの再処理施設に係る契約を止められ、台湾も含め再処理施設の開発は断念せざるをえなくなった。我が国との違いについては、当時の同4か国における核兵器開発計画が背景にあるといわれている。なお当時、韓国、日本あるいはその他のアジアの国における再処理の多国間管理-共用（後述）という構想も提案されたが、当然ながら、それぞれ利害関係国のインセンティブには合致せず実現には至っていない。米国内においても、高速炉や再処理施設が建設途中で放棄された。総じて、カーター大統領の核不拡散政策は、各国に米国に対する不信感と米国離れを加速させ、1979年のTMI事故の影響等による新規発電炉建設の中止など米国原子力産業界の衰退も相まって、原子力に係る米国の地位と指導力を弱める結果となった。

INFCEでは、最終的に59ヶ国と6の国際機関から500人を超える専門家が参加し、核不拡散の観点から、再処理、濃縮、プルトニウム利用などについて、2年以上にわたり集中的な評価検討を行った。その結果、1980年2月に2万ページを超える報告書をまとめ、保障措置が核不拡散と原子力の平和利用の両立のための手段として有効であることを確認すると共に、「保障措置技術の改良を進めること、国際制度の整備や核不拡散に有効な技術的代替手段の確立を図ることによって、核不拡散と原子力の平和利用は両立しうる」との結論を公表した。日本は、この大きな国際検討の場においても、イギリスと共に再処理やプルトニウム利用を検討する第4ワーキンググループの共同議長国を務めるなど、積極的な貢献を行った。こうした議論や活動に加え、この時期に再処理工場の運転をすでに開始しており、また自らの技術による濃縮パイロット施設の稼動を間に合わせたという実績から、我が国は、非核兵器国でありながら、再処理や濃縮など、核燃料サイクルの要となる事業を自ら行える国としての特異な地位を確保することに成功した。

(4) 日米原子力協定改正交渉 ⁽⁴⁾

1981年、共和党レーガン政権は、核不拡散と原子力平和利用に関する声明の中で、核不拡散のためにはむしろ友好国と信頼関係を構築する必要があると、核拡散懸念のない進んだ原子力発電計画を有する国の民間の再処理や高速炉開発を妨げないとの寛容な姿勢を示

し、カーター前政権の原子力政策の軌道修正を図った。このような追い風を背景に日本は、1987年、米国との5年弱の交渉を経て、協定対象物の管轄外移転や再処理等に関し、米国の包括同意（個別審査ではなく、あらかじめ定められた一定の条件下で包括的に承認する方式）を盛り込んだ新日米原子力協定を締結させた。なお、日米原子力協定では、機微技術（再処理、ウラン濃縮等）の技術移転は行わないと規定されている。

その後、六ヶ所再処理工場の主工程の技術をフランスから輸入するため、1988年から1990年まで6回にわたり日仏原子力協定改正交渉が行われ、機微技術移転などを含む日仏原子力協定に改訂された。そのような中で、我が国では、東海再処理工場につづく六ヶ所の大型商用施設の事業指定申請が1989年になされた。このような商業規模の再処理工場については、適切な保障措置を適用するために、再処理技術保有国であるフランス、ドイツ、日本、イギリス、米国の5か国に、保障措置を実施するIAEAおよびユーラトム(EURATOM)の2つの機関が加わり、LASCAR (Large Scale Reprocessing Plant Safeguards) 会合が、1988年から1992年の5年間にわたって開催された。5年間の検討の結果、大規模再処理施設においても「既に利用可能となっている保障措置技術を個々の施設の特徴に基づいて選択し、適切に組み合わせることにより国際保障措置の目標は達成可能である」との結論が得られた⁽⁵⁾。なお、その後、東海再処理工場やプルトニウム燃料などの施設において、核物質のホールドアップや測定等に係る差異の問題などが生じたが、IAEAや米国との協力のもと、発生要因や対策の検討が行われた。結果的に、転用があったとのいかなる兆候も見当たらないとの判断が国およびIAEAよりなされている。

(5) クリントン政権の政策

民主党クリントン大統領はNPTの役割を重視、1995年のNPT再検討・延長会議では、ロシアとともにNPTの無条件・無期限延長を主張、NPTの不平等性を理由に異を唱える非同盟諸国と激しく対立したが、最終的には無期限延長が決定された。しかし、1998年にインドとパキスタンが相次いで核実験を実施して再度NPTの抜け穴が露呈された。この時期、クリントン政権下では、軍事・平和両目的の原子力資機材の輸出管理制度の強化、IAEA追加議定書モデル協定の採択、米朝枠組み合意と朝鮮半島エネルギー開発機構(KEDO)設立、ロシアの核兵器から解体されたプルトニウム処分に関する協定の署名がなされている。同政権は、プルトニウムの蓄積と拡散を懸念し民生用プルトニウム利用を奨励しなかったが、原子力先進国である欧州や日本の既存のプルトニウム利用は容認した。

(6) 9.11同時多発テロと米国のイニシアティブ

2001年の9.11同時多発テロを受け、共和党ブッシュ大統領は、2002年に「国家安全保障戦略」及び「大量破壊兵器(WMD)に対抗するための国家戦略」を発表、敵対国家やテ

ロリストによるWMD等の保有が米国安全保障に対する最も大きな脅威であり、先制手段も含むあらゆる面でこの脅威に対抗するとし、前政権に比し、より強硬な拡散対抗姿勢を打ち出した。NPTの枠外で米国がリーダーシップを発揮し各国にも参加を促す、もしくは米国単独のアプローチを採った。具体的には、拡散に係る安全保障構想（PSI）、WMDの不拡散に関する国連安保理決議1540、核テロ防止条約の締結、米印原子力協力協定の締結・発効、そして2006年の国際原子力エネルギーパートナーシップ（GNEP）などである。特にGNEPは、核不拡散を担保しつつ原子力平和利用を推進する前提で、核拡散抵抗性の高い先進リサイクル技術（再処理技術）や先進燃焼炉の研究開発と施設の建設、濃縮と再処理を行わない国への核燃料供給の保証と使用済み燃料の引き取りサービスの確立等を含む包括的な核燃料サイクルのイニシアティブとして知られている。

（7）オバマ大統領の「核兵器のない世界」

民主党オバマ大統領は、2009年プラハで「核兵器のない世界」を掲げた、核軍縮、核不拡散と原子力平和利用、核セキュリティを網羅する包括的な演説を行った。この中で、テロリストに核兵器を入手させないため、4年以内に世界のあらゆる脆弱な核物質を安全管理下に置く新たな国際的取組みを提案し、そして1年以内に核セキュリティサミットを開催するとの表明を行った。国内では高レベル放射性廃棄物処分に係るユッカマウンテン計画申請の取下げ申請を行い、代替方策を検討・勧告するために有識者委員会（ブルーリボン委員会）を設置し検討を進めた。同委員会は、放射性廃棄物の貯蔵施設についての対処方策を勧告した⁽⁶⁾。国際的には、GNEPを終了させるとともに、その後継として小規模ながら原子力協力国際枠組み（IFNEC）を設立し⁽⁷⁾、その下に基盤強化および核燃料サービスのWGを設置して議論を展開している。原子力平和利用における国際展開として、人材育成、廃棄物管理、核燃料供給保証や使用済み燃料等のバックエンドアプローチに関する検討、ウラン資源需要見通しに関する検討などについて、核拡散リスク低減の観点も含め議論がなされている。さらに、同政権は、次世代保障措置イニシアティブ（NGSI）を立ち上げ⁽⁸⁾、今後25年以上にわたって国際保障措置システムのミッションが拡大していく中で、保障措置システムを持続させるために必要な政策、概念、技術、専門的技能、インフラを確立することをめざし、2008年11月から5カ年計画として、①政策展開とアウトリーチ、②概念とアプローチ、③技術開発、④人材開発、⑤国際的なインフラ開発、を具体的な取組みとして掲げた。これらは、国際保障措置システムの強化、次世代保障措置システムと効率的・効果的な国際保障措置システム、IAEAが主導する設計時の保障措置強化（safeguards by design）の支援、施設レベル及び国レベル保障措置の効果と効率を最適化するためのツール開発など、核燃料サイクルに関する保障措置支援項目に関するものが含まれている。

また、オバマ政権は、2012年1月、二国間原子力協力協定における濃縮、再処理の取扱いについて、相手国の国内政策や法律、核拡散の懸念等を勘案して判断するというアプローチ（ケース・バイ・ケースのアプローチ）という考え方を公表した⁽⁹⁾。米国は2009年にアラブ首長国連邦（UAE）との間で原子力協力協定を締結したが、この協定は、これまで米国が締結してきた協定に見られない特徴を有するものである。特に重要な点は、UAEが濃縮、再処理を実施しないことを法的義務として規定していることである⁽¹⁰⁾。これまで米国が締結してきた協定では、米国から移転された濃縮ウラン、米国から移転された原子炉や濃縮ウランによって生産されたプルトニウム等、協定対象の核物質を相手国が濃縮、再処理する場合に、米国の同意を要することが規定されていたが、UAEのケースでは、それを上回る核不拡散上の要求（濃縮・再処理の禁止、ゴールドスタンダードと呼ばれる）が合意されている。このことは、米国が、今後の原子力協力協定の交渉にあたって、濃縮、再処理の規定について、パートナー国の国内原子力政策や法律、核拡散の懸念、交渉によって相手側がどこまで譲歩する余地があるか（negotiability）などを勘案し、ケース・バイ・ケースで交渉に臨むべきことを示唆しているものと思われる。

米国の核不拡散・原子力政策については、以上の経過から明らかなように、共和党に比して民主党政権は伝統的に核不拡散に対して厳しく、民主党系の学者やシンクタンクの専門家の中には核燃料サイクル、とりわけウラン濃縮、再処理、プルトニウム利用について否定的な考えを持つ人が少なくない。

(8) 東電福島事故以降

東電福島事故以降も世界では、原子力発電が広く用いられる傾向にあることに変わりはなく、我が国への期待は引き続き大きいものとする。原子力先進国として、原子力技術そのものに加え、3S（Safety, Security, Safeguards）の分野で、日本が果たしてきた役割と責任は引き続き極めて重要である。東電福島事故以降、原子力安全の分野などで、我が国への信頼が揺らいだとの見方もあるが、一方で、非核兵器国でありながら商業的な核燃料サイクル（濃縮・再処理を含む）を有するという我が国の独特の位置づけを考えれば、世界共通の懸念である核拡散、核テロに対して、これまでの平和利用と核不拡散の両立における我が国の長年の経験を基に、今後も国際社会をリードしていくことが重要と思われる。我が国は、これまで、プルトニウム保有量及び利用計画等の公表、機微技術の拡散防止、IAEA保障措置の遵守、保障措置や核拡散抵抗性の高い技術の開発⁽¹¹⁾ など国際協調を積極的に進め、原子力平和利用の透明性を高めてきたことから、国際的には、日本は原子力平和利用に徹した核燃料サイクルを有する模範国（Role Model）との見方がなされている。しかし、革新的エネルギー・環境戦略では、脱原子力依存政策下での、プルトニウム利用計画（含む高速炉計画）が明確に示されておらず、プルトニウムの在庫が増加することに

対し懸念をもたれていること、さらに平和利用に限定した我が国の原子力政策の背景には、核抑止力として潜在的能力の保持という意味合いが含まれるという見方が一部の政治家等の間でなされていることも忘れてはならない。

2011年9月、世界の主要原子炉メーカーは、「原子力発電炉輸出者の行動の原則（Nuclear Power Plant Exporter's Principles of Conduct）」を発表した⁽¹²⁾。この原則は、米国のシンクタンクであるカーネギー国際平和財団の主導により2008年10月から議論が行われてきたものであり、原子炉の輸出にあたって各企業が自主的に遵守することを誓約した行動規範としての性格を有するものである。「行動の原則」の概要は、3Sを含む、次の6つの分野において、原子炉メーカーが原子炉を輸出する際に留意すべき原則を示すものであり、各分野においてこれまで国際的に構築されてきた規範やベストプラクティスを統合したものとなっている。即ち、①安全、健康及び放射線防護、②核セキュリティ、③環境保護及び使用済み燃料、廃棄物の取扱い、④原子力損害の賠償、⑤核不拡散及び保障措置、⑥倫理である。原子炉メーカーが、それぞれのビジネス活動を実施する上で自主的に遵守することを誓約したものであり、法的拘束力を有するものではないが、原子炉の輸出にあたり、発電炉の受領国あるいは顧客である原子力発電炉の運転機関が要件を満たしていることを原子炉メーカーが判断すべきとする項目と、原子炉メーカー自らがコミットすることを求められる項目が含まれており、今後の国際的な原子力ビジネスに対する新たな動きとして注目されている。^(注1)

以上、原子力の平和利用と核不拡散への国際社会の取組みについての変遷を概括したが、そこでは、米国のイニシアティブによる多くの核不拡散への取組みが見られるとともに、それぞれの時代における、我が国のタイムリーでかつ的確な対応の努力を顧みることができる。一方、近年、このように核燃料サイクルに対し厳しい環境が続くとともに、保障措置や核セキュリティのさらなる強化が求められる中で、東電福島事故が発生した。現在、我が国は、原子力政策の見直しとともに、これまでの全量核燃料リサイクル路線のみでない形での原子力平和利用についても考えていく必要に迫られている。そのため、使用済み燃料の取り扱いや回収プルトニウム利用などについて、以前とは異なる核不拡散対策を模索せざるを得ない状況にあると言える。

4.3 核不拡散・核セキュリティへの取組み

(1) 核不拡散への取組み

(a) 核不拡散体制強化への国際的動き

NPT体制はこれまで国際社会の平和と安全に重要な役割を果たしてきた。現在NPT体制が崩壊の危機にあるというのは誇張された表現であり、NPTの重要性は変わらない。NPT締結前には、多くの国が核兵器を持つのではないかという懸念があった。当時は、

NPTに現在のように多くの国が加盟し、核拡散防止に大きく貢献するという保証は全くなかった。このことからNPT体制確立は、一応これまで成功であったと言える。

しかし、近年イラク、リビア、シリアなどによる核不拡散上の不正行為が発覚し、また、北朝鮮の核実験、イランの核開発問題、カーン博士の「核の闇市場」、そして核テロの現実化等、核拡散の懸念は深刻化している。核拡散の深刻化としては、先ず国家主体である北朝鮮、イランなどの核問題が長期化しており、未だその解決の糸口が見出せていない。北朝鮮は、当初秘密裏に核開発を行い、NPT脱退宣言後、核兵器開発を進め、そして地下核実験を3回実施した。現在、核兵器6-8個分相当のプルトニウムを所有していると言われている。イランは、約20年にもわたり秘密裏にウラン濃縮開発を進め、その後20%の濃縮ウランを製造したと発表した。米国、ヨーロッパを中心に、そして国連などが制裁措置を発動するとともに、現在IAEAや欧州が、その問題解決に向けた交渉を行っているが、未だ具体的成果が見えない状況にある。また、2004年2月に、パキスタンの“核開発の父”と呼ばれるカーン（博士）が拘束され、カーンを頂点とする国際的な核の闇市場が摘発され、核の闇ネットワークが発覚した。そして、パキスタンのムシャラフ元大統領は自叙伝『In the Line of Fire』の中で、「カーンは90年代以降、北朝鮮に2ダース（24基）に近いウラン濃縮用P-1、P-2遠心分離機を渡した」と明らかにした。カーンは、北朝鮮のみならず、リビア、イラン等に対しても、秘密裏にウラン濃縮技術（設計図や部品を含む遠心分離機技術）、核兵器の設計図などを提供したこと、またパキスタン政府も関与した

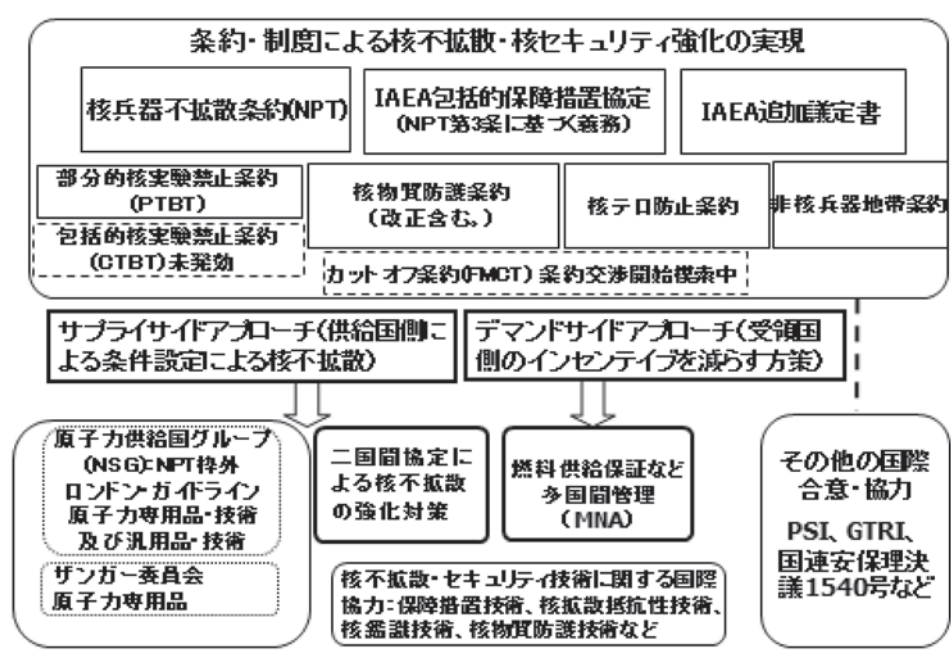


図4-1 核不拡散に係る国際的な取組み

ことなどを告白した。それ以降、国際社会では、他にも核の闇市場を利用する国や非国家主体があるのではないかと、また、新たな核の闇市場が出来るのではないかとといった核拡散上の懸念が高まっている。インド、パキスタン、イスラエルなどがNPTに加盟することも、当面期待できそうにない。しかしながら、最近の核拡散の深刻化と世界的な原子力利用の進展の中で、国際社会は原子力平和利用と核不拡散の両立を果たしていく必要があり、そのためNPT体制を根幹としつつも、核不拡散体制を強化する有効な新しい仕組みを編み出して対応していかなければならない状況にある。図4-1は、現在、国際社会が取り組んでいる核不拡散（核セキュリティ、核軍縮含む、広義での核不拡散）への対応の概要についてまとめたものである。NPT体制や核セキュリティ、核軍縮に関する条約・制度に加え、供給国側による核不拡散対策、受領国の立場に立った方策、その他、国連決議、技術による対策など多数の取り組みがなされている。

一方で、原油価格の高騰とエネルギーセキュリティ確保、地球環境問題等を背景にした原子力利用推進の動きも依然大きい。地球環境問題の対応として今有効な技術は原子力利用だと明言する環境学者がいることも事実である。そのような中で、核不拡散と原子力平和利用の両立を維持し発展させるためには、NPT締約国が国際的な義務を遵守しつつ、平和的目的のために原子力を利用することについての奪い得ない権利を再確認するとともに、国際的な核不拡散義務を遵守し、原子力平和利用の実施を希望する国に対して、上記3S及び環境への配慮を含む積極的な支援・協力を推進していくことが重要である。さらに、IAEAが国際的な不拡散体制の維持及び強化において果たしている役割を積極的に支援するとともに、IAEAの包括的保障措置協定及び追加議定書^(注2)、核燃料、原子力設備、及び技術を輸出する際の国際的な普遍条件にする必要がある。

(b) 日本の取組み

唯一の被爆国である我が国は、これまで核の惨禍が再び繰り返されることのないよう、究極的な核廃絶をめざし、核軍縮及び核不拡散政策を積極的に推進してきた。すなわち、1976年にNPTを批准し、非核兵器国として核兵器を製造、取得しないとことを国際的に約束するとともに、歴代の内閣が「核兵器を持たず、作らず、持ち込ませず」との「非核三原則」を堅持することを明確に表明してきた。また、我が国の原子力の研究、開発及び利用の基本方針を定めた「原子力基本法」において、原子力の研究、開発及び利用は、平和の目的に限って行うと規定しており、こうした基本方針に基づき、我が国はNPTによる核不拡散体制の堅持と原子力平和利用を推進してきた。そして、これまで国際的、地域的及び国内の保障措置システムの強化が全地球レベルでの核不拡散体制を改善するための重要な要素であるとして、NPTの下で効果的かつ効率的なIAEA保障措置の実現のため、様々な措置を講じてきている。

我が国は、NPTの加盟国・非核兵器国であることから、その原子力活動には、IAEAの保障措置制度に基づく厳格な国際査察が適用されているが、その後、追加議定書を批准し、2004年9月から統合保障措置が適用された（図4-2参照）。統合保障措置は、IAEAによ

る広範で綿密な調査結果として、核物質の不正転用や、未申告の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り、より効率的、効果的な保障措置を実現するためのものである。

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の適用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。我が国への統合保障措置適用は、産業成熟国においては核燃料サイクルと核不拡散規範が両立しうることを示す模範例であり、国際的に大いに誇るべきことと言える。この背景には、平和利用を担保するための技術開発を積極的に推進し、特に保障措置システムの確立に自ら貢献してきたところも大きな要因となっている。世界に先駆け、大規模・重要な施設を有する原子力機構のプルトニウム取扱いサイトへの適用では、IAEA査察業務量が、従来に比べ約2/3に減少された。さらに、適時性の観点からは、未照射直接利用核物質が、従来1ヶ月であったMOXでの適時性目標が3ヶ月へ、というように緩和が適用されている。

我が国は、非核兵器国においてNPTの平和利用の権利のもと商業規模で核燃料サイクルを実行する唯一の国である。ここに到るまでの道のりは一朝一夕ではなく、核武装放棄への国家意思の明白性、保障措置等の核不拡散規範の遵守、核拡散防止や軍縮への積極的な取組みなど様々な外交・内政における努力の積み重ねとともに、自立的な核燃料サイクル実現に努めてきた先人の先見性、また既述の日米再処理交渉とその後のINFCEにおける挙国一致体制により獲得された、国際政治上きわめて貴重な地位であり、日本国民の重要な無形資産であると言えるのではないかと思う。このような核不拡散に対する我が国の長年にわたる模範的態度は、我が国への国際信用強化に大きく貢献してきたと考える。

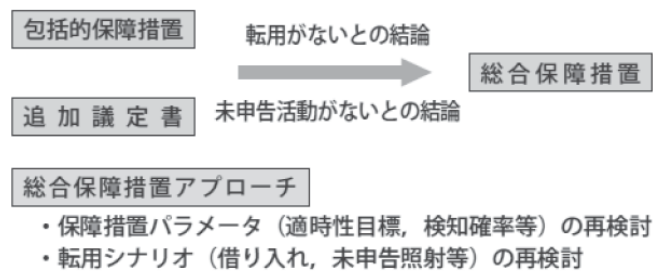


図4-2

(2) 核セキュリティへの取組み

(a) 核セキュリティの現状

ソ連崩壊後核物質の防護に対する関心が高まり、特に2001年9月11日の米国同時多発テロを受け、核物質その他の放射性物質を使用した核テロを防止するため、核セキュリティ

について、その様々な国際枠組み、IAEAを通じた国際協力が進められ、そして各国の体制や取組みが強化されているIAEAは核に関連したテロリズムが起きる可能性として次の4つのケースを想定し、定義づけている。

①原子爆弾、核ミサイルなど核兵器そのものを盗む、②高濃縮ウランやプルトニウム等核物質を盗んで核爆発装置を製造、③盗んだ放射性物質を発散させる装置（「汚い爆弾」＝ダーティー・ボム）の製造、④原子力施設や放射性物質の輸送船などに対する妨害破壊行為。



図4-3 グルジアで摘発された高濃縮ウランの写真
出典：IAEA “Illicit Trafficking Database (ITDB)”

核テロの事例として、タス通信などによると、モルドバの捜査当局は2010年8月24日、1.8キログラムのウラン238を違法に国内に持ち込み、国外へ売ろうとしていた犯罪グループを摘発したと発表した。グループは元警官など7人で構成、うち3人が拘束された。ウランは運送の際、放射線の防護措置が取られていなかった。また、2011年6月30日、旧ソ連のモルドバの警察は、核物質を密輸し売却しようとした疑いで6人を逮捕するとともに、核兵器の製造にも使われるウラン235を少量押収した（図4-3は類似の事例で捕獲された核物質）。

IAEAは、核物質及びその他の放射性物質の不法な取引について記録し、分析を行うことを目的として、1995年に不法取引データベース（ITDB）システムを設立した。2011年12月31日現在、113か国がこのシステムに参加しており、各国の担当者が自国における核物質及びその他の放射性物質の不法な取引についてIAEAに報告し、情報共有を行っている。ITDBは、2010-2013年IAEA核セキュリティ計画（2009年8月17日決定）の施行を

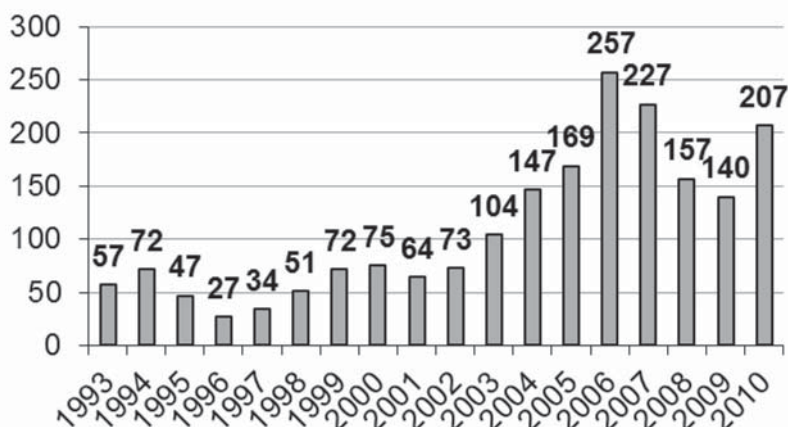


図4-4 1993-2010に確認された事象（ITDB）

支援するための重要な情報プラットフォームとなっている。

1993年から2011年12月13日までに、ITDBに報告された核セキュリティ事象（図44、不法取引）は合計2,164件。（399件：核物質及びその他の放射性物質の不法な所持及び関連する犯罪行為、588件：核物質及びその他の放射性物質の盗取または紛失、1,124件：核物質及びその他の放射性物質に関するその他の不法行為、69件：それ以外）

(b) 核テロのインパクト

東電福島事故のような大規模な事象が、仮に核テロにより発生する場合を想定すれば、国内はもとより国際社会の平和と安全に与える影響が極めて大きいと言える。東電福島事故で明らかとなったハード・ソフトの脆弱性ととともに、プルトニウム利用についても、再処理やMOX燃料製造施設のみならず、軽水炉MOX利用における核物質防護の強化も重要と思われる。我が国ではプルトニウム利用という特殊事情も、ひとたび核セキュリティにおいて重大な事象が発生すれば、国際社会への影響は多大であり、その存続も問われる材料になりかねない。

直接の被害として、例えば核爆発による生命、建物などの財産の多大な喪失、放射性物質によって汚染されることによる、社会的、経済的被害、社会システム、交通等インフラの麻痺、経済活動の阻害、風評被害（二次被害）等、様々な影響が考えられる。今回の東電福島事故では原子力施設の弱点が暴露され、今後テロのターゲットとされるのではないかと懸念されている。国際社会では、核テロについてIAEAのデータが示すようにその懸念は極めて高く、身近な重大問題としての認識が高いが、我が国では、国民は未だそのように認識を共有していないように思われ、残念ながらその面での国の具体的対応が進んでいるとは言えない。韓国では、国民の35%が「韓国で核テロ発生の可能性あり」と考えているようである（2012年2月10日中央日報日本語版）。「日本人は平和ボケしている」とよく言われるが、現実に核テロを発生させたりすることのないよう、また仮に発生した場合について十分な対策が取れるよう準備する必要がある。

東電福島事故を踏まえた原子力施設に対するテロの脅威について、①原子力施設に対するテロリスト関心の増大、②テロの対象としての有効性が明らかになった原子力施設の設備（電源、原子炉の冷却機能、使用済み燃料の冷却機能）、③想定すべきテロ行為（防護区域の周辺に設置されている設備へのテロ行為やインサイダー）、④緊急事態発生時における核セキュリティ上の課題への対応（緊急事態の発生時における核セキュリティ強化）などが指摘されている⁽¹⁴⁾。

なお、2013年1月に発生したアルジェリアにおける化学プラント襲撃事件では、日本もテロの対象となること、また内部脅威は現実の問題であることを認識させた。

(c) 核セキュリティ・サミットと我が国の取組み

2009年4月のプラハ演説でオバマ大統領は4年間で世界の核物質のセキュリティを確保するとの目標を設定した。2010年4月、米国ワシントンDCで第1回核セキュリティ・サミットが開催された。このサミットには47カ国と3つの国際機関が参加し、満場一致で4年以内に世界の核物質在庫の安全を確保するとのコミュニケ（拘束力はない）が採択され、また核セキュリティの推進で各国がとる更なる措置を詳細に示した作業計画も作成された。この計画は、核テロリズム防止国際条約、非国家主体による大量破壊兵器とその運搬手段や関連物質の獲得を防止することを意図した国連安保理決議第1540号など、既存の核不拡散手段の強化、また、民生炉の燃料を高濃縮ウラン（HEU）から低濃縮ウラン（LEU）へ転換すること、核物質防護条約の規定を強化する改正条約の施行が強調された。またIAEAが平成23年1月、核物質及び原子力施設の物理的防護に関する核セキュリティ勧告を改訂（INFCIRC/225/Rev.5）するなど核セキュリティの取組み強化が進められているところである。

我が国は今後の取組みとして、同サミットにて次に示す具体的イニシアティブを発表し、これらの具体化を進め、実現している。1) アジアの核セキュリティ強化のための「総合支援センター」の設置、2) 核物質の測定、検知及び核鑑識に係る技術開発、3) IAEA核セキュリティ事業への貢献、4) 世界核セキュリティ協会（WINS）会合の本邦開催。

続く第2回核セキュリティ・サミットは、2012年3月に韓国ソウルで開催されたが、ここでの目標は、前回サミットにおける各国のコミットメントに対する成果を確認するとともに、参加国が合意した作業計画の実施状況をレビューし、今後の取組みの方向性について議論することであった。同サミットは、東電福島事故から約1年という節目で、原子力安全と核セキュリティ分野に対する国際的な関心が高まっている中で開催された。第2回のサミットは、第1回サミットを受け、テロリスト等から核物質及び施設を防護するための国際的な協力体制の一層の強化・推進を目的として開催された。核テロリズムの脅威に対抗する協力方策、核物質と関連施設防護、核物質の不正取引の防止に加え、新たに原子力安全と核セキュリティとの関連性、及び放射性物質のセキュリティなどについて議論された。我が国は、野田総理大臣が核セキュリティと原子力安全の相乗効果について、東電福島事故から得られた教訓、及び核セキュリティ強化のための国内・国際的取組みを表明した。前回サミットの各国コミットの履行については、例えば①HEUの削減或いは非軍事利用への変換として、8ヶ国で約480kgのHEU（19発分の核兵器製造に十分な量）が処置されたこと、②改正核物質防護条約については新たに20ヶ国（総数は55ヶ国）、核テロ防止条約については新たに14ヶ国（総数は79ヶ国）が批准したこと、③核セキュリティ能力の向上を目的としたCOEの設立については、中国・インド・イタリア・日本・カザフスタン・韓国など、約10ヶ国がCOEを設立或いは計画するといった成果があったこと等、32ヶ国

から70項目の表明があった。

東電福島事故に関しては、非常用電源や原子炉を冷却する海水ポンプの機能が喪失すると、原子炉が管理不能になる問題が表面化したこと等により、政府（国際組織犯罪等・国際テロ対策推進本部）は、原子力発電所等に対するテロの未然防止対策に関する初会合を官邸で開き、原子力施設の警備強化や、国内外で相次ぐサイバー攻撃に備えて原子炉を制御するシステムを外部から遮断するなど、関係省庁が連携してテロ対策の強化に取り組むこと、原子力施設で働く従業員の信頼性を高める等の内部脅威対策を強化することとした。また、2011年10月に内閣府原子力委員会・原子力防護専門部会が「福島第一原子力発電所事故を踏まえた核セキュリティ上の課題への対応について」の報告書をまとめ、そしてその後、同部会は、2011年9月にはIAEA核セキュリティ・シリーズ文書の基本文書（案）を参考にして、「核セキュリティの確保に対する基本的考え方」を取り纏め、東電福島事故を踏まえた課題への対応とともに、3つのIAEAの勧告文書を検討し、2012年3月21日に同部会から「我が国の核セキュリティ対策の強化について」の報告書が原子力委員会に報告がなされ決定された。

4.4 核燃料サイクル政策と核不拡散

原子力平和利用の今日的問題について、東日本大震災に伴う東電福島事故は、我が国において原子力平和利用の存続にも影響を及ぼしかねない状況に至っていることは事実であろう。しかし、一方では、世界的な経済・エネルギー消費の伸びや温室効果ガス問題への対処策として、原子力は依然として重要な手段の1つである。長期的な観点に立った場合、特にアジア地域などに見られる急速な経済の拡大に伴うエネルギー消費の顕著な伸びに対して、その有効な代替技術が見出されない限り、世界的な原子力利用のニーズは引き続き高いものと予測されている。前述のように、原子力平和利用における核テロを含む核不拡散への懸念に対し、国際社会は、核不拡散条約（NPT条約）下での保障措置や核物質防護条約等を中心とした制度的な対策の強化によって対応を続けてきた。しかし、機微技術を含む原子力利用国の拡大にともない、このような国際社会全体を対象とした制度による核不拡散対策では、核不拡散対策としては必ずしも十分ではない。このため、原子力技術・機材・核燃料などの供給国側の条件設定により、追加的な強化策が採られてきた（サプライサイド・アプローチ：輸出管理規制、二国間協定による技術移転上の縛り等）。

一方で原子力技術先進国を中心としたこのような核不拡散強化策は、NPT条約第4条で保証されている平和利用の権利を阻害しかねない。また、近年、図4-5に示されるように、サプライサイド・アプローチの元となる核燃料の供給においては、そのイニシアティブが旧東側諸国へシフトしかねない状況にあることに注視すべきである。図には含まれないが、世界最大の潜在的なウラン資源国はモンゴルであるとの報告もある。今後、カザフ

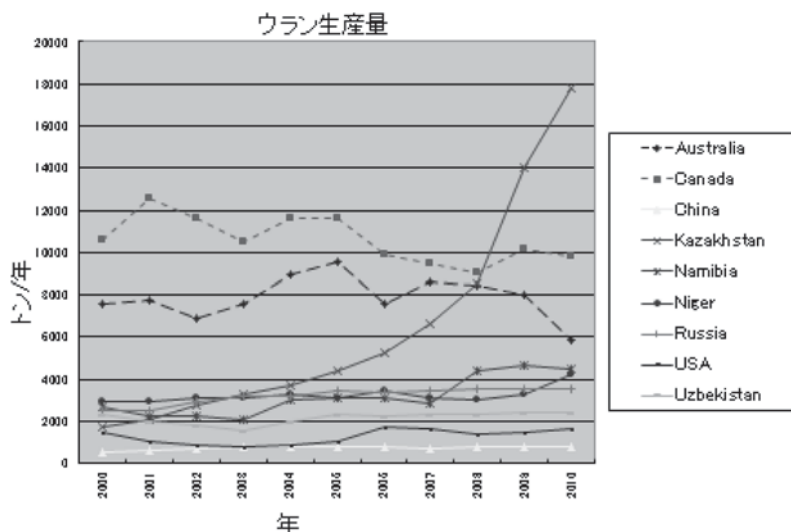


図4-5 ウラン資源供給の多様化および変化

Data source: <http://www.world-nuclear.org/info/uprod.html>

スタン、ロシア等を起源とする旧東側諸国の濃縮ウラン燃料が増加することにより、米国との二国間協定に代表される、西側諸国を中心とした核不拡散体制の弱体化も懸念される。

核拡散上の懸念の1つに、機微技術としてのウラン濃縮技術の拡散が知られている。今後の濃縮ウラン需要拡大にともなう供給を、濃縮技術の拡散を最小限に留めつつ、いかに需要国に核燃料を充足させるかという問題である。一方、もう一つの懸念は使用済み燃料(SF)の扱いである。東電福島事故以来クローズアップされているSFについては、その取扱いにおける技術的、社会的困難性とともに、核不拡散の観点からも国際的な問題として重要視されている。SFについての核不拡散上の懸念は分離プルトニウムに対するものに比べれば低いと考えられるものの、各原子力発電国が、それぞれプルトニウムを保有することに他ならない。SF直接処分という考え方も重要なオプションとして議論されているが、その場合でも、将来、取出して使うとする考え方(Retrieveable)が欧米では主流であり、将来にわたり不確実性が高い。今後、SFの処理・処分が困難な国においてSF貯蔵が行われていく、すなわちプルトニウムを含むSFが世界に分散して存在する状況が作られることになり、中長期的な観点(国家の核政策転換の可能性)を考えれば、核不拡散上無視できない問題となると言える。1980年に示された国際核燃料サイクル評価(INFCE)の結論では、「ワンスルーサイクルにしても使用済み燃料中にプルトニウムがある以上長期間貯蔵に伴ない核拡散の危険が存在し、再処理プルトニウム利用サイクルに比べて長期的にみて特に核不拡散上優位ではない」との評価が得られたことは特記すべきことである。

我が国に関しては、上述のように、長期にわたる取組みから、フル核燃料サイクルと高速炉におけるプルトニウム利用を可能にしてきたが、そこには、国際的な核不拡散・核セ

キュリティ上の理由から、我が国が、利用目的のないプルトニウムを持たないとする基本方針が前提としてある。回収プルトニウムについては、これまで軽水炉MOX等によるプルトニウム利用により、正当性の説明を続けてきたものの、現時点での軽水炉MOX利用の不透明性などから、再処理を継続する場合は、今後のプルトニウムの利用について具体的な道筋を示す必要がある。

問題点を整理すれば、

- ① 濃縮ウランのグローバル的な供給体制の構築。
- ② 原子力利用国が増大するなか、SFをいかに取扱うか。
- ③ SF（プルトニウムを含む）の処理処分の困難性から、今後、SFが世界に分散して貯蔵の形で存在する（Retrievableを含む）状況が長期にわたって続く可能性が高く、中長期的な観点では、核不拡散上無視できない問題となる。
- ④ SFを再処理（プルトニウム利用）する場合、余剰プルトニウムを持たない、という基本方針に鑑み、具体的な道筋が必要。
- ⑤ MOX利用を含む原子力発電、およびプルトニウム取扱い施設における核セキュリティ問題への対応は平和利用存続において重要な課題。

このような核物質取扱いや機微技術に対する核不拡散・核セキュリティ対策のみならず、原子力施設運転の安全管理への国際基準の適用、といった、いわゆる3Sの観点からすれば、これまでの国家単位での取り組みでは、もはや、その効果・効率性および経済合理性の面において限界があると考えられる。

さて、我が国の政策は、前述の通り、これまでの努力によりフル核燃料サイクルを獲得したとの考え方から、独自の「国力」や「外交で勝ちえた権利」としての希少価値やその意義を重視し、一国として維持すべきとの見方がある。しかし、今後の核燃料サイクル政策を議論する際には、世界全体を視野に入れた核拡散・セキュリティリスクの低減に積極的に貢献することが避けられない。このため、最近では、これまでの「日本は例外」、「一国完結主義」の枠では、国際社会の理解が得られず、限界があるとの見方もなされている。

原子力利用の増大に伴う核拡散懸念（核テロリズムや核の闇市場も含む）を取除く方法として、また、上述の核不拡散体制における変移への対応策として、核燃料サイクルへの多国間アプローチについて国際的に検討されるようになりつつある。

(a) 核燃料サイクルの多国間アプローチ

NPT第4条に示される平和利用の権利について、核兵器国、非核兵器国の差別をなくすという観点からは、多国間管理の考え方を積極的に模索していくことは重要であると思われる。オバマ政権は、保障措置を含む核拡散抵抗性の必要性を唱える一方で、民生用核燃料サイクルに取り組むための多国間協定の確立には高い関心を寄せている。多国間アプ

ローチとは、核燃料サイクルが、各国毎に保持するには非効率的な技術であるという特徴に基づき、その国際的共有化など、国際協力枠組みのなかで濃縮・再処理のような機微技術を含むサイクル全体を国際的に効率的に展開しようとするものである^{(15)、(16)、(17)}。保障措置についても、多国間管理による施設であれば、国家による転用・不正使用のリスクは減少し、さらに多国間協力の一環として「地域による保障措置」の実現化など併せて考えれば、その効果は多大であろう。例えば、核燃料サイクルスケールアップによる保障措置の技術的な難しさ（弱さ）を、多国間枠組みという制度で補完すること、多国化により保障措置の効率化および保障措置に係るコストを低減することなどが考えられる。

(b) 核燃料供給保証⁽¹⁸⁾

多国間管理の一つは核燃料の供給保証であるが、ここでは原子力平和利用を促進しつつ、核拡散を防止することが可能であり、特に機微技術や施設（特に濃縮）の拡散防止を図ることにある。燃料供給保証のメカニズムを整備することにより、自国での濃縮能力の開発を自制するインセンティブを付与することを狙いとしている。既存の市場のバックアップとして、核不拡散以外の政治的な理由（技術的もしくは商業的な理由を除く）により核燃料の供給が途絶した場合に、代替の核燃料の供給を受けられるようなシステムを事前に構築しておくというものである。このシステムには、①現物としての核燃料を備蓄する核燃料バンク、②核燃料の備蓄を伴わないものの、燃料供給途絶が起きた場合に代替の燃料供給が行われることを供給能力のある国の政府が事前に保証するシステムである。

具体的には、2009年11月に、ロシアの低濃縮ウラン備蓄に係る協定案がIAEA理事会で承認されるとともに、IAEA自体が低濃縮ウランの備蓄システムを保有管理する「核脅威イニシアティブ（NTI）」の提案についても2010年12月3日の定例理事会で合意され、現実的な方向にむけ国際社会が取組む様相を見せている。IAEAは加盟国のために低濃縮ウランバンクを設立することについて決定し、現在、その準備を進めているが、カザフスタンは、同バンクのための用地を提供する準備を進めていると発表した。

(c) バックエンドを含む多国間管理構想

多国間管理構想については、長年の議論を経て、ただし、上記ロシアの例も含め、現在、国際的に議論されている多国間アプローチによる提案のほとんどが、燃料供給保証、すなわち核燃料サイクルのフロントエンドにおける燃料供給の万一の際の保証に焦点が置かれている。しかし燃料供給保証（フロントエンド）と同様に、東電福島事故以来、一層重要な課題とされる使用済み燃料の処理処分といったバックエンド問題への解決策への手立てとして、多国による国際管理という考え方は、より現実的なニーズに合致したものと思われる。すなわち、図46に例示されるようなフロントエンドとバックエンドの両者のパッ

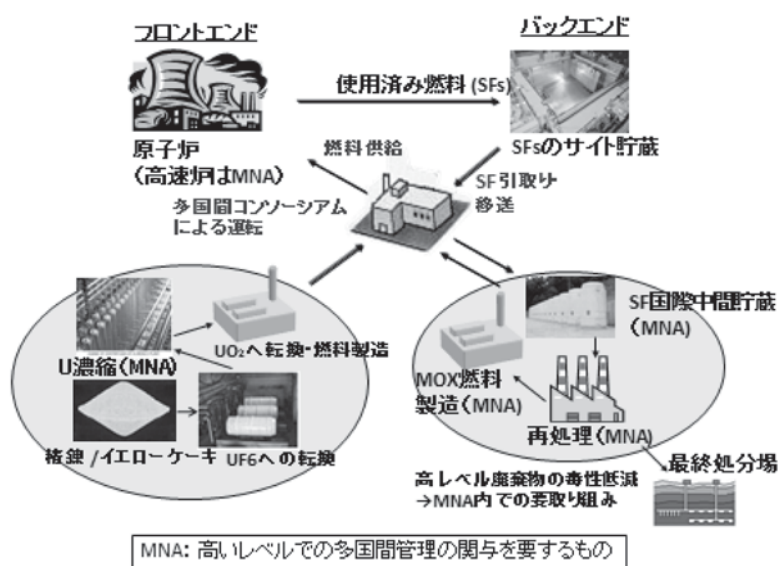


図4-6 核燃料サイクル枠組みのイメージ例

ケージからなる、定常状態での供給やサービスを提供する多国間アプローチの考え方⁽¹⁹⁾は、今後の原子力の国際的な展開として、平和利用と核不拡散両側面の推進において重要と思われる。我が国では、多国間アプローチについて、立地など現実的な問題が頭をよぎるためか、必ずしも容易に議論される状況には至っていないようである。しかし、上述のような濃縮・再処理のような機微技術の拡散への対策、一国単位での核不拡散対策（保障措置＋抵抗性技術）における経済的な非合理性の解消、グローバル的な核燃料の効率的な利用、そして、原子力先進国として新興国への、核不拡散のみならず、安全、核セキュリティを含めた3S全面にわたる支援、そして、核兵器国と対等に原子力ビジネスを展開するための戦略としてとらえれば、「多国間アプローチ」による核燃料サイクルの国際枠組みの形成は有効であろう。また、カザフスタン、ロシア等旧東側諸国を含めたアジア地域での多国間枠組みの構築により、今後予想される核不拡散レジームの脆弱化に対抗する追加的な不拡散体制を確立することができるとともに、多国に共通するSF問題の解決へも資することができると考える（図4-7参照）。前述のIFNECでの議論など参照すれば、今後、世界的な議論への発展も期待できるため、多国間協力によるアプローチは、今後の決して無視することのできない核燃料サイクルのオプションと考える。ただし、多国間管理実現に向けては、あらたな枠組みにおける核不拡散体制の確立、確実な3Sのあり方、新たなシステムと既存の法規制の整理、核燃料の輸送問題など課題は少なくない。

4.5 おわりに

グローバルな視野から核燃料サイクルを推進する場合、考慮すべき核不拡散・セキュリティ対策として、核不拡散条約（保障措置）・核物質防護条約等の制度的な対策、輸出

【脚注】

- 注1 行動規範を発表した原子力メーカー：AREVA（フランス）、ATOMEA（AREVAと三菱重工業によるジョイントベンチャー）、Atomstroyexport（ロシア）、Candu、Candu Energy（カナダ）、GE Hitachi Nuclear Energy（米国）、Hitachi-GE Nuclear Energy（日本）、KEPCO（韓国）、三菱重工業（日本）、東芝（日本）、ウェスチングハウス社（米国）⁽¹³⁾。
- 注2 IAEA追加議定書（Additional Protocol）：追加的に締結される保障措置強化のための議定書である。未申告の核物質や原子力活動がないこと及び保障措置下にある核物質の軍事転用がないことを検認するために、IAEAと保障措置協定を締結した国との間で、追加的に必要とされた権限等を盛り込んだモデル追加議定書（INFCIRC/540（corrected））。追加議定書を締結した場合、IAEAは、その国において保障措置協定よりも広範な保障措置を行う権限を与えられる。

【参考文献】

- (1) 田崎、山崎：米国歴代政権の原子力をめぐる政策の変遷、Vol 57, No.2 原子力eye 2011年12月
<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/about/hakusho/wp1980/sb2040301.htm>
- (2) 友次晋介：1970年代の日米核不拡散政策と核燃料サイクル、J of Human Environmental Studies, Volume 7, No.2, 107-127
- (3) <http://www.aec.go.jp/jicst/NC/about/hakusho/wp1980/sb2040301.htm>
- (4) http://www.rist.or.jp/atomica/data/dat_detail.php?Title_No=13-04-02-01
- (5) LASCAR会合報告書 大型再処理施設保障措置適用に関する検討 仮訳 N19921336（JST） 抵抗性：久野、J-S.Choi：核拡散抵抗性と保障措置－次世代核燃料サイクル設計における核不拡散対策の基本的考え方、日本原子力学会誌、Vol.51, No.2, p22-27（2009）
- (6) <http://brc.gov/>
- (7) <http://www.ifnec.org/>
- (8) <http://nnsa.energy.gov/mediaroom/factsheets/nextgenerationsafeguards>
- (9) http://www.jaea.go.jp/04/np/nnp_news/attached/0176a1-1.pdf
- (10) 「二国間原子力協定に関する米国の新たなアプローチ-米印協定、米UAE協定の意義と限界-」、山村司、軍縮研究、2010年3月、Vol.1、日本軍縮学会
- (11) 久野、J-S.Choi：核拡散抵抗性と保障措置－次世代核燃料サイクル設計における核不拡散対策の基本的考え方、日本原子力学会誌、Vol.51, No.2, p22-27（2009）
- (12) Nuclear Power Plant Exporters' Principles of Conduct,” Carnegie Endowment of peace, 2011, www.nuclearprinciples.org
- (13) <http://nuclearprinciples.org/wp-content/uploads/2011/09/PrinciplesofConduct.pdf>
- (14) 原子力委員会、原子力防護専門部会、我が国の核セキュリティ強化について、平成24年3月
<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/about/kettei/kettei120309.pdf>
- (15) Choi、久野：核燃料サイクル国際化および地域管理に関する考え方について、原子力eye Vol . 55, No.5, p59-63, 2009年
- (16) 鈴木達治郎、原子力学会誌 Vol49 No.6（2007）
- (17) 米国科学アカデミー（NAS）ロシア科学アカデミー（RAS）合同委員会共同研究報告書：“核燃料サイクルの国際化（Internationalization of the Nuclear Fuel Cycle : Goals, Strategies, and Challenges）2008年9月30日
- (18) 直井、小林、若林、田崎、原子力eye, Vol.56, No.2, p52-56, 2010年
- (19) <http://www.flanker.n.t.u^tokyo.ac.jp/modules/labDownloads/>

第5章 第4世代原子力システム

5.1 背景と目的

20世紀末には米国の原子力発電実績は良好を極め、自由化に伴う原子力発電所の価値も上がっているが、1970年代から新規発注がないことから中長期的には原子力発電のシェア低下が危惧され、温暖化ガス発生抑制、原子力技術力の維持・発展という観点からの施策の必要性がPCAST(大統領科学技術諮問委員会)で指摘されていた。

1994年にアルゴンヌ研究所が中核となり進めてきた高速炉、PRISMの開発が停止され(しかし東芝が開発してきた超小型炉4Sに触発されてか最近小型モジュラーとして復活している)、また新型軽水炉の型式認定のプロジェクト(ABWR、System80+、AP600)が終了し、PCASTの勧告を受けFY1999予算より、革新的原子力研究促進を目的として提案公募によるNERI(原子力研究イニシアティブ)が始まった。

これらは研究開発計画策定や、基礎的な研究シーズの発掘といった色彩が強く、主として大学の研究・教育能力の維持・拡大が主眼であり、米国国立研究所ならびに産業の技術開発能力の維持・拡大という観点からは物足りないものであった。米国が第4世代原子力開発を各国に呼びかけた背景には、革新的な原子力システムの開発について指導力を発揮して21世紀前半には具現化する途上国のエネルギー、特に電力需要の急膨張に積極的に対応することならびに、核拡散防止についても先手を打つことを狙っているとも考えることができる。

当初は2020年ごろを目標として、米国市場というよりも電力需要急拡大が確実視されるアジア諸国の市場を対象とする、核拡散の恐れ、安全性の心配の少ないシステムを米国主導のもとによる国際協力で開発することができるならば、米国の産業技術の維持・発展ならびに核拡散上からも手立てを取ることができると考えていたと思われる。核拡散抵抗性の強化は米国の識者や議会では原子力再興にとっての必須の条件と目されている。また国立研究所群にとっては原子力関連研究の生き残りゲームという側面もある。すなわち潜在的に強力な米国の原子力技術を維持、発展させて、将来の国際的な原子力発電市場における米国産業のポジションを何とか確保したいというところもある。

当時独自の新型炉開発計画を進めていた日本、フランス、南ア(高温ガス炉、のち撤退)にとっては是が非にもというわけではなく、どちらかという米国の原子力技術の生き残りのための協力という側面があったように思う。しかし今日の我が国の原子力開発をめぐる議論において、核燃料サイクルの意義を超えて国際協力の必要性を主張せざるを得なくなっているのに皮肉を感じざるを得ない。

5.2 国際フォーラムの展開

(1) Gen IVとは

十分なエネルギー供給、世界の原子力技術、産業のリーダーとして、第4世代の開発をいい出したのは米国エネルギー省（DOE）原子力・科学技術局マグウッド局長（現在は原子力規制委員会委員）で、1999年ボストンでのANSミーティングであったといわれる。第1世代とは初期の原型炉的な炉で、 SHIPPINGPORT (PWR)、ドレスデン (BWR) など。第2世代とはその後の商用炉群で、PWR、BWRの軽水炉、CANDU重水炉、ロシアの軽水炉であるVVERやRBMK。第3世代は第2世代の改良型で、大型化による経済性追及のABWR、EPRや静的安全性を取り入れた中型のAP600などであった。

GIF（第4世代原子力システム国際フォーラム）発足当初の世代の変遷を図5-1に示すが、その後2030年代を目標に、AP1000、EBWRなどの静的安全性を強化した軽水炉、フランスのEPRやロシアのVVER1200系、我が国のABWRやAPWRの海外版を第3世代プラスとして別掲している。以前フランスの環境相だったと思うが、これからの新設炉は第4世代でとか早とちりし、フランス原子力庁のブシャールらがあわてて訂正したり、東電福島事故を受けて中国当局が第2世代系の建設を中止すると言ってみたり、世代の定義では右往左往してきた。

図5-1に変わる最近のものを図5-2に示すが、これで最終版とか言った性格のものではない。

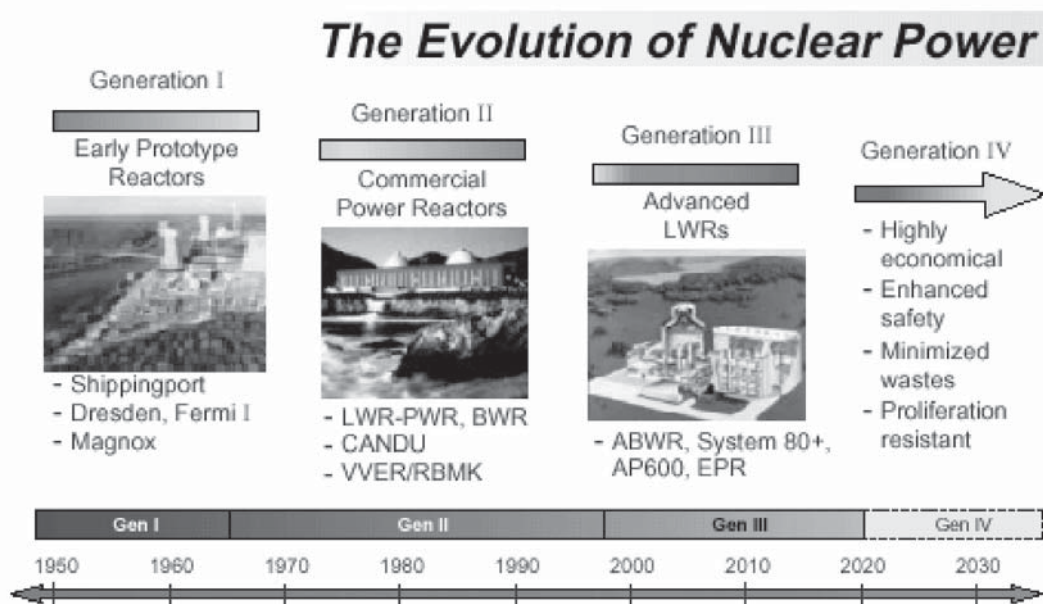


図5-1 原子力発電の世代の変遷

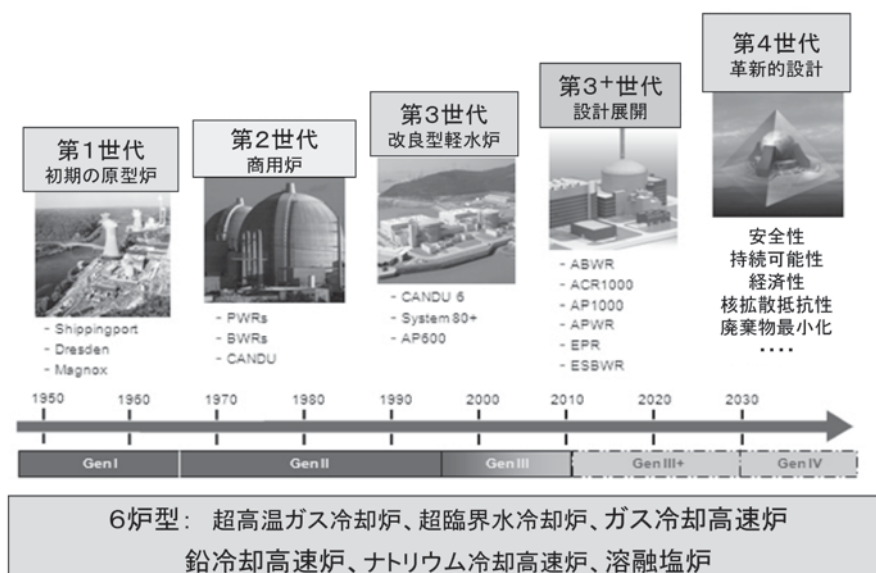


図5-2 第4世代原子力システム

2011年から国際協力で研究開発中
 13ヶ国が参加、2030年頃の実用化を目標

(2) Gen IVの目標

当初は核拡散抵抗性強化を主眼として、開発途上国向け輸出用の長寿命炉心小型炉の開発という印象が強かったが、2000年初めのワークショップなど、特に米国以外の国々の参加により、以下のように第4世代原子力システム開発の目標は変遷してきている。

- ① 他電源と競争的なコストで、米国ならびに先進国で許認可、建設および運転可能な原子力発電システムをつないしそれ以上設計
- ② 核拡散、環境及び安全性の懸念を軽減するべく、途上国で許認可、建設および運転可能な原子力発電システムをつないしそれ以上設計

その後の議論で、核燃料サイクルを含む持続可能性、経済性、安全性についての目標を8項目選んでいる。うちリサイクルを目標の一つにするように筆者が強く主張し、米国から反発があるかと思いきや、どちらかというによくぞ言ってくれたという感じであった。事実その後の米国での会合において、望外にもMITトドレアス教授（当時）を含む何人かの重鎮から感謝の声をかけられた。ここで日本の株を少し上げることになったのではないかと考えている。

当時の議論としては、既存の軽水炉技術の安全性は十分であり、むしろ他の発電技術との競争性という観点からの経済性の確保、改善が課題という認識であり、炉心損傷確率などの目標は一桁程度下げたものにしたがそう大きな課題とは思っていなかった。むしろ「回避不要」、Evacuation Free、を本当に条件にするのかがポイントで、これを含む、すべて

の目標を完全に達成する必要はないということにしたはずである。ここはやはり既存炉への影響を気にしていて妥協したと言える。

(3) Gen IVの今日

思い返せば、大雪の後の平成12年1月27日、28日の両日、ワシントンD.C.で、前述の米国DOEのマグウッドの呼びかけによるワークショップが始まりで、共同声明を発してその後DOEはかなり積極的に動いてGIFの基礎を作ったと言える。その後フランスのブシャールが後を引き継ぎ、GIFの活動を軌道に乗せ、そのあと原子力機構の佐賀山氏がGIF議長を引き継ぎ、2012年秋より米国DOEのケリー氏が現在の議長となって今日に至っている。

GIFの組織としてはいくつかの変遷の後、図5-3に示すようになっている。筆者は政策グループに属しているが、ただ一人の当初からの生き残りとなってしまった。議長に直結して事務局機能を持つポリシー・ディレクターとテクニカル・ディレクターを置いているが、現在は米国アイダホのマクファーレンとフランスCEAのアンジューが務めている。

GIFとしての開発概念として5.3で述べる6つの炉系を選択しているが、その炉系に対応してシステム運営委員会が設置されることになっている。任意のGIFメンバー国が二か国以上でシステム協定を締結することによって運営委員会は成立し、今日までナトリウム(SFR) およびガス冷却高速炉(GFR)、高温ガス炉(VHTR)、超臨界圧水冷却炉(SCWR)の4委員会が成立している(表5-1参照)。残る鉛冷却高速炉(LFR)と熔融塩炉(MSR)はMOUベースでの国際協力体制となっている。

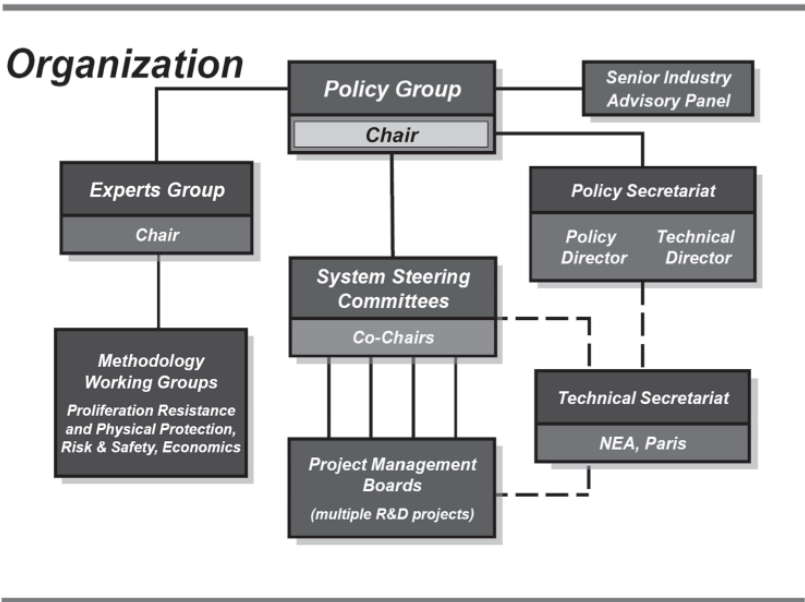


図5-3 GIFの組織

各システムの開発は個別の研究開発を実施するプロジェクトを複数設置することができ、そのための知的財産所有権を含むプロジェクト協定（PA）を参加メンバー間で結んで、実際の協力を実施している。プロジェクトの参加はシステム取決め（SA）に基づくシステム運営委員会が認めれば必ずしもGIFメンバー国の機関である必要はなく、民間企業であってもよい。参加各国並びに機関の今までの技術蓄積、研究開発能力には大きな違いがあり、単純に何でもみんなで共有するというわけにもいかず、このプロジェクト協定の発効にはずいぶんと暇と努力が費やされた。ことに新興国の参加、たとえばロシア、中国が最近GIFに加盟しているわけだが、学術的な課題ならいざ知らず、実際の研究開発協力の現場ベースではなかなか厳しいものがある。

政策グループを支援するということで専門家グループというものも設置してあり、このもとに各システムの性能を横串して評価するための方法を開発するグループも複数設置している。経済性、安全性、核拡散抵抗性についてであるが、システムを超えてこれら进行评估するというのは、実際は至難の業であるが、数年にわたる国際協力的な開発により、挑戦を続け、かなり評価される方法の議論がされていて、他の開発分野でも引用されている。

もう一つ組織的な特徴としては、政策グループへの諮問グループとして、上級産業助言パネル、Senior Industrial Advisory Panel (SIAP) を持っていて、我が国からも産業界および電力からの参加を仰いでいる。これは研究開発というとその本質を見失い易い傾向があることなどを危惧して設置したもので、その意見は傾聴に値していると思っている。

表5-1 GIF加盟国と協定類の締結状況

2012年2月29日現在

国・機関名	枠組み協定 (FA)	システム取決め (SA)			
		GFR	SCWR	SFR	VHTR
アルゼンチン	—				
ブラジル	—				
カナダ	×		×		×
ユーラトム	×	×	×	×	×
フランス	×	×		×	×
日本	×	×	×	×	×
中国	×			×	×
韓国	×			×	×
南アフリカ	×				
ロシア	×		×	×	
スイス	×	×			×
英国	—				
米国	×			×	×

×：締結済み —：休会状態

5.3 Gen IV 各システムの状況

各システム並びにそのもとでのプロジェクトの協定の締結状況を表5-2に示す。多少煩雑であるが、どのような国が、どんな分野で協力していこうとしているのかが見えてくるはずである。協定の締結は公式的なものなので、実質的な情報交換などは表中では暫定参加となっている段階から実施されている場合が多い。

表5-2 SA及びPAの締結状況（2012年2月29日現在）

EUR = ユーラトム（EURATOM） 南ア= 南アフリカ

	カナダ	EUR	フランス	日本	中国	韓国	南ア	ロシア	スイス	米国
VHTR SA	×	×	×	×	×	×			×	×
・ VHTR HP PA	×	×	×	×		×			O	×
・ VHTR FFC PA	O	×	×	×		×				×
・ VHTR CMVB Project		P		P	P	P	P			P
・ VHTR MAT Project	×	×	×	×		×	×		×	×
SFR SA		×	×	×	×	×		×		×
・ SFR AF PA		×	×	×		×				×
・ SFR GACID PA			×	×						×
・ SFR CDBOP PA			×	×		×				×
・ SFR SO Project			×	×		×				×
・ SFR SIA Project		P	P	P		P				P
SCWR SA	×	×		×				× ^{※1}		
・ SCWR M&C Project	×	×		×	O					
・ SCWR TH&S Project	×	×		×	O					
・ SCWR SIA Project	P	P		P	O					
・ SCWR FQ Project	P	P		P	※3					
GFR SA		×	×	×					×	
・ GFR FCMFC Project		P	P	P					P	
・ GFR CD&S Project		×	×						×	
LFR System		M		M				M ^{※2}		P
MSR System		M	M					O		P

プロジェクト略語（日本語名称は仮訳）

× 署名済み P 暫定参加 O オブザーバ
M MOU締結 ※2：2011年7月18日署名
※1：2011年7月18日署名 ※3：EUと2国間協定締結

HP：Hydrogen Production（水素製造）

FFC：Fuel and Fuel Cycle（燃料及び燃料サイクル）

CMVB：Computational Methods Validation and Benchmarking（計算手法検証及びベンチマーク）

MAT：Materials（材料） AF：Advanced Fuel（先進燃料）

GACID：Global Actinide Cycle International Demonstration（包括的アクチニドサイクル国際実証）

CDBOP：Component Design and Balance-Of-Plant（機器設計及びBOP）

SO：Safety and Operation（安全性及びオペレーション）

SIA：System Integration and Assessment（システム統合及び評価）

M&C：Materials and Chemistry（材料及び水化学）

TH&S：Thermal-Hydraulics and Safety（伝熱流動及び安全）

FQ：Fuel Qualification（燃料検証）

FCMFC：Fuel, Core Materials and Fuel Cycle（燃料、炉心材料及び燃料サイクル）

CD&S：Conceptual Design and Safety（概念設計及び安全）

5.4 革新炉の位置付け

既存炉、大型軽水炉に致命的な欠陥が見えない場合、その改良ではない革新炉の存在条件は圧倒的な性能によるか、あるいはニッチマーケットに向かうかである。後者の場合はいわゆる小型モデュラー炉などで対応することになる。過酷事故対応、残留リスクの課題が軽水炉にはあるとは認識されていたはずだが、東電福島事故のような形で、一気に顕在化するとはだれも想像もしなかった。

東電福島事故を受けての革新炉の条件は、明らかにより高度な安全性であり、端的には「退避不要」ということであろう。今回の事故、3基の炉心溶融でも重大な被ばく事故にはなっていないが、何万人もの人々がいまだに帰郷できず生活基盤を失われている現実を前にしては、何があっても放射性物質の漏えいは實際上ゼロとすることが条件になると思われる。これは既存軽水炉にとっても厳しいが実は第4世代炉にとってもそう容易ではない。被覆粒子による強力な閉じ込め機能を売りにする高温ガス炉や、いざとなると燃料を溶融塩ごと炉外へ流しだすとする溶融塩炉などは多少有利となるかもしれない。

軽水炉においても溶けない燃料、被覆粒子の利用や水と反応しない被覆管、炭化ケイ素複合材などの可能性の検討や、大型軽水炉に革新的アイデアを持ち込めないかとする研究は米国DOEで始められている。

濃縮工場の有効利用もあってとも考えられる低濃縮ウランを利用する軽水炉は世界を席卷しているのだが、膨大な劣化ウランと使用済み燃料を山積みすることとなった。そこで最も効率的な原子炉である高速炉を活用して、劣化ウランと使用済み燃料を資源化していくという再処理と高速炉開発は論理的な帰結と言える。大きなパラダイムであり、世界中誰もがそれに向かっていくものと信じて疑わなかった。ここへきて、その長期的な位置付けはゆるぎないものの、その短中期的な意義はプルトニウムやマイナーアクチニドの燃焼に矮小化されていると言える。本来なら、高速炉の高い性能で軽水炉と市場で競争できることが理想であると筆者は思っていたのであるが、いわばごみ処理用としての位置付けなら国に頼るしかないことになる。

我が国の実証炉（JSFR）が今までの技術の蓄積の上での最高の成果物であろうことを疑っているわけではないが、時代の要請に答えているのか、もう一度問い直してみることもいわゆる原子力村のあるグループの独善とならないために必要かもしれない。国内で進め方が決まらない不確かな中、外へ行くという考え方も、高温ガス炉のようにあるかもしれない。

第4世代原子力システム開発、GIFも2012年、ほぼ発足から10年たち今後の展開についての戦略を練り直すことになっている。基本的なパラダイムに変更はないにしてもより安全性に重きが置かれることになるに違いないし、さらにより緊密な共同開発に向けての模索が始まる。

5.5 我が国のスタンス

2000年の米国DOEの招聘に対し、我が国は当初ワシントン駐在関係者で対応しようとしたと言われる。それに対し東京から実務担当をぜひと言われて、相沢清人氏（サイクル機構）、落合政昭氏（原研）、エネ庁の関係ということで筆者の3人が雪のワシントンに出かけた。それ以降、GIFの形成など結構貢献して今日に至っているが、開発案件ということで主として原子力機構が組織的に対応してきている。それに対して、第4世代6概念のひとつに唯一の水炉、超臨界圧水冷却炉が採用され、システム協定はエネ庁が署名し、実質的には東芝、日立の民間と原子力機構、並びに東大、九大が研究開発プロジェクトに参加した。もう一件、鉛冷却高速炉は原子力機構のサポートを得て、東工大（関本先生、高橋先生）が対応している。このように、第4世代原子力システム開発というくくりではなく、それぞれの研究開発活動の一部としての位置付けである。

したがって、ナトリウム高速炉、いわば原子力機構、旧動燃系にとってのフラグ・シップは、もんじゅそして実証炉に向けての開発が当事者としての目標であるわけであるが、GIF並びに日本、米国、フランスの共同研究開発の枠組みを互いに利用しようとしていると言ってよいだろう。MA入りの燃料の照射試験などはその格好の例ともいえる。また、東電福島事故の直前に日本側から、高速炉の安全設計指針の策定を持ち出した時には、フランスでさえ時期尚早として簡単には同調しなかったが、事故後はこれこそ本命として、優先最重要課題となっている。基本的には日本、米国、フランスの三か国で、ベースをきっちり押さえて他へのにらみを利かせたいところだが、他方ではロシアとインドが控えると言った構図と見る。なお、インドはその高速炉開発がNPTのカバーから外れているので、当面GIFには加盟できない。

高温ガス炉については、原子力機構の旧原研系の大事な開発成果で、他国が開発を止めている間に水素製造を含め突出した格好であったが、核燃料サイクルの確立との整合性などの懸念が残ると言われるなどなかなか認められない状況が続いている。技術流出防止ということでの釘を刺されているのか、GIFでの活動は意図的に最小限度としているようで、高速炉と比べると大きく異なる特徴を持つ。米国DOEはNGNPという、高温ガス炉と水素製造プロジェクトを抱えていて、そこからいくばくかの支援が原子力機構に対してノウハウ料として支払われていたり、NEAの国際協力プロジェクトとして、HTTRを使っでの冷却機能喪失事故の試験を行うことになっている。しかし、ここでも他国に対する相対的な優位性を徐々に失いつつあることは間違いない。

ところでGIFは「多国間設計評価プログラム（MDEP）」や「国際原子力エネルギー協力フレームワーク（IFNEC、IHGNEP）」の生みの親であることはあまり知られていないかもしれない。GIFの初期のころ、新型炉開発は規制と整合性を取る、安全確保の考え方などをお互いに理解しておかないと実現できないことになるということで、欧米先進国、

米国、イギリス、カナダなどの規制トップを招いて新型炉の安全要件などの議論を行ってきた。これに触発されたとみるのだが、当時のディアスNRC委員長は日本を含む原子力先進国の規制当局に対して、国際的に共通の設計認証などについての協議を呼び掛けた。つまり、合意できれば、地域特性は別途考慮するとして基本的なところの設計は万国共通というわけである。これには、米国の技術認証ヘゲモニーを確保し新興国の原子炉を排除したい、などの願望があったに違いないが、一般論としては整っている。承認のA (approval) から評価のE (valuation) にかえて、MDEPとして今日に至っている。なお本委員会の委員長はフランス安全規制委員会の委員長であるラコステ氏が率い、事務局はOECD・NEAが務めている。国際共通認証の例としてAP1000が取上げられてきているのだが、韓国はUAEでのAPR1400の建設をてこにMDEPでの検討を強硬に主張していて各国はどちらかと言えば敬遠している。この点我が国は淡泊というか国際感度の鈍さが感じられる。

GNEP（現IFNEC）はもともと核燃料サイクルアクティビティー（濃縮と再処理）を現在技術を持っている国だけに限定しようとする意図を持った国際枠組みの目論見であった。言うなれば米国の悲願であり、濃縮・再処理を断念する原子力新興国には十分なサービスをする姿勢を示した。アフリカなどは、相当恵まれた条件で原子炉が提供されと考えたところもあったに違いない。ところで肝心の濃縮と再処理能力の限定化は強制力のないものになっているはずで、今後の扱いについて米国も苦慮しているのではないと思われる。

原子力の国際的な協調という観点では、IAEAやOECD/NEAが先駆的な活動をしてきたわけだが、より実効的な試みとしてGIFなどがあるとみてよいように思う。核の平和的利用、技術開発、核燃料サイクルの管理、安全規制など国際的な枠組みの中で協調して納得していく必要があると確信する。どこも卓越したヘゲモニーを持つわけにはいかなかった世界の中で共有できる理念を創造して、動かしていく知恵とパワーは我が国にも求められているに違いない。

最後に、今日から4年前の2009年、パリでのGIFシンポジウム、セッション3（SFR）のまとめで使った資料より、2枚（図5-4、5-5）を参考までに掲載する。

Gen IV Concepts a private observation

- VHTR was the most popular one among GIF concepts by member states because of Hydrogen
- SFR, once lame duck, becomes a champion if a Gen-IV has to be demonstrated in 2020's
- SCWR, only one light water cooled reactor, needs to clarify material challenge in super critical water environment
- LFR was a window for Russian and small scale reactor development
- GFR why?
- MSR interesting but unpopular, maybe a window for Thorium?

図5-4 2009年GIFシンポジウムまとめ資料 (1)

第4世代？

- もともとは夢物語
 - (2030年にはだれが生きている？)
 - GEは相手にせずと公言
 - 日米仏の同床異夢、(日仏は米国の原子力回帰を支援が主眼だった)
- MNA (エルバラダイ)、プーチン⇒ GNEP (ブッシュ)
 - 本当は世界の核不拡散+燃料サイクル体制の確立
 - MA燃焼でFBRが「死に体」から奇跡の生還
 - どの程度緊急か？
 - － HLW処分容量低減効果
 - － ウラン資源の枯渇／逃げ水？

図5-5 2009年GIFシンポジウムまとめ資料 (2)

第6章 高速炉の安全性

6.1 はじめに

原子炉施設の安全確保のためのアプローチと安全対策は、その原子炉施設の技術的特性や安全上の特徴を十分踏まえて講じることが重要である。また、東電福島事故を教訓として、シビアアクシデント対策も含めて安全性を格段に高めることが必要であり、世界最高水準の安全性を追求すべく不断の継続的努力が求められている。本節では、まず原子炉施設一般の安全確保のアプローチに触れ、次に高速炉の安全上の技術的特性を軽水炉との対比において説明した後に、高速炉の安全確保方策及び関連する安全評価について論述し、最後に高速炉のシビアアクシデント対策の経緯と最近の動向について詳述する。ここでの高速炉はナトリウム冷却高速炉（以下、SFRという）を対象とする。

6.2 原子炉施設の安全確保の基本的考え方

原子炉施設の安全性とは、一言でいえば、内包する放射性物質の危険性を顕在化させないことであり、国際原子力機関（IAEA）の基本安全原則⁽¹⁾では「基本的な安全目標は、人々と環境を電離放射線の有害な影響から防護すること」としている。

(1) 基本的安全機能と深層防護

核分裂を利用することにより少ない燃料で大量のエネルギーを取出すことができるが、一方で必然的に核分裂生成物（FP）が生まれる（図6-1参照）。FPの多くは不安定でエネルギー（放射線）を放出しながら崩壊していくことから、核分裂が停止した後も発熱源（崩壊熱：放射線による熱）であり、かつ燃料物質とともに放射線源であり続ける。原子炉が定格運転している時の発生熱エネルギーは定常的にその約7%が崩壊熱によるものであり、

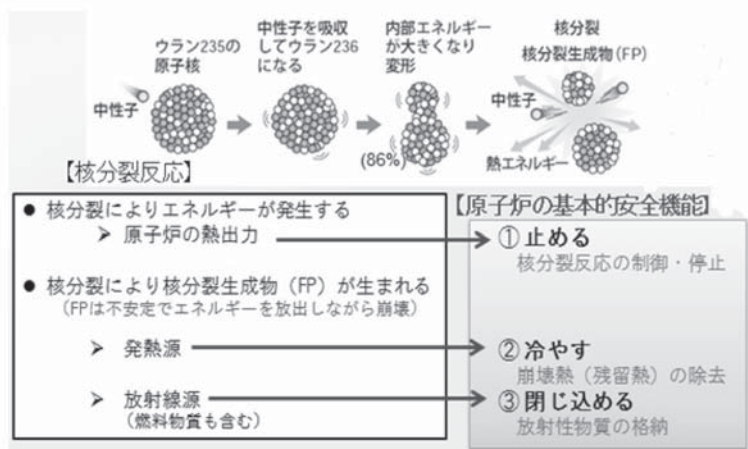


図6-1 核分裂反応と原子炉安全

崩壊熱は原子炉停止後それぞれの放射性核種の半減期に従って減衰していく（原子炉停止後、崩壊熱は1時間で約1/5、1日で約1/15、1ヶ月で約1/40、半年で約1/70になる）。原子炉の基本的安全機能として、異常が発生した場合に、まず①止める（核分裂反応停止）、次に②冷やす（崩壊熱除去）、最終的に③閉じ込める（放射性物質の格納）、の3つを挙げることができる。初めの2つ（①、②）の機能が失われると、炉心の損傷・溶融が発生し、その影響を受けて格納機能を有する構造物の性能が大きく損なわれ、③の機能を達成する可能性は極めて低くなる。

このような安全確保の戦略上の基本思想として、国際的にも「深層防護（Defense-in-Depth）」という考え方が採用されている⁽²⁾。これは、安全に脅威を与え得る事象に対して幾重にも防護ライン（層）を備えておき、前のラインが突破されても次のラインで阻止し、最終的に放射性物質の格納と周辺公衆及び環境の防護を達成しようとするものである。最近では次の5つの層（レベル）が考えられている（図6-2の中央部参照）。

- ① 異常の発生防止（第1層）：機器の誤動作や運転員の誤操作等による異常を未然に防止する。良い品質の信頼性の高い系統・機器を設計し製造し据付ける。
- ② 異常の拡大及び事故への発展の防止（第2層）：もし異常が発生しても、早期に検知し原子炉を自動停止するなどの対策をとる。
- ③ 事故時の放射性物質の異常な放出の防止（第3層）：万一事故に至ったとしても、独立した多重の崩壊熱除去系で原子炉を冷やすとともに、放射性物質を原子炉格納容器内に閉じ込め、設計基準内（炉心損傷防止）に収める。
- ④ シビアアクシデントの制御・管理（第4層）：原子炉の炉心が損傷し溶融するようなシビアアクシデントの発生防止及び影響緩和の対策を行い、放射性物質の大量放出を防止する。

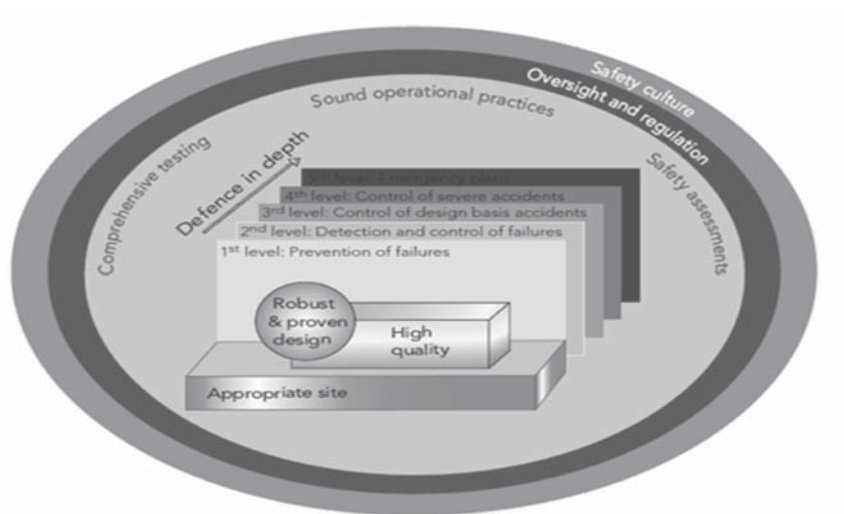


図6-2 原子力安全の要素⁽³⁾

- ⑤ 防災対策を含む緊急時計画（第5層）：放射性物質の環境中への著しい放出に対して、放射能の影響緩和を図る。

設計を行うに当たっては、他の工学的人工物の場合と同じように、前提となる設計条件を設定する必要がある。安全設計においては、考慮すべき事象（設計基準事象）を想定し、その発生を防止するとともに発生した場合の影響を極力抑制するために適切な対策を施し、次のような達成基準、即ち、「炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ十分冷却が可能なこと」、及び「周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと（5mSv目安）」を満足しなければならない。これらの対策は上記の深層防護の第3層までの防護ラインに対応しており、国の厳格な規制要求になっている。なお、設計基準事象には、ポンプや配管等の故障・破損等の施設内部の異常事象（内的事象）だけでなく、地震・津波、火山の噴火、台風、洪水、降雪等の自然現象や飛行機落下等の外部人為事象（外的事象）も当然含まれる。

さらに、設計基準事象を大幅に超え炉心の重大な損傷（溶融）に至るような事象、即ちシビアアクシデントに拡大するのを防止する、もしくは拡大した場合にその影響を緩和抑制するための措置（アクシデントマネジメントという）を講じる（深層防護第4層）。これは、緊急事態における臨機応変、柔軟に行われる措置とされており、公式の規制要求ではなく事業者（原子炉設置者）の自主保安という位置付けになっていた（法令改正により、規制要求の対象になる見込みである）。我が国において90年代から2000年代初めにかけて、このアクシデントマネジメント策が整備されたが、シビアアクシデントに至る起因事象としては内的事象のみを考慮していた。なお、この一環として、軽水炉において「消火系を用いた代替注水」や「格納容器ベント（BWRのみ）」が整備されており、この度の東電福島事故において利用されているが、結果として適切に機能することはなかった。

（2）原子炉施設の安全確保の実現方策

放射性物質を「閉じ込める」ための方策として、図6-3に示すように、原子炉には物理的障壁である「5重の壁（バリア）」が設けられている。

第1の壁は、ペレットであり、ウランの酸化物あるいはウランとプルトニウムの混合酸化物を焼き固めたもので、非常に硬く高温でも安定な物質である。第2の壁は、燃料被覆管という密閉された棒状の金属容器であり、ペレットを収めている。被覆管が破損しても放射性物質がさらに外部へ漏れ出ることがないように、銅製の原子炉（圧力）容器（第3の壁）があり、それを収納している原子炉格納容器（第4の壁）があり、その外側に第5の壁として原子炉建屋がある。これら5重のバリアの独立性が重要である。内側の一つのバリアが破損したときに「止める」と「冷やす」の安全機能が働かないと、その影響を受けてこ

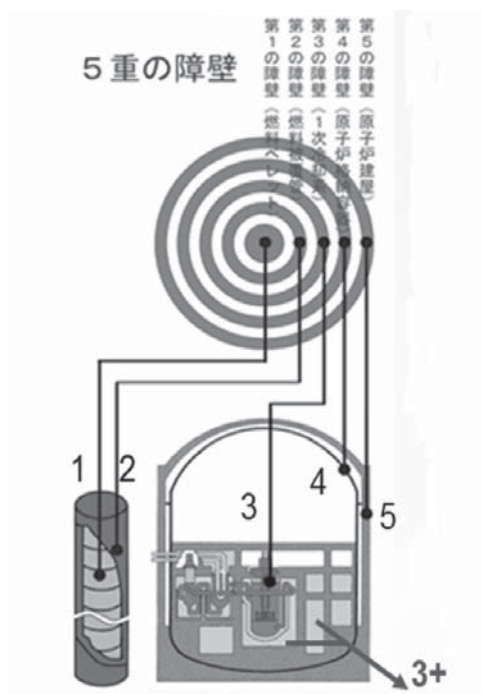


図6-3 放射性物質に対する物理的障壁

これらのバリアが共倒れになるリスクが生じるので、これらの安全機能確保が不可欠である。

通常、「止める」については、異常を検知して自動的に制御棒を炉心に挿入すること（原子炉スクラム）によって達成される。また、バックアップとして、多様性をもった別の制御棒系統や軽水炉の場合の中性子をよく吸収するボロン水の注入等、原子炉施設の特徴に応じて、専用の系統が用意されている。

「冷やす」については、軽水炉を例にとると、図6-4に示すように、燃料を水に漬けておけば燃料の過熱・損傷を防止できることから、まず①炉心に注水する非常用炉心冷却系（ECCS）等の安全設備が設けられている。水源としてはBWRの場合復水貯蔵タンクがあり、その水が尽きると原子炉格納容器下部の圧力抑制室の水プールの水を注入する。この過程での冷却メカニズムは水の蒸発潜熱（気化熱）であり、水は燃料から熱を受け取り水蒸気となり、それが蓄積していくことにより、まず原子炉圧力容器の圧力が上昇する。原子炉圧力容器には過圧破損を防ぐため逃し安全弁がついており、水蒸気はそこを通して圧力抑制室の水プールに導かれ凝縮される（原子炉周りの配管破損を想定した場合は直接格納容器内に水蒸気が噴き出す）。やがて水プールの温度も上昇し格納容器内も水蒸気で充満し圧力が上昇する。格納容器内の熱エネルギーを外に取出

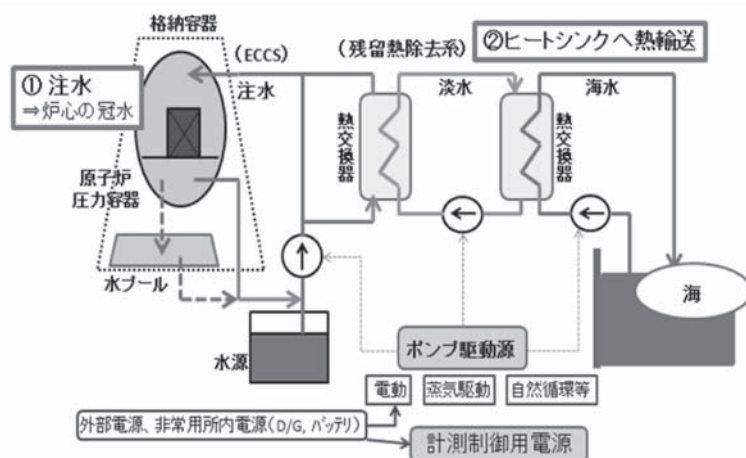


図6-4 冷却系の概念

さない限り、水は徐々に失われ炉心が露出し損傷・溶融に至るとともに格納容器が過温・過圧破損する恐れが生じる。そこで②最終の熱の逃し場（ヒートシンク）まで熱を輸送することが必須である。圧力抑制室の水プールの水を注水・循環させて炉心を冠水した状態に維持するとともに、水プールのところから熱交換器を介して熱エネルギーを最終ヒートシンクである海まで輸送する系統（残留熱除去系等）が設けられている。東電福島事故においては、全電源喪失によって本系統が機能せず最終ヒートシンクの喪失に直結した。

これらの冷却に係る系統を動かすためにはポンプを駆動させる必要がある（一部自然循環が可能でポンプ不要の系統もある）。多くのポンプは交流電源によるモータ（電動）駆動であるが、炉心への注水については他に交流電源がなくても作動する蒸気タービン駆動のポンプがある。また、弁の動作や計測制御のために直流電源（バッテリー）が必要である。交流電源として、外部電源があるが、それが喪失（停電）すると非常用ディーゼル発電機などが自動的に立ち上がるようになっている。

これらの安全上重要な冷却機能を果たすために、同一の機能を有する複数の系統を設けること（多重性）、實際上可能であれば異なる性質（メカニズムや運用方法）をもった系統を用意すること（多様性）が要求されている。また、これらの複数の系統が共倒れしない（共通要因や従属要因によって同時にその機能が阻害されない）ようにすること（独立性）が求められている。

6.3 高速炉の安全上の技術的特性⁽⁴⁾

高速炉(SFR)は、中性子の減速材を用いず高速中性子を利用することにより、燃料に対する中性子の吸収反応を核分裂反応よりも相対的に十分低くして豊富な余剰中性子を生み出し、効果的に新たな燃料としてのプルトニウムを生成し、又マイナーアクチニドを燃焼する。冷却材として用いるナトリウムは高い熱輸送能力をもち、高性能の低圧系冷却システム設計を可能にしている。SFRの安全上の特徴を軽水炉の対比において表6-1に示す。

炉心の反応度特性については、
軽水炉の場合は減速材（水）と燃料の比率を最適にして反応度最大の体系にしているが、高速炉では減速材は必要なく燃料はナトリウムによる熱除去が確保できるよう適切に離して配置しており、反応度最大の構成にはなっていないこと、また炉心中心部でナトリウム中にボイドが

表6-1 SFRの安全上の特徴

項目	軽水炉	ナトリウム冷却高速炉
炉心の反応度	最適(最大)反応度体系	最大反応度体系にない
冷却材圧力	高	低(常圧)
冷却材沸騰までの余裕	低(または零)	約 350℃
自然循環能力	低	高
最終ヒートシンク (崩壊熱)	海(川、湖)	大気(空気)
冷却材の化学反応性	低	高

発生すると正の反応度が入る可能性があり得ることなどの特徴がある。もし炉心の中央部でナトリウム沸騰が生じると出力が上昇し燃料が損傷・溶融して移動して集まり密になる（Core Compaction）ことにより、反応度が大きくなり再臨界に至り機械的エネルギーの放出に至る可能性がある。このため、高速炉開発の初期から炉心崩壊事故（CDA）時の再臨界がSFRの重要な安全上の課題になってきた。長年にわたる高速炉の安全研究により、燃料溶融に至った炉心の挙動は燃料の凝集（Compaction）よりもむしろ燃料分散（Dispersal）が発生する可能性が高く反応度の低下につながるということが分かってきている。ナトリウム沸騰を防止し、また反応度異常に適切に対応することにより、炉心損傷の発生防止能力を高めるために、原子炉停止系の信頼性が重要である。

冷却材であるナトリウムの特徴としては、低圧であり、冷却材沸騰までの余裕が非常に大きいこと、冷却材の熱慣性が大きいこと、金属材料との相性に優れ腐食や浸食に対する耐性が強いこと（軽水炉のような応力腐食割れや流れ加速型腐食への懸念は少ないこと）等が挙げられる。冷却材が单相（液体）・低圧であることから、軽水炉と比べ配管破断の可能性が低く、又冷却材漏えいが発生しても冷却材が蒸気となって勢いよく流失してしまうこと（flashing）はなく、ガードベッセル等の静的機器により原子炉液位を維持し冷却材を確保することが可能である（図6-4に示すような軽水炉の冷却材喪失事故に対処するための冷却材注入型のECCSは不要であり、系を減圧するための装置や操作も不要である）。そして、SFRの場合、崩壊熱の最終ヒートシンクは大気（空気）であり、そこまでの熱輸送系は図6-4に示すような軽水炉の場合の海までの熱輸送系に比べ比較的簡素である。大気まで熱を輸送するためには、冷却材が单相（液体）で原子炉出入口温度差が大きいことから、炉心と熱交換器との伝熱中心差（高低差）を適切に設けることにより、すべて自然循環で冷却材（ナトリウム、空気）を駆動することが可能である（ポンプ駆動源は不要である）。

一方、冷却材のナトリウムは化学的活性が高く、空気・水等と接触すると化学反応を起こすので、このような化学反応の発生防止と影響緩和を設計上考慮し、基本的な安全機能に影響を与えないようにする必要がある。漏えいナトリウムの燃焼対策や蒸気発生器伝熱管破損時のナトリウム－水反応対策等を講じることが重要である。

SFRの格納系の特徴としては、軽水炉は高圧の水を内包しており原子炉圧力バウンダリの破損時に格納バウンダリが水蒸気により加圧されるのに対し、ナトリウム漏えい時には原子炉冷却材バウンダリの周囲は不活性化（窒素雰囲気）されておりナトリウム燃焼による格納バウンダリの加圧はほとんど生じない。シビアアクシデントに対する格納系については、軽水炉の場合、水素の生成と爆燃・爆轟、水蒸気爆発等のポテンシャルにより影響を受ける可能性があり、一方SFRの場合は、CDA時の再臨界によるエネルギー放出のポテンシャルにより影響を受ける可能性がある。

6.4 高速炉の安全確保方策及び関連する安全評価

高速増殖原型炉もんじゅを主な対象としてSFRの安全アプローチ、安全設計及び安全評価について述べる。

(1) 高速炉の安全アプローチ

もんじゅの安全性の考え方は、高速実験炉常陽の考え方から徐々に成熟してきており、その間少なくとも軽水炉と同一レベルの安全性を達成すべく軽水炉の指針の進展を考慮するとともに、海外の高速炉から多くの安全思想を取り入れ、より高い安全性の確保をめざしてきた。我が国の高速炉の安全設計・評価の基本的考え方は、もんじゅの安全審査を念頭に原子力安全委員会により策定された指針「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」(1980年11月)⁽⁵⁾に示されている(もんじゅの設置許可申請は同年12月)。本指針はSFRの安全審査の基本的考え方と既存の指針の適用の在り方を述べており、個別・具体的な基準を示しているわけではない。

この指針の(別紙)において安全設計と安全評価について記述している。すなわち、安全設計に関しては、特に十分検討を行い配慮すべきSFRに特徴的なこととして11項目(出力密度や燃料燃焼度が高い炉心、クリープやスウェリングを考慮した燃料設計、低圧高温で用いられ化学的活性の高い冷却材ナトリウム、ナトリウムボイド反応度、信頼性の高い原子炉停止系、原子炉冷却材バウンダリ及びカバーガス等のバウンダリ、中間冷却系、事故時の冷却機能と崩壊熱除去、格納容器、高温構造設計、耐震設計)を挙げている。安全評価については6項目の記述があり、評価すべき代表事象(設計基準事象(DBE)である「運転時の異常な過渡変化」と「事故」)とその例、判断基準、解析に当たって考慮すべき因子(核的、熱流力的、機械的、化学的)等を挙げているが、中でも際立った特徴は第5項として、以下に引用するように設計基準外事象(BDBE)の安全評価を求めていることである((5)項事象と呼んでおり、その詳細は後述する)。

「事故」より更に発生頻度は低い結果が重大であると想定される事象については、LMFBR(液体金属冷却高速増殖炉)の運転実績が僅少であることに鑑み、その起因となる事象とこれに続く事象経過に対する防止対策との関連において十分に評価を行い、放射性物質の放散が適切に抑制されることを確認する。

また、第6項では、この(5)項事象も踏まえて立地評価(重大事故・仮想事故の評価)を行うこととされている。

一方、もんじゅの設置許可申請者は、軽水炉の安全設計審査指針を参考としつつSFRの特徴を考慮した上で自らSFRの安全設計方針を策定し、申請書においてその方針の要求事項とそれに対するもんじゅ設計の適合性を記述している⁽⁶⁾。この安全設計方針は約60項目から成り、次のような内容を含んでいる。

- －冷却材として用いるナトリウムに対する設計上の考慮
- －ナトリウムバウンダリの健全性と漏えい対策
- －原子炉冷却材の確保
- －原子炉停止系の独立性と能力
- －中間冷却系
- －崩壊熱除去能力
- －高温・低圧の構造設計

(2) 高速炉の安全設計⁽⁶⁾

もんじゅの主要な安全対策のいくつかを以下にまとめる。

(a) 固有の安全特性

ナトリウムの特性（高い熱伝導度、優れた伝熱特性、低圧の单相流）とドップラー効果や燃料膨張による負の反応度係数により、全ての運転範囲において急速な固有な負の反応度フィードバック特性をもつ。

(b) 異常の検知

計測制御系により異常を早期に確実に検知する。重要なのは燃料破損、ナトリウム漏えい及び蒸気発生器での水漏えいの検知である。安全保護系は多重性、独立性及びフェールセーフ特性をもつ。

(c) 原子炉停止系

主炉停止系と後備炉停止系の独立した2つの系統をもち、いずれも1系統のみで原子炉を停止し低温状態で臨界未満を維持できる。主炉停止系は反応度制御と緊急停止の両方の機能をもち、3体の微調整棒と10体の粗調整棒から成る。後備炉停止系は緊急停止機能のみをもち、6体の後備炉停止棒から成る（図6-5参照）。両系統の制御棒駆動機構は構造や加速方式を異なるものとしており、可能な限り多様性の確保が図られている。

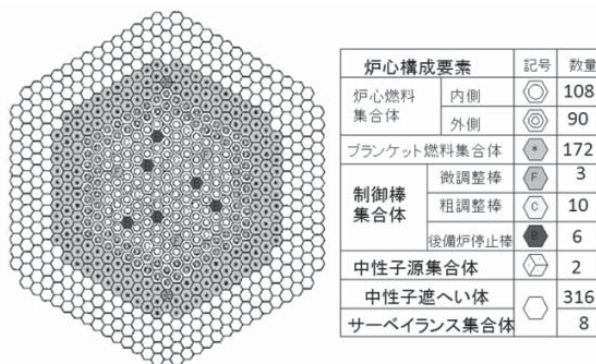


図6-5 もんじゅの炉心構成

(d) 崩壊熱除去系

異常・事故時も含めて原子炉停止時の崩壊熱除去は、2次主冷却系から分岐した補助冷却設備の空気冷却器により行われる。図6-6に示すように、炉心の崩壊熱の輸送経路は1次主冷却系、中間熱交換器（IHX）、2次主冷却系の一部、そして空気冷却器であり、最終ヒートシンクである大気に放出される。主冷却系に対応して、独立した3系統構成である。

1次主冷却系及び2次主冷却系のポンプを駆動するポニーモータや空気冷却器の送風機は外部電源が喪失した場合でもディーゼル発電機による非常用電源により給電され連続して冷却材ナトリウム及び空気を循環させ崩壊熱を除去することができる。

さらに、全電源が喪失した場合でも崩壊熱は冷却材ナトリウム及び空気の自然循環により除去できる。これは軽水炉と異なり、冷却材ナトリウムが液体のままの单相流であり原子炉容器の出入口温度差が大きいことと、炉心、中間熱交換器及び空気冷却器の伝熱中心差（高低差）を適切に配置した設計に依っている。

また、軽水炉のように海を最終ヒートシンクとはしていないことから、原子炉補機海水冷却系及び原子炉補機冷却系に依存する必要はなく、熱輸送系の構成は比較的簡素になる。なお、メンテナンス時に崩壊熱を除去するために、除熱容量の小さいメンテナンス冷却系を備えている。

(e) ナトリウム・水反応対策

蒸気発生器における水漏えいによるナトリウム・水反応の影響が直接炉心に及ばないように中間冷却系（2次主冷却系）が設けられている。また、水素、カバーガス圧力及び圧力開放板の作動を監視・検知する様々な水漏えい検出系が備えられている。さらに、発生する水素や水酸化ナトリウム等の反応生成物を収納する容器（水

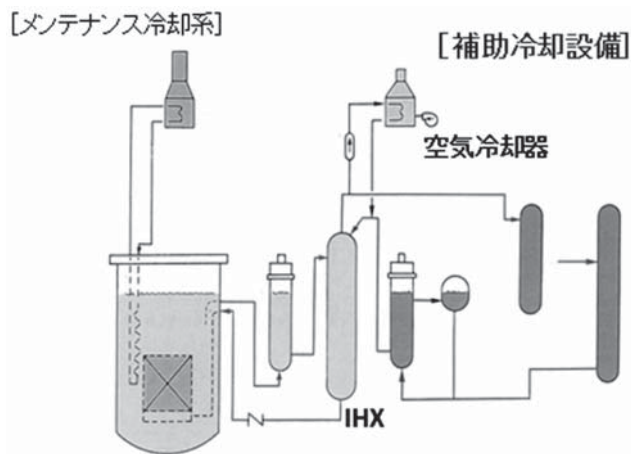


図6-6 もんじゅの崩壊熱除去系

素は点火して水にして大気に放出)や蒸気発生器の水・水蒸気を系外に放出する等のシステムを設けている。

設計基準リークは蒸気発生器伝熱管の破損伝播も考慮して設定しており、最初のスパイク圧(圧力波)を決める初期リークは伝熱管1本の両端破断相当とし、これに続き伝熱管3本の両端破断相当の水リークが生じると想定している(残留圧は合計の4本の両端破断相当の水リークから決まる)。

(f) 原子炉冷却材インベントリの確保

1次冷却材のナトリウムが漏えいした場合、原子炉冷却材のインベントリを確保し、原子炉容器のナトリウム液位を必要な緊急時レベルに維持することが不可欠である。配管破損の設計基準リークの大きさ(破損孔面積)は軽水炉のような両端完全破断ではなく $Dt/4$ (D :配管直径、 t :配管の厚さ)即ち 22cm^2 としている。これは高速炉配管が低压系(米国NRCのStandard Review Planでいう中エネルギー流体系)であることなどから漏えい先行型破損(Leak Before Break)の様相が確保されることを踏まえた設定である。冷却材ナトリウムが漏えいしたとしても、その運転圧力が低いことと沸点が高いことから、減圧沸騰して急激に冷却材が失われることはない。したがって、軽水炉のような注入型のECCSは不要である。図6-7に示すように、原子炉容器のナトリウム液位を炉心より高く、そして冷却のためのナトリウムの循環に支障がないよう必要な緊急時レベルに維持するため、ガードベッセルを設け漏えいしたナトリウムを受けるようにしている。また、原子炉容器のナトリウム液位を確保するためにはポンプの主モータをトリップ(停止)させる必要があり、安全保護系の原子炉容器液位低の信号により自動的になされる。

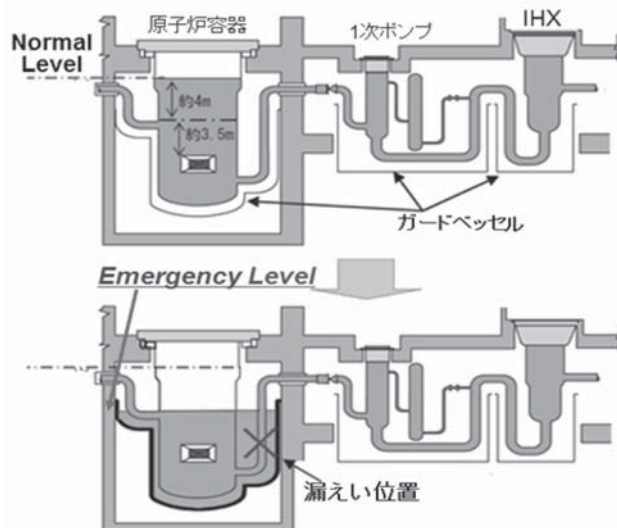


図6-7 原子炉液位確保

(g) 格納系

既に述べたように（図6-3 参照）、軽水炉と同様に放射性物質に対する多層の障壁を備えている。軽水炉と際立って異なる点は、1次冷却材としてナトリウムを用いる観点から3番目のバリア（原子炉容器等の冷却材バウンダリ）の外側に1次セル（1次冷却系室）を設けていることである。このセルは鉄筋コンクリート構造及び漏れたナトリウムとコンクリートの接触を防止するための鋼製ライナから成り、1次ナトリウムの漏えい・燃焼に対処するためセルの雰囲気を窒素にしている。また、原子炉格納容器は比較的大きく、直径49.5mで高さ80mである。原子炉格納容器の設計基準事象は1次冷却材漏えい事故や地震を含んでおり、また合理的に達成可能な限り堅牢に造られている。結果として、後述する炉心崩壊事故（CDA）に至るようなBDBEの負荷にも耐えることができる。

(3) 高速炉の安全評価⁽⁶⁾

設計基準事象（DBE）である「運転時の異常な過渡変化」と「事故」については、表6-2に示すような事象を対象に評価されている。また、すでに述べた設計基準外事象（BDBE）の(5)項事象及び立地評価用事故について評価が行われている。

安全評価の判断基準は基本的には軽水炉と同様である。「運転時の異常な過渡変化」については、炉心は損傷に至る前に収束され通常運転に復帰できる状態を維持すること（被覆管の機械的破損なし、燃料ペレットの溶融なし）が求められ、「事故」については、炉心は大きな損傷に至ることなく、かつ十分な冷却が可能で、そして周辺公衆に著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと（5mSvめやす）が求められる、などである。

(5) 項事象の評価については概ね以下のようなアプローチがとられた。

- ・ CDAに至るポテンシャルを有する起因事象を選定
- ・ 設計基準外の事象として扱い、特定の設備設計の妥当性評価が目的ではない

表6-2 設計基準事象（DBE）

(1) 運転時の異常な過渡変化	(2) 事故
● 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化（出力運転中の制御棒の異常な引抜など） ● 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化（外部電源喪失、給水流量喪失など） ● ナトリウムの化学変化（蒸気発生器伝熱管小漏えい）	● 炉心内の反応度の増大に至る事故（制御棒急速引抜、気泡通過など） ● 炉心冷却能力の低下に至る事故（ポンプ軸固着、冷却材漏えいなど） ● 燃料取扱いに伴う事故 ● 廃棄物処理設備に関する事故 ● ナトリウムの化学反応（1次ナトリウム漏えい、蒸気発生器伝熱管破損） ● 原子炉カバークラス系に関する事故

- ・ DBEを超える過酷な事象に対する原子炉施設総体としての耐性及び安全余裕を確認
- ・ 放射性物質の放散が適切に抑制されていることの判断基準は、仮想事故のめやす線量を参考にする
- ・ 保守的な解析条件（単一故障や外部電源喪失の重ね合せ、条件やパラメータの最悪の組み合わせ）はとらずに、最もありそうな現実的な事象推移を評価する

(5) 項事象として次の3事象が評価された。

① 局所的燃料破損事象

通常より線出力の高い燃料ペレットの誤装荷及び燃料集合体内の2/3平板流路閉塞を想定。評価結果では、燃料の破損は局所に限定され炉心の大規模な損傷が生じる恐れはなく、環境中への放射性物質の放出も生じない。

② 1次主冷却系配管大口径破損事象

破損規模として、設計基準リークのサイズ ($D_t/4$) を超え両端完全破断までを想定。非安全系の機器の機能にも適切に期待して炉心及び冷却系の現実的な事象推移を解析した。また、窒素雰囲気下の1次セル及び格納容器の健全性を評価するためスプレイ及びプール火災を考慮したナトリウム燃焼解析を行い、さらに環境中への放射性物質の放出量と被ばく線量を求めた。評価結果では、炉心燃料の数%が破損するものの、炉心の大きな損傷に至ることはなく、公衆の著しい放射線被ばくのリスクをもたらすことはない。

③ 反応度抑制機能喪失事象（ATWS：異常時スクラム不動作）

想定した事象は1次冷却材流量減少時反応度抑制機能喪失事象（ULOF: Unprotected Loss of Flow）及び制御棒異常引抜時反応度抑制機能喪失事象（UTOP: Unprotected Transient Overpower）である。評価結果では、CDAに至り機械的エネルギー（energetics）が発生しても原子炉冷却材バウンダリ及び格納バウンダリの健全性は維持され、溶融燃料のデブリは原子炉容器内で冷却・保持され、放射性物質の放散は適切に抑制される。

ULOFの事象進展のシナリオは次のようになる。

- － ノミナルケースの場合は起因過程において大きな機械的エネルギーを放出することなく遷移過程に入る。^(注)
- － 起因過程における保守的なケースでは330MJの機械的エネルギーが発生するが、一方原子炉容器の健全性は500MJのエネルギーに対して維持される。
- － 遷移過程における再臨界による機械的エネルギーは上記起因過程での330MJを下回る。
- － 事故後崩壊熱除去は達成され、炉心物質は原子炉容器内に保持される。
- － 原子炉格納容器は、原子炉容器のプラグのギャップを通して噴出したナトリウム

のスプレイ燃焼による圧力上昇に耐え健全性は維持される。

最後に立地評価について述べる。仮想事故としては軽水炉の原子炉冷却材喪失事故のような特定の事故名称は冠せずに、(5) 項事象までを包絡するようなソースターム（放射線源）のみを想定した。炉心内蔵量の希ガス100%、ヨウ素10%及びプルトニウム1%を格納容器床上に仮定し、格納バウンダリの機能、アニユラス循環排気装置の浄化機能及び排気筒を考慮して被ばく線量評価を行い、めやす線量（全身0.25Svなど）を下回ることを確認した。

6.5 高速炉のシビアアクシデント対策

(1) シビアアクシデントに係る最近の動向

シビアアクシデントとは、設計基準事象を大幅に超える事象であって、安全設計の評価上想定された手段では適切な炉心の冷却または反応度の制御ができない状態であり、その結果、炉心の重大な損傷に至る事象とされている。TMI事故、チェルノヴィリ事故に続いて、この度の東電福島事故において現実のものとなってしまう、大量の放射性物質を環境中に放散し周辺に甚大な影響を与える事態となった。

東電福島事故においては、深層防護の各層の防護ラインが次々と突破されてしまった。すなわち、①地震による受電用遮断器等の損傷により外部電源が失われるという異常が発生した。②地震による加速度を検知し原子炉自動停止（「止める」）はできたが、津波による浸水を受けて所内非常用電源系が機能喪失して全電源喪失状態に至り、異常は拡大し事故へ発展した。③直流電源を含めた全電源喪失が長時間継続したことから、原子炉への注入機能を持つ正規の安全設備（RCIC、HPCI等）が次々と停止し、津波に伴う海水ポンプの損傷によるヒートシンクの喪失と相俟って「冷やす」機能が失われ、炉心損傷・溶融に至っており、第3層の防護ラインが突破された。④アクシデントマネジメント策として整備してあった「消火系を用いた代替注水」及び「格納容器ベント」の方策を利用して現場は懸命に事故収束に奮闘したが、最初の地震・津波の影響、引続く余震や津波警報、さらには水素爆発による原子炉建屋の損壊という過酷な環境条件下、適時・適切な対応を取ることが困難となり、第4層のシビアアクシデントの制御・管理についても不首尾に終わった。

放射性物質に対する多重の障壁については、既述のように、「冷やす」機能が失われ炉心損傷・溶融に至ったことから障壁の独立性を維持することができず、原子炉圧力容器、原子炉格納容器及び原子炉建屋の格納機能が著しく劣化し、大量の放射性物質の環境中への放出を招いた。

これらを受けて、地震・津波等の自然現象に係る設計基準事象の想定 of 適正化を図るとともに、シビアアクシデント対策（防止及び影響緩和）として第4層の防護レベルを強化することが強く求められている。シビアアクシデントについては、従来、設計基準事象を

大幅に超えるものとして専ら運転管理としてのアクシデントマネジメントによる自主保安としての対応が図られてきたが、今後、規制要求対象に位置付け、設備の改造・追加も含めてアクシデントマネジメントを徹底し充実・強化を図ることが要求される。更に、後述するように国際的にもシビアアクシデントのある範囲は拡張された設計条件（Design Extension Condition）として設計上想定し設計段階から対策を講じる方向にある。

シビアアクシデント防止の観点からは、安全システムの多様性・独立性の強化や受動的安全性の活用が強く望まれる。安全システム、特に崩壊熱等を除去する冷却システムを構成する要素である熱輸送系、ポンプ駆動源、電源、最終ヒートシンク等について、様々な非常用電源（空冷式ディーゼル発電機、ガスタービン発電機等）や電源車の配備等による電源の多様化、空気冷却方式の導入等の代替のヒートシンクの確保等、一層多様化することにより所定の機能を同じ要因（モード）で喪失することがないようにすることが重要である。さらに、複数の系統又は機器がこのような共通要因や従属要因によって同時に機能が喪失することがないように、分散配置する等して物理的に分離するなど独立性を確保することが何にもまして求められる。また、ポンプなどの外部動力を必要とする動的なシステムに依存せず、重力や圧縮性ガス（窒素、空気）、自然対流・蒸発・凝縮などの自然現象を駆動源として利用する受動的（静的）システムを活用することにより、系統の構成（冷却材の経路等）を弁等の単純作動のみにより確立し、その後は交流電源、換気空調系などの動的機器の動作を不要にでき、単純・簡素な設計になるとされる。

また、IAEAの最近改定された原子力発電プラント安全設計基準⁽⁷⁾や、WENRA（西欧原子力規制者協会）の新設原子力発電炉についての安全目標⁽⁸⁾には次のような記述がみられる。

- ① 深層防護の強化、各層の独立性の向上を図る、即ち、各層の強化に加えて、多様性を付与することにより層間の独立性の有効性を高める。
- ② 従来の設計基準を超えた炉心溶融の防止と影響緩和の領域（深層防護の第4層）へ設計条件を拡張する。即ち、著しい炉心損傷を含む設計拡張状態（Design Extension Condition）に設計上対応する。特に格納系への脅威を減じ格納能力を強化する。
- ③ 放射能影響を緩和抑制するための敷地外における（防災）対策の必要性を技術的に排除することが原則である。（永久的な移転はなし、プラントのごく近傍以外は緊急的な避難の必要性はなし、屋内退避も限定的、食物摂取の長期にわたる制限もなし）

(2) もんじゅのシビアアクシデント対策

既に述べたように、高速炉炉心が最大の反応度体系に構成されていないという特徴から、高速炉開発の初期から炉心崩壊事故（CDA）時の再臨界による機械的エネルギー（energetics）がSFRの安全上の重要課題になってきた。少なくとも軽水炉と同等の安全レ

ベルを確保するためにも、この課題解決は不可欠であった。もんじゅにおいては、CDAに至る起因事象（ULOF/UTOP）と事象進展を評価し、CDA対策について実質的に設計上の配慮を行い、機械的エネルギーの放出に対して原子炉容器等の原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持され燃料溶融デブリも原子炉容器内で冷却・保持されることを確認した。ナトリウム冷却高速炉においては、冷却不能（崩壊熱除去系の機能喪失や原子炉液位喪失）による炉心溶融への事象進展は緩慢であり運転員の回復操作対応等が可能であることから、事象進展が急激で短時間で即発臨界を超える可能性があるULOF/UTOPが代表事象として扱われてきた。

いわゆる(5)項事象の評価の役割は、許認可において、設計基準を超えた事象として扱いつつ、CDAが受け容れられない程度に大きな影響を与えることなく適切に抑制されていることを確認するとともに、起因事象のポテンシャルをもった他の事象である炉心局所事故及び1次主冷却系配管破断がCDAに至らないこと（シビアアクシデントの防止）を確認したことである。（このような設計基準を超えた事象に対する設計上の配慮の例として、CDA対策に関しては原子炉容器プラグ（蓋）の固定、ナトリウム噴出抑制構造、燃料溶融デブリの冷却・保持のための炉心下部構造等が、配管破断対策に関しては原子炉容器入口配管部ガードベッセル内空間とガードベッセル本体とを仕切る構造とナトリウム溢流回収路、ポンプのMG（電動機・発電機）セットの回転慣性の付加、原子炉容器カバーガスの隔離等が挙げられる。）

このようにシビアアクシデントのある範囲については、軽水炉よりも遥か以前から対策を講じてきており、深層防護の第4層の防護レベルの強化を先取りしてきたともいえる。また、もんじゅの建設・試運転段階にかけて確率論的安全評価（PSA）の適用研究も進め、それらの知見も踏まえてアクシデントマネジメント（AM）策を整備して来ている。地震・津波等を含まない内的事象を対象にして、フェイズ1 AM（シビアアクシデントの発生防止）に重点を置き、表6-3に示すようなAM策を講じた⁽⁹⁾。

表6-3 もんじゅアクシデントマネジメント策

安全機能		A M 策	
「止める」 原子炉の停止機能の確保		・手動トリップ操作	・制御棒保持電源遮断操作 等
「冷やす」 原子炉冷却機能	液位確保	・1次系ポンプ停止操作 ・1次系サイフォンブレイク操作	・1次Arガス隔離による液位確保操作 ・1次メ冷サイフォンブレイク操作 等
	崩壊熱除去確保	・補助冷却設備自然循環移行操作(遠隔、現場) ・メンテナンス冷却系緊急起動操作	・蒸気発生器による崩壊熱除去操作
「閉じこめる」 放射性物質の閉じ込め機能		・格納容器隔離弁隔離操作(遠隔、手動)	
安全機能のサポート機能		・電源復旧	・空調用冷水の融通による電源確保

表6-4 もんじゅ緊急安全対策

安 全 機 能	緊 急 安 全 対 策
「冷やす」 使用済燃料の冷却機能	・炉外燃料貯蔵槽の冷却確保(自然循環冷却操作及び電源供給後の強制循環冷却操作) ・燃料池の冷却水確保
安全機能のサポート機能	・電源確保(中央制御室の監視機能の強化、EVST冷却系への電源供給等) ・緊急時対応の要員、体制の強化 ・緊急時における通信手段の確保 ・中央制御室の作業環境確保

さらに、東電福島事故を受けて、津波で機能を喪失した場合でも、電源を確保し炉心損傷及び使用済み燃料の損傷を防止し、放射性物質の放出を抑制するために、表6-4に示すような緊急安全対策を講じている⁽⁹⁾。もんじゅの場合は、SFRの特徴として、最終ヒートシンクが大気（空気）であり、そこまでの熱輸送はナトリウム及び空気の自然循環により行われること、そして安全上重要なナトリウム機器等は比較的高い位置（EL+21m）に配置されていることから、津波の影響を受けにくく、安全対策を講じる上で極めて長い時間的余裕が期待できる。ただ、長期的には事故状態をモニターするための計装用電源やナトリウムの凍結を防止するためのヒータ用電源は必要になるであろう。

(3) 将来のSFRの安全アプローチとシビアアクシデント対策⁽¹⁰⁾

我が国が実用化をめざして研究開発を進めているSFRであるJSFR（第5章参照）を主な対象に述べる。まず、最近の国際的な動きに触れる。

第4世代原子力システムにおける安全・信頼性の目標として、①運転時の安全性と信頼性に優れていること、②炉心損傷の発生頻度とその程度が極めて低いこと、③敷地外緊急時対応の必要性を排除すること、の3つが掲げられている。統一的な戦略が必要だとし、深層防護を設計において維持し、設計過程はリスク情報を活用したアプローチによるべきで、さらに試作と実証に加えてモデリングとシミュレーションが大きな役割を果たすべきとの指摘がなされている。また、安全性向上のための改良は、プラントシステムに“added-on（追加される）”よりも、むしろ基本設計に“built-in（組み込まれる）”とする安全設計の考え方をとるべきとしている。

IAEAの安全基準の一環として「原子力発電所の安全：設計」個別安全要件SSR-2/1が2012年に発行され⁽⁷⁾、そこでは、深層防護の異なる防護レベルの各々が独立して効力を発揮すること、図6-8に示すような状態区分（事象分類）を提示しシビアアクシデントを含む設計拡張状態（DEC: Design Extension Condition）を設定することによりシビアアクシデントを設計上考慮すること等を求めている。第4世代国際フォーラム(GIF)の間では、SFRの特徴を考慮するとともに、このIAEA SSR-2/1の枠組みを参考にして、更には東電福島事故の教訓も取り入れながら、SFRの安全設計クライテリアの策定を進めており、我



図6-8 IAEA SSR-2/1の状態区分（事象分類）

が国は主導的な役割を果たしている。

これらの状況を踏まえつつ、JSFRの安全性に関する設計要求は以下のようにまとめられている。

① 安全設計の基本原則の遵守

深層防護の思想に従って安全対策を講じることにより、DBEの範囲内では周辺公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えない。

② 敷地外緊急時対応が発動されるような事態の防止

炉停止失敗事象（ATWS）に対して受動的安全炉停止機構による炉心損傷回避を達成。炉心損傷に至った場合でも、格納施設内で炉心損傷の影響の終息を達成。

③ 定量的なリスク目標の達成

炉心損傷の発生頻度は 10^{-6} /炉年以下。炉心損傷時の格納容器機能喪失発生頻度は 10^{-7} /炉年以下。

安全設計の基本的な枠組みを図6-9に示す⁽¹¹⁾。DECを設定し、シビアアクシデントの発生防止と影響緩和の方策が基本設計に“built-in（組み込まれる）”ようにする。

原子炉停止系は、DBEに対しては主炉停止系と後備炉停止系の2系統を備え、更にDECに対しては受動的特性をもつキュリー点電磁石を利用した自己作動型炉停止系(SASS)を設ける。事故時崩壊熱除去に関しては、原子炉冷却材バウンダリはガードベッセル又は外管を設けて2重構造とすることにより原子炉液位を確保するとともに、受動的なナトリウム及び空気自然循環により崩壊熱を除去できる多重性・多様性を備えた系統を設ける。

シビアアクシデント、特にCDAに対する影響緩和策に関しては、炉心損傷に伴う再臨界の課題に対処することが重要であり、JSFRでは再臨界の発生を排除し（有意な機械的エネルギーの発生を防止し）、CDAに対して原子炉容器の健全性を維持し熔融燃料デブリを冷却保持すること(IVR: In-Vessel Retention)を追求している。大型炉になると燃料イン

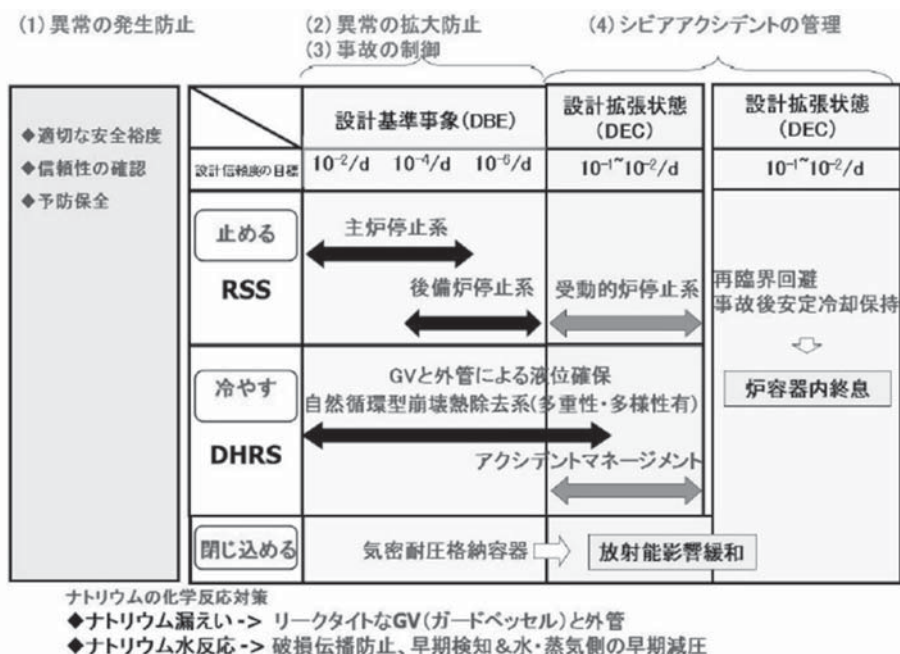


図6-9 JSFRの安全設計の枠組み

ベントリが増大するので、再臨界を排除するためには溶融燃料の炉心からの放出・分散を促進させる必要があり、図6-10に示すような燃料集合体概念の採用を検討している⁽¹²⁾。燃料集合体の内部にダクトを設けることにより、溶融燃料を早期に排出させるもので、

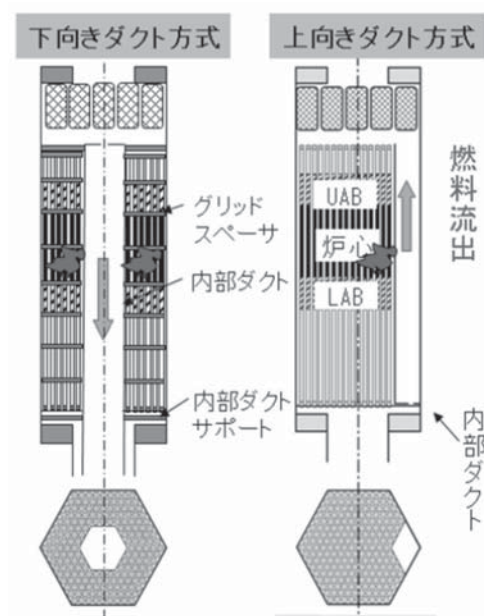


図6-10 FAIDUSの概念

FAIDUS (Fuel Assembly with Inner Duct Structure) と呼ばれている。また、原子炉容器底部で燃料デブリを受けて冷却保持するためのプレート（多段受け皿等）の設置についても設計検討を進めている。

シビアアクシデントの事象スペクトラムは広範であり、どこまでをDECに位置付け設計上考慮すべきかを、SFRの特徴とこれまでの経験、東電福島事故の教訓も踏まえて十分吟味し決定していくことが課題である。重点はシビアアクシデントの「発生防止策」に置き、「影響緩和策」によってバックアップするというのが基本であろうが、どこまで「影響緩和策」を講じるべきかを慎重に検討する必要がある。結局、ある事象（状態）を実質上設計考慮対

象から排除（practically eliminate）し、いわゆる残留リスク（residual risk）の領域に追いやることが妥当かどうかの判断が重要になる。

【脚注】

（注）「起因過程」は炉心損傷・溶融の初期段階であり、燃料集合体のラッパ管が基本的な健全性を保ち溶融炉心物質はラッパ管内で軸方向にのみ移動する。起因過程において即発臨界に伴う大きな出力上昇がないと、その後徐々にラッパ管が溶融し溶融炉心物質が集合体間を互いに移動できるようになり炉心全体で運動し反応度変化をもたらすような状態に移行する。これを「遷移過程」という。

【参考文献】

- (1) Fundamental Safety Principles, IAEA Safety Standard, 2006
- (2) Defense in Depth in Nuclear Safety, INSAG-10, IAEA, 1996
- (3) Nuclear Energy Outlook, Nuclear Energy Agency, OECD, 2008
- (4) R. Nakai, “Design and Assessment Approach on Advanced SFR Safety with Emphasis on Core Disruptive Accident Issue”, Proc. of International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Challenges and Opportunities FR09, Kyoto, Japan, Dec.7-11 (2009)
- (5) 原子力安全委員会指針「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」(1980年11月)
- (6) 高速増殖原型炉もんじゅ設置許可申請書、1980年12月
- (7) IAEA Requirements No. SSR2/1, Safety of Nuclear Power Plants: Design, 2012
- (8) WENRA (Western European Nuclear Regulator’s Association) , Safety Objectives for New Power Reactors, December 2009
- (9) もんじゅ安全性総合評価検討委員会第1回資料、平成23年11月
- (10) 第4世代ナトリウム冷却高速炉の安全設計クライテリアに関する調査研究、日本原子力学会特別専門委員会、平成24年1月
- (11) H. Yamano, S. Kubo, Y. Shimakawa, K. Fujita, T. Suzuki, K. Kurisaka: “Conceptual Design for a Large-Scale Japan Sodium-Cooled Fast Reactor (2) Safety Design and Evaluation in JSFR,” Proceedings of 2011 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP’2011) , Nice, France (May 2-5, 2011) No.11219.
- (12) I. Sato, et al., “Elimination of severe recriticality events in the Core Disruptive Accident of JSFR aiming at In-Vessel Retention of the core materials,” Proc. of International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Challenges and Opportunities FR09, Kyoto, Japan, Dec.7-11 (2009)

第7章 冷却材としてのナトリウム

高速炉は主に高速中性子によってプルトニウムやウランを核分裂させる。従って高速炉の冷却材は、炉心において①高速中性子になるべく減速させず、②中性子捕獲吸収がなるべく少ない核的特性を持つことが求められる。さらに、炉心の単位体積当たりの発熱が大きいので③炉心燃料の除熱性能に優れていることが必要とされる。このため高速炉の冷却材として開発の初期段階から液体金属が採用されてきた。

まず、水銀が世界最初の米国実験炉クレメンタインと旧ソ連実験炉BR-2で使われた。その後米国実験炉EBR-1、イギリス実験炉DFRでナックNaK（ナトリウムNaとカリウムKの共融金属）が採用された。以降の高速炉では、水銀やナックに比べ伝熱性能や取扱い性に優れたナトリウムが使用されている。

高速炉冷却材としてのナトリウムに関する研究開発は世界的に多くの研究が積み重ねられてきた。日本では1960年代後半から(独)日本原子力研究開発機構（当時、日本原子力研究所および動力炉・核燃料開発事業団）、大学、民間研究機関において、伝熱流動、構造材料、安全性、機器・構造等、多岐に亘り実験・解析が実施され、多くの知見や経験が蓄積された。また常陽、もんじゅおよび海外高速炉プラントの建設・運転経験も蓄積され情報共有が図られている。ここではナトリウムが持つ性質と化学的活性に対する安全対策を中心に紹介する。

7.1 液体ナトリウムの特徴

ナトリウムは高速炉の原子炉冷却材として優れた物理的性質などを持つ一方、化学的に活性な特性を持つ。

(1) 優れた物理的性質など

①物理的性質

ナトリウムは常温では固体、98℃（融点）から881℃（沸点）の広い温度範囲で白銀色（不透明）の液体である。高速炉運転中のナトリウム最高温度は500～600℃で、沸点より300℃程度低温なので系統を加圧する必要が無く、流れは単層流である。密度は水とほぼ同じで、粘性は3倍程度なので、機械式ポンプで容易に循環することができる。原子炉停止中はナトリウムを液体状態に保つため、ナトリウムを内包する容器や配管、弁等（以下、ナトリウム機器）は200℃程度に予熱・保温する必要がある。

②熱的特性

ナトリウムの比熱は水の約1/4で熱し易く冷め易い性質を持つ。熱伝導度は水に比べ150倍程度大きく、炉心での流れ条件では熱伝達率は水の約3倍あり除熱性能に優れている（表7-1）。一方この性質はナトリウムに接液する構造材に大きな熱過渡負荷（熱衝撃）

表7-1 液体金属の熱的性質 水(軽水)との比較

目	軽水 H_2O	ナトリウム Na	Na K (Na22% K78%)	水銀 Hg
温度 $t [^{\circ}C]$	300	300	300	300
圧力 $p [atm]$	87.61	1.00	1.00	1.00
密度 $\rho [kg/m^3]$	713	880 (1.2)	809	12,880
比熱 $Cp [kal/kg/^{\circ}C]$	1.36	0.316 (0.23)	0.212	0.0323
粘度 $\mu [kg/m/s]$	0.92×10^{-4}	3.43×10^{-4} (3.7)	2.82×10^{-4}	9.51×10^{-4}
動粘性係数 $\nu [m^2/s]$	0.129×10^{-6}	0.329×10^{-6} (2.6)	0.349×10^{-6}	0.074×10^{-6}
熱伝導度 $k [kal/m/h/^{\circ}C]$	0.340	60.0 (176)	22.0	11.9
熱伝達率* $h [kal/m^2/h/^{\circ}C]$	32,340	92,400 (2.9)	43,725	45,850

(*) $u=5m/s$ $d_o=0.8cm$ の場合 算式：軽水 $Nu=0.023Re^{0.8}Pr^{0.4}$ 液体金属 $Nu=7+0.025Pe^{0.8}$

ナトリウムの欄の () は、軽水との比を示す。

次の出典をもとに作成：【出典】基礎高速炉工学編集委員会（編）：基礎高速炉工学、日刊工業新聞社（1993年10月）

を与えやすいので構造設計上の配慮が必要となる。

③構造材料との共存性

原子炉冷却材は、燃料被覆管や原子炉冷却系構造材を腐蝕させないなど、燃料・構造材料との良好な共存性を持つことが要求される。ナトリウムはこの点でも優れた性質を持つ。高速炉ではステンレス鋼やクロームモリブデン鋼が使われている。これらの金属元素のナトリウム中溶解度はppmオーダ以下の低い値でナトリウムとの共存性は優れている。ただしナトリウム中に不純物（主に酸素不純物）が多く含まれると腐蝕速度が大きくなるため、ナトリウムの純度管理（純度測定と純化）が重要となる。純度管理された状態での燃料・構造材料の腐蝕速度は600℃において約 $2 \sim 10 \mu m$ ／年で、高温水中の腐蝕速度に比べて著しく小さい（1/50程度）。またステンレス鋼の応力腐食割れは生じない。

④その他の特徴

金属ナトリウムは海水中の塩の電気分解によって製造され比較的安価で容易に入手できる。金属としての導電性を持つので電磁式のポンプや流量計が利用できる利点がある。

(2) 活性な化学的性質

ナトリウムの他の物質との化学反応性を表7-2に示す。

空気中の窒素とは反応しないが、酸素、水分と反応し易く、水とは激しく反応する。このためナトリウムは通常、固体状態（常温）で灯油中に保管される。ハロゲンや炭酸ガスとも反応し易いので一般火災用の消火剤は使用できない。以下、空気と水との反応性を中心に述べる。

表7-2 ナトリウムの化学反応性

物 質	反応性	物 質		反応性
空 気	大	金 属	鉄、クロム、 ニッケル、マンガン、 コバルト	無し 溶解度<極小>
水	激しい		金、銀、銅、鉛、 亜鉛、錫、 カドミウム	溶解度<中>
水蒸気	大			
酸素	大			
窒素	無し			
水素	約 200℃以上で大			
炭酸ガス 一酸化炭素	中		アルカリ属 リチウム、 カリウム、 水銀	混合して共融合金、あるいはアマルガムを形成
炭素、ケイ素	小	ハロ ゲン	フッ素	大（発火）
不活性ガス ヘリウム、アルゴン、 ネオン	無し		塩素、臭素	中
			よう素	小

次の出典をもとに作成：【出典】今津彰、青砥紀身、他：“ナトリウム技術読本”、JNCTN9410 2005-001

①空気との反応

液体ナトリウムは液体表面で空気中の酸素、水分等と燃焼反応を起す。反応熱によって液体ナトリウムの温度は上昇し、オレンジ色の炎を伴って燃焼する。炎の高さは数 cm 程度で溶岩が燃えているような印象を受ける。床面上にプール状態で燃焼しているときの反応速度は $100 \sim 300 \text{ mg/cm}^2/\text{min}$ 程度である。燃焼に伴って白煙（酸化ナトリウム NaO_2 の粒子、皮膚や目に有害）が発生する。燃え尽きると酸化ナトリウムが残渣として残る。

②水との反応

ナトリウムは水と接触すると激しく反応し、急激な発熱と水素ガスを発生させ圧力波を引き起こす。また反応生成物を発生する（酸化ナトリウムやカセイソーダ NaOH 等で刺激臭を伴い構造材料への腐食性が強い）。空気雰囲気中では発生水素は燃焼し、水素濃度が高い場合は酸素と爆発的に反応する。空気を遮断した不活性雰囲気中では水素の燃焼や爆発は起こらない。液体ナトリウムはコンクリート中の水分とも反応するので、コンクリートとの直接接触防止にも配慮する必要がある。

7.2 プラント構成とナトリウムの安全対策

プラント構成と安全対策についてもんじゅを例に紹介する。もんじゅの原子炉冷却系は、炉心から熱を取出す 1 次ナトリウム冷却系が 3 ループ、中間熱交換器で熱を受け取り蒸気発生器に伝える 2 次ナトリウム冷却系（中間熱伝達系）が 3 ループ、および蒸気発生器伝熱管内で発生させた蒸気を合流させてタービン・発電機を回して発電する水・蒸気系（3

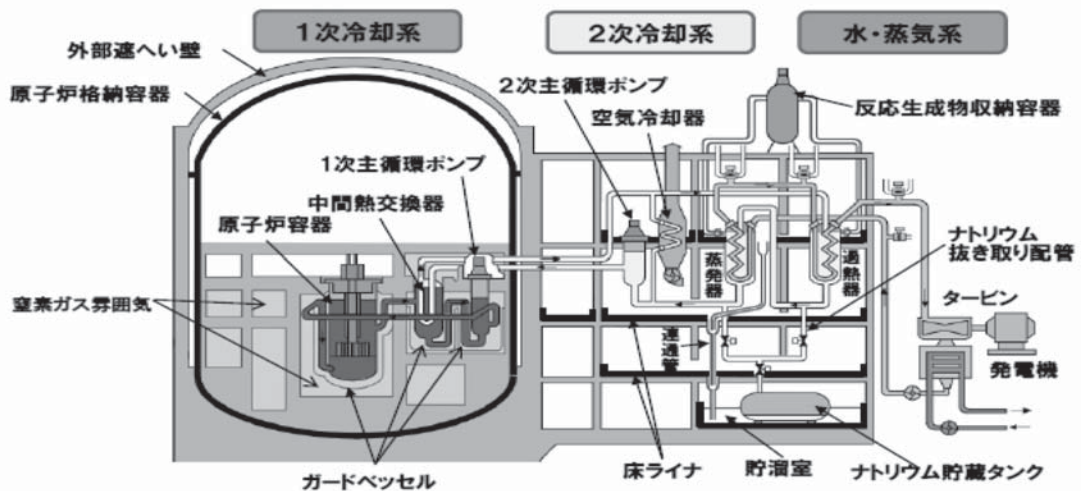


図7-1 もんじゅの系統構成と安全設計

次系)で構成される(図7-1)。これら系統中のナトリウム機器は、①ナトリウムとの共存性および高温強度に優れた材料を選定し、溶接構造とするなど漏えいが発生し難く、漏えいがないことを検査で確実に確認できる構造とし、②ナトリウム機器内のカバーガス空間はアルゴンガスなどの不活性ガスで満たし、空気の混入を防止する構造としている。

また万一のナトリウム漏えいに対する拡大防止と影響緩和のため、③ナトリウム機器内のナトリウム液面の監視装置やナトリウム機器外面に漏えい検知器を配置する(漏えいの早期検知)、④系統内ナトリウムを速やかに抜き取る配管とそれを貯蔵するタンクを設置する(漏えい量の抑制)、⑤ナトリウム機器を設置する部屋には鋼製の床ライナ、受け皿等を設置する(漏えいナトリウムとコンクリートとの接触防止)、等の対策が講じられている。

(1) 1次ナトリウム冷却系の安全対策

1次主冷却系は原子炉容器、中間熱交換器、主循環ポンプ、配管類で構成され、原子炉格納容器内の窒素ガス雰囲気の一部に設置される。これらのナトリウム機器回りには安全容器(ガードベッセル)を配置し、万一のナトリウム漏えいに対して、火災を発生させず、原子炉容器内のナトリウム液位を確保して原子炉停止後の炉心崩壊熱を除熱する構造としている(ガードベッセルは軽水炉で採用されている非常用炉心冷却系と同じ役割を果たしている)。窒素ガス雰囲気の部屋は床、壁、天井の全面に鋼製ライナを敷設し、漏えいナトリウムとコンクリートの接触を防止するとともに窒素雰囲気の気密性を確保している。原子炉停止中の燃料交換では、原子炉容器内に空気を混入させず、新燃料と使用済み燃料を交換することが必要である。このため燃料交換機、燃料出入れ装置など高速炉特有の燃

料交換システムを設置し、精密な遠隔自動制御技術を用いて使用済み燃料を炉心から原子炉格納容器外の炉外燃料貯蔵槽へ（新燃料は逆に）移送する。

(2) 2次ナトリウム冷却系の安全対策

2次主冷却系は、蒸気発生器（蒸発器と過熱器）、空気冷却器、主循環ポンプ、配管類から構成される。原子炉運転中ナトリウムは、蒸気発生器内を流れ炉心の熱は水・蒸気系へ伝達され発電が行われる。原子炉が停止（制御棒が挿入）すると自動的にナトリウムの流れは切り替え

られて空気冷却器内を流れ、炉心の崩壊熱は空気で冷却され大気へ放熱される（崩壊熱除去運転）。空気冷却器は炉心から約24m高所に配置されているので万が一全電源喪失に至っても自然循環によって炉心の崩壊熱を除熱できる（図7-2）。

①ナトリウム漏えいに対する安全対策

2次系ナトリウムは非放射性なので、運転中も点検・保守ができるように部屋雰囲気は空気である。万一ナトリウム漏えいが発生すると漏えいナトリウムの燃焼火災が生じる。漏えいナトリウムの燃焼による影響を緩和するため、漏えいナトリウムを移送・貯留するなどの燃焼抑制対策と発生する白煙の拡散抑制対策が講じられている。

大規模な漏えいでは、漏えいしたナトリウムは燃焼しながら液滴状、または棒状となって部屋の鋼製床ライナ上に落下する。

床ライナは1／100勾配の傾斜を持っているので、漏えいナトリウムはプール状となって勾配に沿って燃焼しながら移動する。ライナ傾斜の最下部に設けられている流出口から連通管に入り、燃焼しながら落下し、建物最下層部屋の貯留室において窒息消火される。もんじゅでは、大規模漏えいとしては最大約150トン进行想定している（2次系ナトリウム量は約250トン／ループ）。これらの対策は研究施設において実施された一連の事象推移を模擬した総合試験によって漏えいナトリウムの流動性、貯留室での窒息効果並びに床ライナや部屋の床・壁コンクリートの健全性等が確認、実証されている。

小規模な漏えいでは、床ライナ上に落下した漏えいナトリウムのプールは限定された範囲に留って燃焼する。ライナ上での燃焼は漏えいナトリウム量に比べて雰囲気酸素量が多いのでプールの燃焼温度が高く、床ライナは局所的に高温となる。

もんじゅのナトリウム漏えい事故（1995年12月8日）はこのような小規模漏えい燃焼

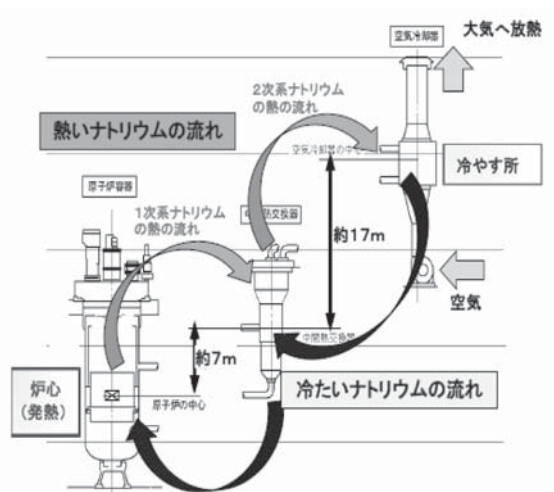


図7-2 ナトリウムの自然循環による炉心崩壊熱の除熱

の典型事例であった。事故では発生しなかったが、研究施設で行った模擬燃焼実験において、床ライナに著しい腐蝕減肉による破損が発生した。この原因は、実験が意図せず過剰な湿分供給条件となり「熔融塩型腐蝕」が発生したためと判明した（それまで知られていた腐食の約5倍の腐蝕速度を持つ）。

②もんじゅ事故後のナトリウム漏えい対策の改善

もんじゅ事故時の漏えいナトリウム燃焼挙動等の調査結果から、2次ナトリウム系における小、中規模漏えいの対策を中心に以下の設備、運転方法等の改善が行われた（図7-3）。

(a) ナトリウム漏えいの早期検出と運転員の支援

空気雰囲気気室において、小規模漏えいに対する感度が高い煙感知器と、中規模漏えい以上で顕著となる室温上昇をとらえる熱感知器を組合せたナトリウム漏えい検出システム（セルモニタ）を設置した。

運転員が事故現場の状況を正確かつ迅速に把握できるよう、ナトリウム機器が設置されている室内にはテレビカメラを設置した。さらに、中央制御室にはナトリウム漏えいに関するすべての情報（映像情報、セルモニタ情報、火災検知器情報、ナトリウム漏えい検出器情報、ナトリウム液位のプロセス情報等）を一括表示、監視できる総合漏えい監視システムを設置した。

(b) 換気空調設備の改善

漏えい事故時に換気空調設備の運転が継続されたため、白煙（有害）を建物内外へ拡散させた。漏えい時に換気空調設備停止を確実にするため、セルモニタの信号による自動停止インターロックを追加した。

(c) ナトリウムドレン機能の強化

ナトリウム漏えい時には原子炉を速やかに停止するとともに、系統の温度降下を待たずに系統内ナトリウムの抜き取り（ドレン）を開始する。さらに、ドレンに要する時間を短縮し、ナトリウム漏えい量を抑制するため、ドレンラインの追加やドレン配

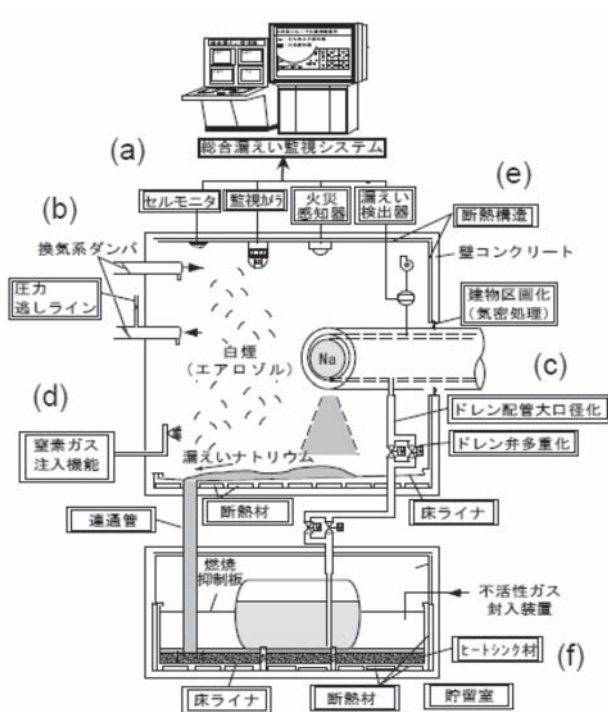


図7-3 2次ナトリウム系漏えい対策の改善

管を大口径化した。ドレンラインの弁は、片方の弁が故障しても系統内のナトリウムが確実に抜けるよう弁を多重化した。ドレン弁および駆動ケーブルは、ナトリウム漏えい環境下にあっても確実にドレン弁が作動するように飛散ナトリウム、雰囲気温度上昇から保護する構造とした。

これらの対策により、仮に床ライナに「溶融塩型腐食」が発生しても、床ライナは貫通破損にはいたらず、漏えいナトリウムとコンクリートとの接触は防止される。

(d) 燃焼抑制機能の強化

ナトリウム燃焼の積極的な抑制および再燃焼防止のため、漏えい区画内に窒素ガスの注入が行える窒素ガス注入設備を設けた。

(e) コンクリートからの水分放出抑制

ナトリウム漏えい事故時は、部屋の雰囲気温度が上昇し、壁・天井のコンクリート温度が上昇する。コンクリートは100℃を超えるとコンクリート自体が保有している水分を急激に放出する。コンクリートの温度上昇と水分放出を抑制するため、部屋の壁、天井に断熱構造を敷設した。この対策により床ライナの「溶融塩型腐食」発生条件となる過剰な湿分供給を防止した。

(f) 貯留室の対策

大漏えい時貯留室では、高温の漏えいナトリウムが大量に流入してくるため、比較的長い時間高温状態が続く。この熱的影響を緩和するため、熱吸収材(アルミナ製ヒートシンク材)を貯留室に設置した。

(g) 運転手順書、運転シミュレータの整備

漏えい対策の設備改善に伴い、事故時対応手順書、運転シミュレータを整備した。整備に当たっては判断基準を明確にし、操作や状態確認のためのチェックシートを追加する等ヒューマンエラーの防止を図った。

③ナトリウム－水反応に対する安全対策

高速炉でナトリウムと水が反応する可能性があるのは蒸気発生器に限られる。もんじゅの蒸気発生器では、伝熱管内を高温・高圧の水・蒸気(約240～490℃、約150kg/cm²G)が、伝熱管外を高温・低圧のナトリウム(約320～510℃、約5kg/cm²G以下)が流れ、伝熱管を介して熱交換が行われる。万一伝熱管に貫通欠陥が生じると、高圧の水・蒸気が低圧のナトリウム中に噴出する。噴出した水・蒸気はナトリウムと反応し、水素ガス、腐食性の強い苛性ソーダ、酸化ナトリウムなどを発生させる。これらの反応生成物は高温高速の混相噴流(反応ジェット)を形成し、その先端部は1200℃以上に達する。反応ジェットはエロージョンとコロージョンの相乗効果を持つので、反応ジェットが隣接伝熱管に当たると伝熱管に損傷を与える。このため1970年代より我が国では蒸気発生器の開発と平行してナトリウム－水反応の安全研究が実施され、伝熱管破損伝播現象の把握、

水漏えいの検出技術、事故に対する安全対策、事故時の運転・処置方法の習得がなされた。これらの成果と海外での蒸気発生器の事故・トラブルの経験も反映してもんじゅの蒸気発生器の安全対策が実施されている。

もんじゅの蒸気発生器は蒸発器と過熱器に分離されており、蒸発器では主に水を蒸気に変え、過熱器では蒸気をさらに過熱する。蒸発器と過熱器の伝熱管は、それぞれ本数約150本、ヘリカルコイル状管群を構成している。温度、蒸気条件を考慮して材料は蒸発器にはフェライト系鋼（2 1/4Cr-1Mo 鋼）を、過熱器ではオーステナイト系ステンレス鋼（SUS321）が採用されている。

(a) 水漏えい検出設備

もんじゅの蒸気発生器水漏えい対策を図7-4に示す。蒸気発生器の伝熱管水漏えいに対して3種の検出計が設置され、監視と警報の発報が行われる。小漏えいに対しては2次冷却系ナトリウム中水素計およびカバーガス中水素計により水素濃度変化を監視する。比較的大きな水漏えい規模に対しては、蒸発器カバーガス圧力計によりカバーガスの圧力上昇を検出する。さらに大規模な漏えいでは、蒸発器または過熱器出口圧力開放板(ラプチャディスク)の作動信号が発報する。ナトリウム中またはカバー

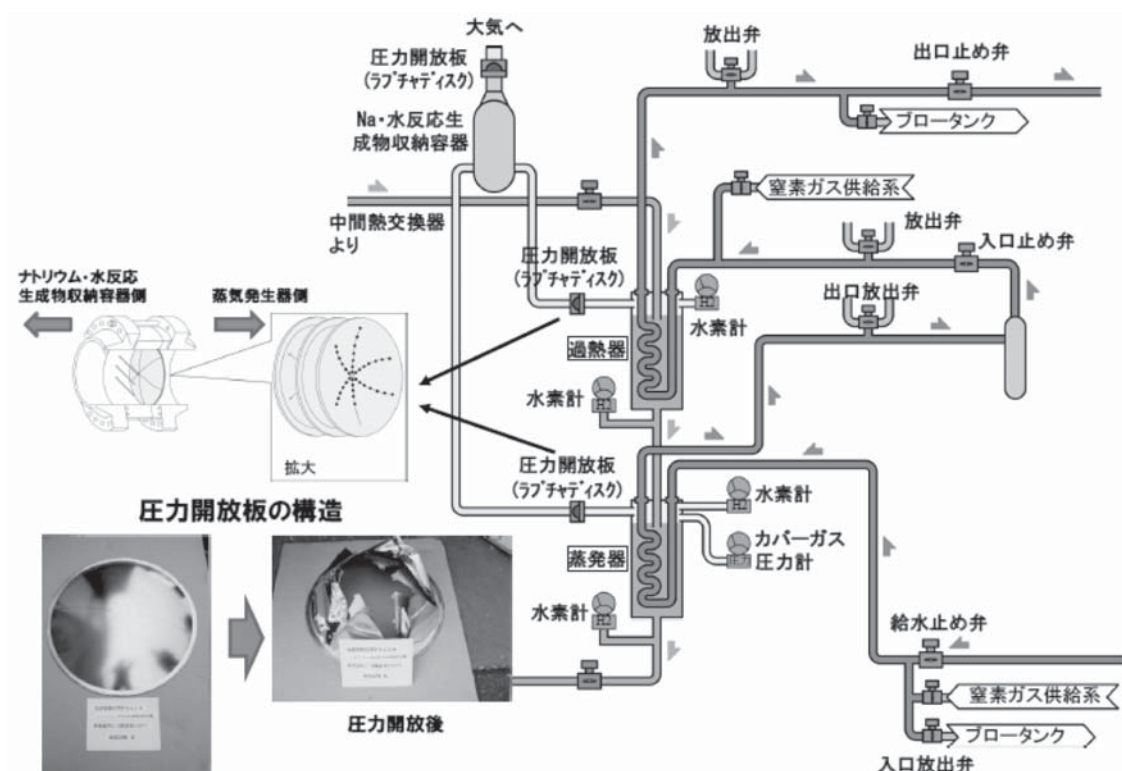


図7-4 蒸気発生器水漏えい対策説明図

ガス中水素計から水漏えい警報が発報すると運転員は誤信号でないことを確認した上で、水漏えい信号の手動ボタンを押す。これにより原子炉は停止し、崩壊熱除去運転に移行する。カバーガス圧力計による漏えい警報またはラプチャディスク作動信号が発報すると、原子炉は緊急停止し、崩壊熱除去運転に移行する。水漏えいを速やかに終息させるため、自動的に水・蒸気系の遮断、保有水の大気への急速なブロー及び伝熱管内への窒素ガス注入が行われる。

(b) ナトリウム－水反応生成物収納設備

本設備は大規模な水漏えいに対して、2次主冷却系統内の過度の圧力上昇を防ぐとともに反応生成物の液体成分を収納容器に分離回収し、気体成分の水素ガスを燃焼させ大気へ放出する。ラプチャディスクは運転中には作動せず、過度の圧力上昇に対して早期に作動するよう作動圧力を運転中カバーガス圧力より約2kg/cm²G高く設定している。

7.3 ナトリウムに関する研究開発

日本のナトリウムに関する研究開発は、高速炉開発がナショナルプロジェクトと定められた1960年代後半から積極的に進められた。高速実験炉常陽の設計・建設と平行して、ナトリウム試験施設が整備され、伝熱流動、構造材料、ナトリウム燃焼、ナトリウム－水反応、ナトリウム純度管理、ナトリウム中放射性物質挙動、ナトリウム特有機器・計装等、それぞれの専門分野で研究開発が進められた。もんじゅの制御棒駆動装置、ポンプ、蒸気発生器等の主要ナトリウム機器については実規模モデル試験で性能や長期健全性が確認された。また常陽（1977年4月初臨界）の試験、運転・保守、補修・改造工事等の経験からはプラントに関する多様な知見が集積されている。もんじゅからは性能試験やナトリウム漏えい事故等を通じて貴重な知見が得られている。これらの成果をもとに以下の研究開発が進められている。

(1) 供用期間中検査技術の開発（図7-5）

もんじゅの供用期間中検査（ISI）は、①原子炉容器の肉眼検査、②1次系主配管の体積検査（超音波探傷）及び③蒸気発生器伝熱管の体積検査（渦電流探傷）が行われる。①の検査ロボットは約200℃、高放射線下の狭隘スペースに遠隔操作で使用されるため、検査ロボット本体およびケーブルの軽量化が進められている。③に関しては特に伝熱管外面（ナトリウム側）の検査精度向上が図られている。その他、超音波を用いたナトリウム中透視装置やレーザ技術を応用した蒸気発生器伝熱管の検査・補修技術の研究が始められている。この成果は次世代高速炉プラントの研究にも反映される。

(2) 次世代高速炉プラント革新技術の研究開発

もんじゅ後の次世代高速炉は、安全性、経済性、持続可能性、核拡散抵抗性を目標として、

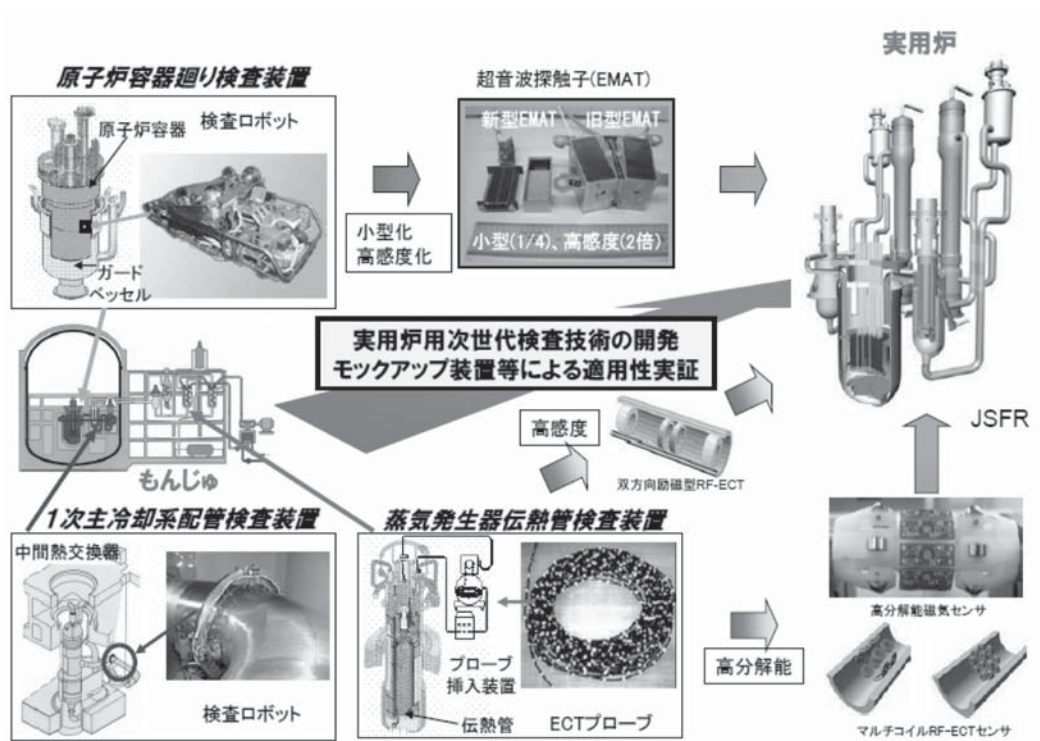


図7-5 もんじゅ供用期間中検査技術の開発

革新的技術の採用が検討されており、次のようなナトリウムに係わる研究が進められている。

- ナトリウム冷却系ループ数の2ループ化を目的に配管内のナトリウム流速を従来の約5m/sから約9m/sへ飛躍的に上昇させる。これに伴う薄肉大口径配管の流力振動、高速ナトリウムのエロージョン発生条件等に関する研究
- 原子炉容器のコンパクト化を目的に原子炉容器直径削減等が行われる。これに伴う液面でのカバーガス巻込みの抑制、出口配管吸込み口でのキャビテーション防止対策、原子炉緊急停止後の温度成層化現象等に関する研究
- 直管2重伝熱管蒸気発生器のナトリウム漏えい検出器等の研究
- ポンプ組込み型中間熱交換器の振動防止に関する研究等

これらの結果は革新技術の採否に反映され、現在最終評価中である。

(3) ナトリウムに係る教育・訓練

ナトリウムに係る教育・訓練について、もんじゅに隣接する国際原子力情報・研修センターでの活動を中心に紹介する（図7-6）。

- 高速炉プラントの運転担当者は、運転訓練シミュレータによる教育・訓練を日常的に受けている。ナトリウム漏えい事故後、より実際に近い運転訓練ができるよう訓練施設にも火災報知盤、送電盤、換気空調盤を設置する等が行われた。これまでの異常時



図7-6 ナトリウム取扱技術の教育・訓練

の運転訓練に加えて、東電福島事故を受けた緊急対策の訓練として電源車へのケーブル繫込み訓練や消防車による燃料貯蔵プールへの給水訓練などが実施されている。今後さらにアクシデントマネジメントに係わる手順書整備と訓練が行われる。

- (b) 保守技術研修では、例えば2次主循環ポンプのカットモデルを用いた点検作業、高低圧用配電盤の分解点検、遮断器や保護継電器の取扱作業等について実習、訓練が行われている。
- (c) ナトリウム取扱研修では、ナトリウム物性測定、ナトリウム燃焼観察、消火訓練等が行われ、国、自治体、消防の関係者、民間、海外研究者の研修も行われている。

7.4 ナトリウムプラントの運転実績

ナトリウムプラントの運転経験は約半世紀に亘り、現在までに世界の主な高速炉プラント15基の運転実績がある。特にロシアBN-600は30年以上の運転経験を持ち、現在も高い稼働率（1982年～2002年の平均稼働率74%）の運転を継続している。またフランスのフェニックスは約40年間に亘り発電しながら数々の試験研究成果を出し、2010年停止した。日本の実験炉常陽は30年以上の運転実績を持ち、燃料・材料の照射試験炉として貴重なデータを取得している。

一方高速炉プラントの事故・トラブルの情報も、技術開発や研究に貴重で重要である。ナトリウムに関する事故・トラブルとして、ナトリウム漏えいと蒸気発生器の水漏えい（ナトリウム－水反応）の事例を紹介する。

(1) ナトリウム漏えい事例

高速炉プラントでのナトリウム漏えいの事例は数多く報告されており、主なナトリウム漏えい事故事例を表7-3に示す。ここでは度々ナトリウム漏えい等を発生させていながらも順調な運転実績を継続し現在も運転中であるBN-600と、漏えい量が最も大きかったスーパーフェニックスの事例を紹介する。

①ロシア・BN-600のナトリウム漏えい

BN-600は電気出力60万kWのタンク型炉で、1980年2月に臨界となり同年4月営業運転を開始した。ナトリウム漏えいは、1995年11月までに27回発生し、1次冷却系で5回、2次冷却系で17回、受入れシステムの漏えい3回で、このうち火災を伴ったもの14回であった。1993年10月1次ナトリウム純化系（48mm配管）で発生した漏えい事故は、国際原子力事象評価尺度（INES）レベル1と評価された。この時の漏えい量は約1m³で

表7-3 高速炉の主なナトリウム漏えい事故

発生年月	プラント名	炉区分	国	漏えい箇所	漏えい量	原因等
1960	BR-5	実験炉	ロシア	1次系ポンプ	微量	ポンプフランジ結合部のパッキンの緩み
1960.1	BR-5	実験炉	ロシア	2次系空気冷却器<NaK>		伝熱管と管板との接合部の亀裂
1963.7	DFR	実験炉	英国	蒸気発生器伝熱管<NaK>		原因不明
1964.4	EBR-2	実験炉	米国	2次系電磁ポンプ		ポンプダクトに振動に起因するクラック
1966.7	DFR	実験炉	英国	蒸気発生器伝熱管<NaK>		製造上の異物介在による腐蝕
1966.10	Rapsodie	実験炉	仏国	2次系Na注入配管		残留固化Naの予熱時熱膨張による破損
1967.5	DFR	実験炉	英国	原子炉1次系配管<NaK>	100～200 $\frac{\text{リットル}}{\text{日}}$	溶接部に疲労破壊によるクラック
1971.3	KNK-2	実験炉	ドイツ	ナトリウム加熱器	約500kg	溶接欠陥
1972.9	KNK-2	実験炉	ドイツ	蒸気発生器	約65kg	溶接欠陥
1967.7	Phenix	原型炉	仏国	中間熱交換器<2次系側>	約10 $\frac{\text{リットル}}{\text{日}}$	2次系Na出口の上蓋と内蓋との溶接部の破損（熱膨張差）
1967.10				中間熱交換器<2次系側>	約10 $\frac{\text{リットル}}{\text{日}}$	2次系出口プレートの亀裂（熱膨張差）
1978.10	Rapsodie	実験炉	仏国	原子炉容器壁（推定）	極微量	漏えい箇所特定できず
1987.3	Super Phenix	実証炉	仏国	炉外燃料貯蔵槽	約20m ³	溶接部の水素脆化
1989.1	BN-350	原型炉	カザフスタン	蒸気発生器	約1m ³	蒸発器伝熱管の水漏えいNa-水反応ジェットによる蒸発器壁損傷
1993.10	BN-600	原型炉	ロシア	1次系Na純化系配管	約1m ³	主配管と枝管のT字型溶接部に熱膨張差による亀裂
1994.5	BN-600	原型炉	ロシア	2次系ドレン配管	約1m ³	配管切断作業中
1995.12	もんじゅ	原型炉	日本	2次主冷却系	約700kg	温度計さやの流力振動（対称渦）による破損

次の出典をもとに作成：【出典】A T O M I C A

放射性物質（10Ci）が大気中に放出され敷地境界でバックグラウンドに対して0.001だけ増加したと報告されている。1993年及び1994年の稼働率は80%、78%でこの事故による稼働率への影響は小さかったと推定される。

②フランス・スーパーフェニックスのナトリウム漏えい

スーパーフェニックスは電気出力124万kWのタンク型炉で、1985年9月に臨界となり1986年1月に送電を開始した。1987年3月に炉外燃料貯蔵槽（容量700トン、直径約9.5m、高さ13m、材質モリブデン鋼）でナトリウム漏えいが発生した。

この貯蔵槽は二重容器であり、漏えいナトリウム総量20m³はすべて外側容器との隙間に溜まった。漏えい箇所は貯蔵槽胴内面に溶接付けされた支持プレートの溶接部であり、金属分析をした結果、溶接部の水素脆化によって亀裂に発展したと推定された。1994年8月に再起動し順調な運転を続けていたが、1998年2月閉鎖が決定され、現在廃止措置中である。

(2) 蒸気発生器での水漏えい事例

蒸気発生器での水漏えい事例を表7-4に示す。最も規模が大きい漏えいが発生したイギリスPFRと、フランスフェニックスの小漏えいの事例を紹介する。いずれの事例も原子炉への影響は報告されていない。

①イギリス・PFRの水漏えい

PFRは電気出力28万kWのタンク型高速原型炉で、1974年3月に臨界、1977年2月に全出力運転を達成した。1987年2月全出力運転中の過熱器において小規模な水漏えいに続

表7-4 高速炉の主な蒸気発生器水漏えい事故

発生年月	プラント名	炉区分	国	漏えい箇所	破損伝熱管数と原因
1962.12	E.Fermi	商業炉	米国	No.1 蒸気発生器	・ 45本 ・ 伝熱管の支持部の隙間が大きくて流力振動で伝熱管が減肉し1本破損、高温となった周辺伝熱管が破損
1974～1977 (この間12回)	PFR	原型炉	英国	蒸発器2基、 過熱器2基、 再熱器1基から	・ 各1本 ・ 伝熱管と管板との製造時の溶接不良
1980.7-8 (この間数回)	BN-600	原型炉	ロシア	(蒸発器、過熱器、 再熱器のいずれか不明)	・ 10本破損の時もあった ・ 伝熱管の母材部及び溶接部の微小欠陥が進展
1982.4、12 ～1983.2、3	Phenix	原型炉	仏国	何れも再熱器 (No.1が2回、 No.2、3がそれぞれ1回)	・ 各1本 ・ 突合せ溶接部の低サイクル熱疲労
1987.2	PFR	原型炉	英国	第2ループ 過熱器	・ 40本破損更に70本損傷拡大 ・ 円筒繫ぎ目隙間からのバイパス流で最内層伝熱管が振動、内筒と接触減肉で1本から小規模漏えい、破損伝熱管周辺が高温となり39本伝熱管が破裂

次の出典をもとに作成：【出典】A T O M I C A

いて大規模な水漏えいが発生した。

このため圧力開放系の破裂板が破裂して安全保護系が作動し原子炉およびタービンが自動停止した。ナトリウム入口の内筒重合わせ部分の隙間から管束部へのバイパス流が増加し最内層伝熱管の一部に振動を引き起こし、10数本の伝熱管が周期的に内筒と接触し減肉され、うち1本から小規模漏えいが発生した。ナトリウム中水素検出器が誤作動のため取り外されており、カバーガス中水素検出器も故障していたため、水素濃度上昇によるプラント停止ができなかった。このため、破損伝熱管周辺が高温となり、続いて39本の伝熱管が破裂した。過熱器には高速に蒸気を排出する系統がなかったため、損傷は70本まで拡大した。伝熱管はオーステナイト系ステンレス鋼から高クロム鋼へ変更され、溶接部のない伝熱管とし、バイパス流を抑え、伝熱管支持板を増加するなどの改修を行った。また、急速に蒸気を排出できる系統を加えた。この事故による原子炉への影響はなく約4ヶ月後に運転を再開した。

②フランス・フェニックスの水漏えい

フェニックスは電気出力25万kWのタンク型高速原型炉で、1973年8月に臨界、1974年7月に発電を開始した。1982年から1983年にかけて伝熱管の溶接部が損傷する事故が4回発生した。これらの事故は、水素計により水漏えいの早い段階で検出され、蒸気発生器を隔離する等の対応がとられたため、損傷した伝熱管は1本にとどまり、圧力開放系が作動する事態には至らなかった。

7.5 おわりに

ナトリウムに係る研究、技術開発は約半世紀の積み重ねがある。この間多くの知見・経験が得られている。筆者らが40年前ナトリウム試験ループで実験を開始した頃に比較すると現在のナトリウムに係る技術は格段に進歩し、一定レベルに達している。今後は、現在の技術レベルでの安全性、信頼性の向上に努めることと、一方では革新技术を採用するためのチャレンジングな研究を進めることが重要と思う。具体的には、

- (1) 東電福島事故の教訓を高速炉に反映する観点から、現在進められているシビアアクシデントやアクシデントマネジメント整備に必要となる技術を掘り起こし、研修・訓練を通じた技術習得と設備改善に努める。
- (2) もんじゅの運転・保守経験を蓄積し、例えば、供用期間中検査技術、ナトリウム漏えい検出器、破損燃料検出装置などのナトリウム機器の信頼性向上を図る。
- (3) 次世代高速炉プラント革新技术への取組みは、世界的にも重要な研究として国際協力しながら進められている。これまで築いた高速炉技術を継承する観点からも若い技術者が参画して研究が進められることを強く望む。

第8章 もんじゅ開発と課題

8.1 もんじゅ開発の意義

(1) 高速炉の黎明期

(a) 高速炉の誕生

人類最初の核分裂連鎖反応炉CP-Iの実験はエンリコ・フェルミの指導の下、1942年12月に成功した。その後原子炉の開発は軍事利用としてのプルトニウム生産や濃縮ウランあるいはプルトニウム燃料の形態と冷却方式の組合わせで種々検討された。

1944年はじめエンリコ・フェルミとウォルター・ジン（1907～2000）は消費したより多くの核分裂性物質の生成できる高速炉建設の可能性に関して議論したという。1944年夏にはフェルミはロスアラモスに移り、高速炉概念の追及に力を入れクレメンタインの建設に到った。一方ジンはアルゴンヌの冶金研究所に移り、フェルミに支援され、高速実験炉EBR-Iの開発に着手した。

①米国・クレメンタイン（熱出力25kW）

米国はプルトニウム燃料の適性や炉の制御性、増殖性についての基礎データを得るために、1946年、ロスアラモス国立研究所にクレメンタインと名づけた小型の原子炉を建設した。この炉は金属プルトニウムを燃料とする世界最初の原子炉であり、また冷却材として水銀を用いた液体金属冷却高速炉であった。同炉は1946年8月11日に臨界、さらに1949年3月には設計出力25kWに到達し、いろいろな物質の高速中性子に対する断面積等の貴重な核データを提供するとともに、燃料破損などの課題を明らかにして1952年12月に運転を終えた。クレメンタインは主に核兵器開発に必要なデータを取得する目的で作られた高速炉であったが、この後、本格化する発電用高速炉開発にとっても重要な多くの知識と経験を提供することとなった。

②米国・EBR-I（熱出力1MW、電気出力200kW）

最初的高速増殖実験炉EBR-Iの設計を任されたのは、ジンであり、アイダホ州に建設した。EBR-Iは、高速炉の炉物理特性や燃料の増殖特性、さらに冷却材に用いる液体金属の技術を研究することを目的とした実験炉と位置付けられた。

EBR-Iの設計に当たってはクレメンタインの経験を踏まえ、冷却材は水銀に代わってナトリウムとカリウムの合金NaKが用いられた。NaKは、常温で液体である点が融点約98℃のナトリウムより有利と当時考えられたためである。燃料は当初濃縮された金属ウランが用いられ、後に金属プルトニウムが用いられた。

EBR-Iの建設は1949年に開始され、1951年8月24日に臨界に達した。12月20日には、

原子炉がフルパワーに達した後、発電機からの電気が建屋の照明系に接続され、200Wの電球4個が明々と灯った。軽水炉より先んじての史上初の原子力発電の成功という大偉業となった。

EBR-Iで得られた成果の中でも代表的なものとしては次の3点を挙げることができる。

- (i) 高速炉が熱中性子炉と同様に制御可能であることを実証したこと。
- (ii) 冷却材としての液体金属の実用性を示したこと。
- (iii) 増殖が理論だけでなく現実に可能であることを実証したこと。

(増殖比 1.01 ± 0.05)

また、EBR-Iは1955年に動特性試験の際、急速スクラムすべきところを運転員が誤って低速スクラムを行ったため炉心溶融事故を起こした。2年間の除染、修理を経て運転再開され、1964年に閉鎖された。

③その他の諸国

旧ソ連では1940年代後半に、科学者ライプンスキーにより高速炉開発が提起され、種々の冷却材（ナトリウム、Na-K、鉛-ビスマス、ヘリウム等）が検討されて、1955年以降BR-1、BR-2の建設でスタートした。世界で初のナトリウム冷却高速炉は1958年運転のBR-5である。引き続いてイギリス、フランスでも高速炉開発が着手され、日本、ドイツ、イタリアがこれに続いた。

(b) 我が国の高速炉開発の萌芽

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）では、動力炉に関する技術の吸収向上、原子力発電の諸条件の検討等の目的のため、動力炉数基をすみやかに海外発注する一方、核燃料の有効利用からみ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われた。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。

高速炉の研究開発は、原研（日本原子力研究所）で進められたが、基礎から着実に積み上げて行く方針の下、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。

高速炉の自主開発の気運が醸成される中、決定的な拍車をかけることになったのが、第3回ジュネーブ原子力平和利用国際会議（昭和39年8月）であった。米国における軽水炉に関する自信に満ちた発表によって、原子力発電時代来たるの感を強くさせ、新型動力炉の開発についても各国の進展ぶりに比して、我が国の立ち遅れが痛感された。動力炉開発

への強い刺激が与えられることになった。

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至るまでの動力炉開発の全体について、総合的検討を加えた。この検討の中で進展しつつある海外の動力炉開発の実情を調査し、国際協力の可能性も打診しておく必要があった。

昭和40年10月「動力炉開発調査団」（団長：丹羽原研理事長）が欧米に約一ヶ月間派遣された。その中で、高速炉については、国策としてははっきり取上げるべきであり、欧米先進諸国と競争しうる力を養うには「長期的な決意」が必要であること。今後10年間に約1000億円と数百名のスタッフが必要であること、核燃料政策との一貫性、基礎研究の重要性、フレキシブルな国際協力の必要性が強調されると共に開発ステップとしては、実験炉、原型炉を経て実証炉へ進むべきこと、国際競争となる技術開発分野には、燃料の製造、再処理技術、冷却系技術、安全性技術などがあることを指摘し、米国・イギリス・フランス等の諸国に遅れて出発した我が国としては、原型炉建設に至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三つを上手く組み合わせるべきだとし、そのためには、「国の総力を結集しなければならないこと、具体的には産業界の頭脳と技術を積極的に参加させるための施策の必要性及び計画、評価、コーディネーションのための機関を直ちに発足させる」必要性を訴えている。

この調査団の報告は、動力炉開発という国家的事業の実施に直接つながったという意味で、調査報告書としては、画期的な意義をもつものになった。即ち懇談会の議論ばかりでなく海外で現実に研究開発を進めている現場、現物が語る力を重視し、それらを踏まえての核心をついた議論・検討であったことに今日でも尊重されるべき意義があると考ええる。

原子力委員会は、懇談会の審議を受けて「動力炉開発の基本方針について」を発表した。そこでは臨界実験装置等による基礎的研究、実験炉と原型炉の開発を推進すること、また実験炉は、将来、照射試験炉としても利用すること、スケジュールとしては、昭和40年代の半ばまでに実験炉、40年代の後半に原型炉の建設にそれぞれ着手することとした。

開発体制については、大規模なプロジェクトであり「政府関係機関、学界および産業界の相互協力と積極的な参加が必要である」と官民協力の必要性を強調すると共に動力炉の自主開発が国内産業の技術水準向上に及ぼす波及効果についても言及し、実施体制について「昭和42年度を目途に特殊法人の新設を行うもの」としている。

民間においては、高速炉開発が政府ベースで始まる前、昭和41年5月電力各社の協議による日本フェルミ炉委員会が設置され米国エンリコ・フェルミ炉を利用したの実験計画を進める契約を締結し、その後の高速炉開発に大きな貢献をすることになった。

新しい特殊法人として動燃（動力炉・核燃料開発事業団）が昭和42年10月に発足するの

であるが、昭和42年7月6日衆院科学技術委において四党一致の付帯決議を付して動燃事業団法案は可決された。その付帯決議には、「高速増殖炉及び新型転換炉の開発は、長期的かつ画期的な国策である。」と述べられている。

発足にあたり、各方面から意見があったが、国家的プロジェクトの推進という視点から、人材育成の重要性について「事業団には頭脳活動が期待されている。人材養成という点では、大学における基礎研究の振興が大切だ」（大山彰東大教授）という指摘もされている。

(2) 常陽・もんじゅの開発状況

動燃は設立以来、自主技術により高速炉を開発するとの国の基本方針に基づき実験炉常陽、次いで原型炉もんじゅの開発を進めてきた。開発にあたっては、広い分野にわたる研究開発が必要なことから大洗工学センターにナトリウム関連の大型試験施設を含む研究開発施設を整備し、基礎研究から主要機器の開発試験までが行われてきた。

大洗工学センターは、昭和45年4月に発足し、発足日には当時の清成 迪副理事長より高速実験炉は常陽、原型炉はもんじゅ、新型転換炉はふげんと命名された。次に常陽ともんじゅの開発状況の概要を述べてみる。

(a) 常陽の開発状況

常陽の目的は第一は自主技術によってナトリウム冷却高速炉を設計、建設、運転し、得られる技術的成果を原型炉以降に活かすこと、第二は高速炉開発に必要な燃料、材料の照射試験を行うための照射炉として使用することである。原研での概念設計を引き継ぎ調整設計を進め、フランス原子力庁によるチェック&レビューを受け、建設された。

常陽は、発電設備を有しない空気冷却の原子炉である。昭和52年4月に初臨界を達成し翌年から熱出力50MWで増殖炉心による運転、試験を行い、その後照射炉心への改造を行い、昭和58年3月からは熱出力100MWで燃料、材料の照射をはじめ各種試験が実施された。その後、蓄積した技術的知見を活かして炉心を拡大し、高性能化すると共に中間熱交換器、空気冷却器の冷却性能を向上させ出力を100MWから140MWに1.4倍増加させる画期的改造工事を行なった。(MK-Ⅲ計画)

その間の主要な技術成果としては、増殖性能を確認し東海の燃料研究施設と連繋し、少量ながら高速炉サイクルの輪を完結したり、多くの燃料、材料の照射試験により基礎データを蓄積したほか、燃料溶融限界試験の実施、ホットラボで製造したマイナーアクチニド混合燃料の照射、温度制御型材料照射装置による高精度の温度測定の下での照射試験が行えるようになった等がある。その他核融合炉材料の開発や宇宙の謎を解くための研究にも利用されてきた。

(b) もんじゅの開発状況

①建設着工

もんじゅの建設については、新型炉ということで軽水炉とは様相が異なった。

敦賀半島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。立地に伴う国や県の許認可の同意を得るため、長い年月を要したが、昭和58年5月建設準備工事にとりかかり、昭和60年10月28日起工式が行われた。

動燃は昭和45年5月、敦賀市の同意を得て地質調査を開始し、白木区からの申し入れをも勘案して、白木地区に対し用地提供を要請した。白木区からの建設促進の陳情書の提出等を経て昭和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た。動燃は環境調査を実施し、調査書を国及び福井県に提出した。

国はもんじゅが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、福井県に対しもんじゅの安全審査を行うことのできることを得て、動燃は昭和55年12月に安全審査の申請を行った。

科技庁は、安全審査の結果として昭和57年2月福井県、市、町に対し、もんじゅが原子炉の災害防止上支障がないものである旨説明し、同年5月もんじゅ建設に中川福井県知事からの同意が得られた。動燃は8月から準備工事の手続きに入った。翌年5月に、原子炉設置許可を受領した。現地では本体建設工事に係る自然公園法等の手続きを経て昭和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」に記載された原型炉建設着手の40年代の後半から10数年経過していた。国が定めた方針、長期計画には、立地する地域との連携・共同作業という意識が乏しいものであった。立地する現場を大切にすることであれば、方針、計画の検討の際に、地域でどういう連携をとるのか、あるいは地域振興に向けて今後進めていくプロセスを地域と協議できるような仕組みが整えられねばならないことを学んだ。

②もんじゅの設計

もんじゅの設計は昭和43年9月から始まった予備設計に基づき基本仕様を選定した。混合酸化物燃料、ナトリウム冷却、電気出力30万kW、ループ型、ポンプ位置はコールドレグ、蒸気発生器（SG）はヘリカルコイル型一体型、単回転プラグ固定アーム方式燃料交換等の10項目を選定した。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、より自信のある確実なものとしてループ型を

採用した。

その後基本設計をまとめ、原子力委員会新型動力炉開発専門部会において、もんじゅ建設のチェック&レビューが行われ、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、開発の効率化等の見地から一元化をめざし重電機メーカ四社は、高速炉エンジニアリング会社（FBEC）を設立した。

もんじゅ設計を進めるに当たっては安全性を確実なものにするのに十分な安全技術指針類を整備していく必要があった。このため安全設計方針、設備・機器の重要度分類、高温構造設計方針、耐震設計方針等が新たに順次整備されていった。これらが整備されたことは、以後の高速炉開発に対し、極めて重要な基盤を作ったことになった。

③研究開発

- (1) 炉心：もんじゅ炉心の模擬臨界実験は、原研のFCAにおける部分模擬実験と、イギリス原子力公社のウィンフリス研究所のZEBRA炉におけるフルモックアップ実験（MOZART計画）が行われ、設計に反映された。
- (2) 機器等：制御棒駆動機構、燃料交換機、大型弁等のナトリウム中機能試験、50MW-SGの試験、核計装やナトリウム計測等の計測制御設備の試験、ナトリウム純度や材料との共存性を調べる試験、ナトリウム中で構造物が受ける熱膨張や熱衝撃の試験、炉内流動や炉心流量配分などの水流動試験等大洗工学センターを中心に進められ、設計に取入れられた。
- (3) 構造材料：「もんじゅ」の運転温度（529℃）は高温であるため、高温、長時間での構造設計の制限が重要となった。このため高温構造設計解析法の開発、基準の整備、それらに必要な材料試験とデータの蓄積が行われた。この結果、策定された「もんじゅ」の高温構造設計指針は、安全審査や詳細設計の判断基準となった。
- (4) 安全性：ナトリウム沸騰、熔融燃料との相互作用等の基礎的試験、海外試験炉を活用した反応度事故模擬試験等による炉心安全解析コードの整備が進められた。また、ナトリウム漏えい燃焼試験、ナトリウム・水反応試験、容器や配管の耐衝撃試験等が展開され、安全審査に提示された。

(3) もんじゅ開発の意義

原子力利用を進めていく上で、革新をもたらす可能性が高い技術システムを実用化の候補にまで発展させるべく国、研究開発機関、産業界、大学が協力し、主体的に研究開発に取り組むことが重要である。

この中の大きな柱の一つとして高速炉サイクル技術の研究開発がある。

高速炉サイクル技術は長期的なエネルギー安定供給や放射性廃棄物の潜在的有害度の低減に貢献できる可能性を有することから着実に推進すべきであり、その研究開発の中核としてももんじゅが位置付けられる。

前述のもんじゅ開発経緯、東電福島事故後の原子力開発の原点に戻っての見直し及び後述する最近の取組みや今後の課題を踏まえて、もんじゅの今日的意義は次のような項目に整理できると考える。

- (i) 高速炉発電技術の基盤確立・技術伝承
 - 新型発電炉システムとしての安全性、信頼性の実証
 - 実用化への基盤技術の確立
 - ・設計手法の確認・高度化
 - ・安全システムの確立
 - ・ナトリウム取扱技術の確立
 - ・運転・保守技術の確立
 - 革新技術開発
- (ii) 放射性廃棄物の環境負荷の低減
 - 長寿命核種の燃焼・転換の実用化見通し
- (iii) プルトニウム利用技術確立による国際戦略への貢献
- (iv) 高速炉開発への国際開発拠点
- (v) 福井県エネルギー研究開発拠点化構想の中核
- (vi) 人材育成・教育研修

8.2 ナトリウム漏えい事故後の取組み

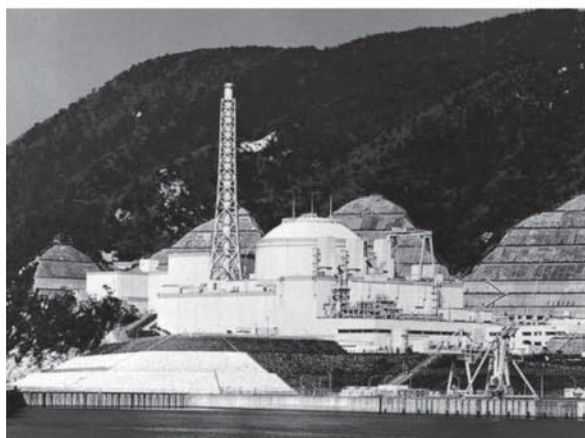
もんじゅは初臨界を達成後、性能試験が進められ、電気出力40%での出力試験の平成7年12月8日、二次系Cループ配管からのナトリウム漏えい事故が発生した。その後平成17年9月改造工事に着手し、事故後14年半ぶりに平成22年5月運転再開を達成した(図8-1)。

この事故は、配管に挿入された温度計が破損し、約480℃のナトリウム約0.7tが3時間40分にわたり漏えいした。

温度計から漏れ出たナトリウムは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、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。

電気出力 280MWe
ナトリウム冷却 MOX 燃料炉心



昭和58年 5月	原子炉設置許可
昭和60年10月	建設工事開始
平成3年 5月	機器据付完了、試運転開始
平成6年 4月	初臨界
平成7年 8月	初送電
平成7年10月	40%出力到達
平成7年 12月	ナトリウム漏えい事故 ↓ 安全性総点検
平成14年12月	改造工事に係る原子炉設置 変更許可
平成17年 2月 3月 9月	改造工事事前了解 改造準備工事着手 本格工事着手
平成18年12月 平成20年 2月 平成22年 5月	工事確認試験開始 初装荷燃料設置変更許可 運転再開

図8-1 高速増殖原型炉「もんじゅ」

(1) 事故後の取組み

この14年半をふりかえると、事故後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関して、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年後のフランスの実証炉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、懇談会や原子力円卓会議等で論議され、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。

一方、もんじゅ設置許可の安全審査に関する訴訟では、金沢高裁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。この間地域では廃炉の声さえあり、なかなかもんじゅの積極的推進は共感されにくい空気だった。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7年程かかった。

事故後のもんじゅの取組み状況を概観してみると、一つは「もんじゅ」は安全なのかの検証を設計はもとより、品質保証、教育等も含めて、「安全総点検」として3年程要した。

二つ目は、「もんじゅ」は日本や世界にとって本当に必要なのかということで、原子力開発の原点に戻っての議論を行った。その中で大きな改革は、国の委員会が全部オープンで行われ、高速炉に批判的な方、評論家、女性も参加した委員会をガラス張りで行われるようになった。

そこで高速炉は「将来のエネルギーの有力な選択肢の一つ」と位置付けられたが、地元

では、「選択肢の一つ」には抵抗があった。ひょっとすると、やめるかもしれないという不安感だ。原子力政策大綱では、「2050年に実用化をめざす」という明確なメッセージで、地元は安心したが、その辺は都会と地域との温度差は今でも大きい。

三つ目が最も重要で、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」を当時の動燃や、その後のサイクル機構、さらに原子力機構に任せておけるのかという信頼回復に対する取組みだった。

四つ目は、高速炉の技術開発が遅延したままにならないよう二つのことを行った。一つは、実験炉常陽のMK-Ⅲ計画で所期の性能を確認し貴重な経験を積んだ。二つ目は、高速炉実用化に向けてのイメージや、あるいは設計概念について、これまでの海外の研究成果も含め原点から検討を行い、GEN-Ⅳとの連携に発展させた。

(2) 信頼回復

もんじゅ事故、更に東海村でのアスファルト火災爆発事故の不祥事もあり、解体的再生を図る動燃改革として経営、運営組織の抜本的改革を進めると共に地元では失墜した信頼の回復への多様な取組みが展開された。

信頼の回復にあたり、地域の人と同じ目線をもつことが原点であり、対話、交流や職員の地元企業への研修派遣などに取組んだ。体制として現地優先の下、敦賀本部が強化され、新たに地域交流課を設け、地元との向きあい方が模索された。地元民間企業との安全や品質保証に関する交流会も行い、地域の目線を実感することが実践された。一方、もんじゅ開発の意義、原因究明、安全総点検の結果の説明から始まり、事故現場を直接見て、空間と時間を共有して意見交換する一般公開も行った。その間県下35市町村（当時）を現場技術者や女性広報チーム「あっぶる」も加わり、隈なく回って説明し、小会合（さいくるミーティング）対話活動を続け、現在まで交流館（折損温度計の実物を展示）の来館者も含め、約200万人以上と直接係った。これら種々の対話の中では、今後運転する段階での事故・トラブルへの対応が必ず話題となった。設計、運転管理で事前に発生防止策に万全を期すことはもとより、人は誤り、機械は故障することを前提に構えておくことが必要だ。その一つとして「想定される事故・トラブル等の事例とその対応」（トラブル事例集）を冊子にまとめ説明会で紹介すると共にホームページにも掲載された。地元の人々ははじめ報道とのコミュニケーションでも活用し設備自体やトラブルへの構えの理解につなげている。

一方でさいくるミーティングなどにより県内企業への職場訪問では、相互の技術交流に発展し、更に原子力機構の保有する特許・技術を活用し、企業において特許の取得活動も行われている。これらにより、これまで交流のなかった地元企業との双方向の交流（現場訪問、技術交流）も広がり産官学の連携を中心に据えた福井県のエネルギー研究開発拠点化計画に発展していった。

この拠点化計画の一つの柱として、大学との連携があるが、福井大学とは平成16年に大学院に設置された原子力専攻への客員教授の派遣をきっかけとし、その後包括的連携協力の協定を結び、原子力研究はもとより医学や教育の分野にも広げて研究・人材育成の相互交流が強化された。平成21年には大学附属国際原子力工学研究所が設置されより緊密な連携が図られている。

更に原子力やエネルギー政策、開発の進め方は国際的な認識も重要であり、国際協力特別顧問にフランスCEAのブシャール氏が就任の他、敦賀国際エネルギーフォーラムと銘打った国際会議の若狭湾エネルギー研究センターでの開催が恒例となっている。敦賀の地で育った我が国の自主技術で設計されたふげんは平成15年停止したが、プルトニウム燃料で25年間運転を続けてきた。世界から日本の再処理、プルトニウム利用が認められているのはふげんがずっと政策を支え続けてきたからといっても過言ではない。米国原子力学会から国内初のランドマーク賞を授与された。もんじゅはこの受賞を引き継いで、高速炉サイクルの国際的先駆けに挑戦していくことになる。

もんじゅは平成22年5月6日、運転員からの「当直長、10時36分制御棒引き抜き開始しました」の報告が所長、同席した理事長らにも伝えられ運転開始に到った。アメリシウムを多く含む燃料がほとんどであったが、ほぼ予測通りの制御棒引き抜き位置で臨界を達成した。引き続きゼロ出力での炉心確認試験が終了し、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落下があったが修復は完了し、長期間停止していた水・蒸気系の機能試験に続き、電気出力40%の出力試験に向けて準備が進められる。

(3) 研究開発

事故の原因究明や総点検等一連の取組みに関連して種々の研究開発が進められたが、それらの中で注目すべき成果を紹介する。

(a) 事故に関連した研究開発

①温度計保護管の破損機構

ナトリウム漏えいの原因となった温度計保護管の破損機構は、対称渦による流れ方向の振動、高サイクル疲労であることが実験でも確認され、計算機シミュレーションは、技術的に国際的にも高い評価を得た。その結果に基づき、社内の規格として「温度計流力振動防止設計方針」がまとめられ、更に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』（1998年）が制定された。

②ライナ腐食機構

漏えいしたナトリウムは床下に設置されている鋼製ライナ上に落下したが、ライナの減肉があった。事故後、行ったナトリウム漏えい・燃焼の確認試験で明らかになった鋼製ライナ腐食については、ナトリウム、鉄に加えコンクリートの温度上昇に伴い発生した水分の化学反応による熔融塩型腐食の機構の新しい知見が得られた。電気化学会でも検討され、安全審査指針の「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」の一部追加につながった。

③超音波温度計

配管内に挿入した温度計が破損したことから、配管の外部からナトリウム温度を測定する方法としてナトリウムの温度変化に伴う密度変化を超音波により測定する方法を開発して、運転再開の炉心確認試験で性能の予備的確認ができた。今後は検出器としての信頼性向上が開発課題となる。

④マイナーアクチニド（MA）の基礎データ整備

事故後、停止している間に燃料中の核分裂性核種のプルトニウム241（ Pu^{241} ）（半減期14年）が減衰して Am^{241} に転換しており、余剰反応度が不足して運転再開時に臨界に到らなくなった。新しい燃料を装荷することにしたが、炉心全体で Am^{241} が2%程度含有されているMA入り燃料の挙動を把握するため、融点、熱伝導度等の物性値を測定して、新たなデータを整備し、MA入り燃料の技術基盤を充実させた。

運転再開に当たっては、新燃料を少数体追加して、ゼロ出力の炉心確認試験を行ったがMA入り燃料がこれだけ多くを占める炉心の臨界性等の核特性データが得られたのは国際的にも画期的であった。

一方、もんじゅが停止している間に、常陽ではMA入りの燃料ピンの照射試験、更に照射後試験を行い、照射前後の物性値変化やペレット内の元素の分布等の基礎データを得た。

⑤検査技術

事故前からの継続的開発として、運転時の設備の健全性確認をめざす供用期間中検査技術の高度化がある。特に蒸気発生器伝熱管と原子炉容器の検査技術の高精度化が図られた。また不透明であるナトリウム中の目視検査として、超音波の映像処理技術を用いているが、情報処理の高度化により解像度向上が達成されている。

一方、燃料自体については、高速炉では六角形のラッパ管の中に燃料ピンが収納されているが、外部からX線により、照射済燃料要素の配列や燃料ピンの内部構造までみられるX線CT技術の高性能化を進めてきた。X線強度を高めたり、 γ 線ノイズの処理等

により解像度を3倍程度向上させた。

⑥構造健全性評価技術

ナトリウム漏えいにより床ライナに落下したナトリウムにより局所的に高温になった際の熱変形挙動、健全性確認に係る解析手法の精緻化が図られた。

総点検の中で進められた運転手順書の見直しは、運転・保守技術の充実・強化にとって極めて重要な作業である。ナトリウム漏えいが確認された場合、直ちに原子炉を停止しナトリウムをタンクにドレンしてナトリウム漏えいを停止することとした。その際高温のナトリウムが流下することに伴うタンクの温度変化による熱応力に係る構造健全性の評価技術の精緻化をドレン方法、設備変更と関連付けて行った。これらは運転段階での保全技術の基盤となるものである。

⑦常陽MK－Ⅲ計画

常陽のMK－Ⅲ計画への改造では、開発を続けてきた新材料SUS316FRを使用して中間熱交換器や空気冷却器を高性能化した設備に交換した。改造工事では、アルゴンガス雰囲気を確保した中での配管切断やナトリウム処理、溶接などナトリウム機器に係る補修・検査技術の確立に大きく寄与し、その後行われたもんじゅの改造工事に自信をもって活用された。

一方、改造工事中、メンテナンス建屋でナトリウム小片がビニール上で発火し、火災になり、ナトリウム取扱技術のきめ細かな配慮が必要なことが改めて喚起された。

⑧保障措置

我が国は非核兵器国で核燃料サイクルを有する国家として包括的保障措置等、着実に実績を積み重ねてきた。特にプルトニウムの取扱い量の多い高速炉として保障措置の強化を図ってきた。

もんじゅはナトリウムの使用に伴い、大気と隔離しつつ、不透明を考慮して、接近困難区域におけるIAEA保障措置で求められる監視の要件である、機能の異なる複数の監視措置を具える検討を進めた。

監視カメラに加えて、燃料移送ルート等中性子検出器を設置し、種々の転用シナリオのシミュレーションで効果を確認した。

また、もんじゅの燃料取扱いプロセスの透明性を高めるため、新燃料、使用済み燃料の移送を辿れる詳細な模型を用いてプロセス制御や運転記録の制御用計算機のデータを米国サンディア研究所に転送し、リアルタイムで核物質の転用リスクを評価するシステムの開発を手がけ、転用リスクを評価できる見通しが得られた。

これらは、高速炉に対する保障措置システム強化に貢献するものとなった。

(b) 国際協力

①解体核のプルトニウム燃焼

ロシアは米ロ間で締結した戦略兵器削減条約（START）に基づき解体される核兵器から生じる34tのプルトニウムを軽水炉でなく高速炉で利用する道を選択し、MOX燃料にしてBN-600とBN-800で燃焼処分する計画を進めている。解体核のプルトニウムをBN-600で燃焼する国際的計画に日本の高速炉技術で協力してきた。特にロシアのBFS（臨界実験装置）での実規模炉心の臨界実験、炉心損傷事故の事象推移の解析、PSA評価やバイバック燃料の照射試験等で協力を進めてきて、今後BN-600での解体核プルトニウム処分が期待される。

②MA燃焼

高速炉は良好な中性子経済を活かして、燃料有効利用ばかりでなく長寿命核種を燃焼、消滅させて、エネルギー資源や使用済み燃料・放射性廃棄物の後始末の環境問題を総合的に解決するシステムを構築でき、核燃料サイクルの後始末にとって本質的な見極めを得ることにつながる。

もんじゅプロジェクトの推進と共に原子力の循環型リサイクルシステムをめざした、先進核燃料サイクルの検討が行われた。特に高速炉での長寿命核種の変換・消滅に挑戦すべく定量的評価を行った。MA核種では、約1 MeV以上の高速中性子に対して核分裂をおこす特性により消滅と共にエネルギーも取り出せることになる。フランスでは1991年のバタイユ法（放射性廃棄物管理法案）において長寿命核種の分離・変換・消滅の研究推進が決められ、1992年には「廃棄物の燃焼及びこれにスーパーフェニックスが貢献できる条件に関する報告書」（キュリアン報告書）がまとめられ、フランスの高速炉技術の高度化として、この研究を積極的に推進することが決められた。動燃からもヒアリングへの参加が要請され、意見開陳を行った。スーパーフェニックスは、1997年誕生の左派連立政権が緑の党の要求を入れ廃止されることになり、もんじゅ事故の1年後の12月、最終決定された。これらの研究は、フェニックスを中心に、基礎的研究が進められることになり、我が国との協力がスタートすることになった。これらの流れを受けて後述する日・米・フランス三国でのGACID計画につながっていくことになった。

③CDA研究とEAGLE計画

高速炉における炉心崩壊事故（CDA）の研究は、開発当初より日米欧の協力の下、精力的に続けられてきた。1990年代までは、炉心損傷の初期段階でナトリウム沸騰に伴

う正のボイド反応度効果、被覆管溶融移動、燃料溶融に伴う反応度投入による機械的エネルギー放出の可能性が保守的に評価された。一方、フランスの安全性試験炉（CABRI）を用いた燃料破損及び燃料挙動に関する試験研究が続けられ、ドイツFZK（現KIT）の協力も得て、CDA時の燃料の分散挙動等に関する解析コードの改良により精緻な事象推移を評価できるようになった。

CDAでは事故の進展に伴い、炉心燃料が溶融し溶融炉心プールが形成される可能性がある。制御棒案内管など炉心内部の低温部分の効果や、このスペースを通じての溶融炉心物質の炉心外への流出などの効果を含め、より詳細な事象推移を実験で確認することになった、このような炉心物質の流出挙動に着目した実験研究EAGLEプロジェクトをカザフスタンの国立原子力センターとの共同で平成12年から実施している。これはカザフスタンの黒鉛減速パルス炉IGR炉を用いて、溶融燃料の流出開始条件や流出挙動の世界的にも貴重なデータを取得してきた。一昨年からは、フランスのCEAも参加するようになった。

8.3 今後、期待すべき成果

もんじゅは、次の段階として40%出力の性能試験運転となる。もんじゅプラントの性能や安全余裕の確認により、技術開発の正念場となる極めて重要な段階を迎えている。今後もんじゅが果たす役割、高速炉開発にとって本質的な期待すべき成果について考えてみる。

（1）技術力・設計力の育成

我が国の初期の軽水炉は、米国から導入されたが、運転開始後は、小さなトラブルでもまずは米国に問い合わせに伺う状況が続いたという。そんなことで我が国の技術の向上・強化の取組みが急務であった。高速炉開発にあたっては、電力、メーカー、研究機関、大学から研究者、技術者が終結し、基礎研究から実験、実規模試験を経て、実験炉常陽、原型炉もんじゅの設計、建設、運転と一貫した技術開発を進めた。

世界の原子力は今後、規模が増し、核燃料サイクルも多様化し、国際的な技術交流・導入も盛んになるだろう。国際的に次世代原子力システムとして第4世代原子力システムが検討されているように軽水炉の実用化はそこに向けての一步を踏み出した所である。これからは新しい技術体系に基づくプラント設計が求められていく。世界に向けて我が国の技術がリードし、技術立国を標榜し、東電福島事故を踏まえた世界最高水準の安全性、信頼性の高いものをめざすには、基礎技術はもとより、設計力がなければ発展の牽引力にはならない。また海外からの導入技術を使いこなしたり、凌駕することもできない。

もんじゅでは、安全設計基本方針を新たに作成し、設備の重要度分類を整備すると共に設計手法の高度化、精緻化による設備設計を進め、安全裕度と不確かさとのバランスを設

計手法の精度を高めて設備をシンプルにするか、あるいは別に設備対応するか等と総合的に評価し基礎技術に裏打ちされた設計研究を行いつつまとめられた。これらに基づいて自主技術で設計したプラントの性能や安全余裕の評価、構造健全性の確認を行い設計力を培うことになり、これからが技術開発の本番である。

特に原型炉級プラントとしては国際的に唯一のループ型であり、プラント制御や運転・保守経験等を中心とした評価によって、ループ型炉の技術力・設計力を育成することができる。

設計基準を自ら創生するプロセスに携ったか、関心をもったかは貴重な経験であり、それ以降の継続的な緊張感を支えることとなる。開発段階の技術の成熟にはこの緊張感は極めて重要な要素である。

(2) 炉心・燃料

もんじゅは、初期実用化軽水炉と同規模の電気出力28万kWであり、実用化段階原子炉の中核部を占める炉心・燃料の性能確認及び高度化の技術を育成する。

(a) 高性能燃料

高速炉は、中性子経済が良好であり、燃焼に伴う反応度低下が小さく、長期サイクル運転による高燃焼度達成が可能である。実用化段階では、15-20万MWD/tをめざしている。これは軽水炉の3～4倍に相当する。そのためには、被覆管材料の開発が課題となっている。高温クリープ特性などからODS材（酸化物分散強化型鋼）が有望視されており、各国に先駆けての技術確立が望まれている。もんじゅでは、集合体単位の照射実績を蓄積し、信頼性の高い高燃焼度燃料の見通しをつけることが求められる。

また、良好な中性子経済である特徴を一層発揮できるよう、金属燃料等の照射データを蓄積し、高性能燃料に関する技術基盤を充実することも重要である。

(b) MA燃焼・プルトニウム燃焼の実用化見通し

GEN-IV計画の一つとして、日・米・フランス三国で、米国が原料を供給し、フランスで燃料製造を行い、もんじゅで照射するというMA入り燃料の産業レベルでの実用化見通しを得ることを狙ったGACID計画が進められることになっている。また、もんじゅにおける本格的照射試験により、核分裂率等のデータを取得して、基礎となる核データの精度向上もめざしていく。

海外の高速炉や常陽などで増殖性能に関しては基本的に確認されている。一方MA核種等の燃焼はフェニックスや常陽でペレット単位の基礎的データを得ているが、集合体単位によって再処理、燃料製造と連携を図りつつりサイクルを重ねて実用化見通しにめどをつ

けることは、国際的にも極めて重要なことである。

プルトニウム燃料では、高次化プルトニウム燃料の照射データに基づいた燃料設計技術は世界的にも確立されておらず、貴重な成果となる。また、これまで解体核プルトニウム燃焼を国際協力で進めてきたが、余剰プルトニウムを所有しないという基本方針に沿って、新たなプルトニウム生成を抑制し、効果的に消費するプルトニウム専焼の技術開発は国際的にも意義がある。

(c) 自己作動型炉停止機構 (SASS)

原子炉の安全確保の基本である、①原子炉を止める ②燃料を冷やす ③放射性物質を閉じ込めることは、軽水炉等と変わりはない。過酷な事故への設計対応として受動的な安全機能及び重大な炉心損傷に対する設計対策を導入することになる。即ち、止めるに加えて、自然に止まる、冷やすに加えて自然に冷える、閉じ込めるに加えて自然に終息する機能により強化を図る。特に自然に止まるに関して、事故時の異常な温度上昇で温度感知合金により電磁力が低下し、制御棒は自重で落下して炉心に挿入される受動的炉停止機構の開発が続けられている。単体の要素試験は炉外で種々の条件で試験され、常陽では照射効果、磁性特性測定、金属学的特性や安定的保持性能等の試験が行われた。感知金属としては、30Ni-32Co-Fe等が有望視されている。もんじゅにおいて、より大型の炉停止機構の炉内試験を行い、高い信頼性の確立により高速炉安全性に大きく寄与すべきである。

(d) ダクト付集合体

前述のCDA研究とEAGLE計画の成果を踏まえ、再臨界回避概念の構築に向けて我が国独自の発案になる、ダクト付集合体による熔融燃料プールに至る前の燃料排出により再臨界による機械的エネルギーの発生防止、核的終息後の燃料デブリの冷却を自然循環で行うことなどの緩和対策の開発を行っている。炉心が損傷しても事故影響を緩和させるため、燃料集合体の中に空隙としてダクトを設け流出を促進させ燃料集中による再臨界を回避する。そのようにして過酷事故の耐性を高め、敷地外緊急時対応を実質的に排除できる安全性をめざし、国際的に通用する技術に高めていくべく少数の集合体の使用実績を蓄積して燃料ピンの保持、集合体内外の流況把握等のデータを得ることを検討すべきであろう。

(3) ナトリウム冷却

もんじゅの運転を通じてナトリウム取扱技術の確立をめざすが、ナトリウム利用の信頼性向上につながる技術基盤強化を進める。

(a) 空気冷却による自然循環除熱

高速炉の特徴としては、原子炉停止後の燃料からの崩壊熱を取る最終的なヒートシンクが海水ではなく空気であることである。崩壊熱除去のために設置した空気冷却器を炉心より高い位置に配置し高温の軽いナトリウムは上昇し冷やされ重くなって下降するので、電源が確保できない場合にでも自然循環により炉心から空気中への排熱を行うことができる。

全交流電源喪失時の炉心冷却の方法については、水の蒸発潜熱を用いて炉心冷却する軽水炉の場合には、蒸発する分、水を注入し続ける必要がある。これに対し、ナトリウムの顕熱差を利用して循環して炉心を冷却する高速炉の場合には、ナトリウムを消費しないので、ナトリウムを注入する必要はない。

このような高速炉の自然循環特性については、我が国の高速実験炉常陽や海外炉でも試験が行われて確認されている。もんじゅでも、予備的な自然循環試験を実施したが、今後性能試験を再開し、重要な試験として原子炉停止後自然循環により冷却ができることを確認する計画である。ナトリウムの自然循環除熱の特長を活かして、過酷事故の耐性を高め、敷地外緊急時対応を実質的に排除できる安全性をめざすことは、高速炉安全の確保にとり、極めて本質的であり、重要である。

(b) ナトリウム系異常時対応

ナトリウム冷却には多くの利点を有するが、それを活かすにはナトリウム漏えい防止に対する高い信頼性、また漏えいしても計画されていた漏えい後の対応ができるように備えておく事が肝要である。

①ナトリウム漏えい検出

もんじゅでは、ナトリウム漏えい事故後、漏えいが発生した場合には、1次系、2次系とも検出して直ちに原子炉停止すると共に、ドレン配管を利用してナトリウムをタンク内に早期に抜き取ってナトリウム漏えいを停止させるよう変更した。

これにはナトリウム漏えい検出器に高い信頼性が求められる。配管については脆性的な破損挙動を示すおそれはなくクリープ及び疲労損傷実験等を踏まえ漏えい先行型破損(LBB)設計が成立する。漏えいを検出し、不安定破壊に至るまでの時間的余裕を確保することになる。微少なリークを検出して亀裂が進展する前に対応をとることになっている。炉心の冷却に係る安全確保に必要な漏えい検出と微少なリークの検出とは役割が異なる。もんじゅでは運転再開前に検出器のトラブルが続き、点検・調整や情報の取扱いプロセスを整備することができた。微少漏えい検出器の信頼性を高めると共に漏えいが生じた場合の漏えいの様相が適切に監視できるよう、検出器本体、信号処理、情報

の流れ、判断基準の整備を地道な運転経験の中で積みあげていくことが、一般の方から心配されるナトリウム取扱技術の基本であり、信頼の醸成につながる。

②水漏えい検出

これから40%出力の性能試験が行われるが、蒸気発生器で高温蒸気を発生させ、タービン発電機を動かすことになる。蒸気発生器の伝熱管を通してナトリウムと水とが接することになる。伝熱管内を高圧の蒸気が流れるが、伝熱管壁を通して水からナトリウム中に水素が拡散していく。ナトリウム中の水素を検出する水素検出器のバックグランドが上昇するが、出力、温度条件、流況、過度変化などの条件で変わってくる。そのような中で、微少な伝熱管破損を検出するための検出基準を決めないといけない。性能試験の初期には、豊富なデータに基づき検出レベルの設定方法や微少漏えいの判断など蒸気発生器健全性の確保の基本となる技術の徹底的な充実強化を図る特別な試験を行うことが今後の足下を固める上で重要である。

(4) 実践的なアクシデントマネジメント

東電福島事故対応で使われた格納容器ベントや炉心への代替注水系は、チェルノブイリ事故などの過酷事故を踏まえて追加されたが、備えが不十分であった。万が一の過酷事故の際に機能をはたすには、専門的知見が迅速に動員、結集され総合的応用力が発揮されないといけない。将来に向けて高速炉の技術的特徴としてのナトリウム炉固有の受動安全性、固有安全特性を活用して、深層防護を強化した設計とすべきである。さらにアクシデントマネジメントは、整備されているだけでなく、実効的にするよう、関係者が共有して現実に運転されている高速炉に対するマニュアルの整備、改良、更に迫真にせまった訓練を通して把握すべきプラントデータの峻別をしたり、その電源の確保方法のような実プラントの地道な経験を積みあげて開発すべき課題の発掘も重要である。これには、運転されている海外炉との緊張感をもった密接な協力も欠かせないだろう。

(5) プラント保全技術

高速炉では、ナトリウムを用いることから、腐食性環境にはないことを考慮すると共に不透明であることを前提に設計されるが、監視、検知系の合理的な強化により補うことも必要である。運転時には、稼働中の動的機器の機能を確認したり、異常を早期に検出し、対応するために最先端の診断技術により状態監視を行う。

高温で長時間使用する機器の劣化や損傷を適切に検出・診断する技術やその後の補修の必要性や時間を評価する技術に加え劣化の予防技術・更に損傷の補修・修理技術の開発も必要となる。また、プラント寿命の中期に原点において、そこで予測される大規模な保全

活動から、当初のプラント設計で反映すべき仕様・条件を導いておくことが期待される。

これらの基礎となる研究として長期間使用した機器の損傷評価手法及び材料劣化防止技術等が重要であり、ハード・ソフトの整備が、軽水炉とは異なった技術体系に拠っている高速炉の保全体系として極めて重要な課題である。将来に向けては、先進的計算科学を駆使したシミュレーションと、プラントデータを照合させ状態監視を含めた幅広いプラント特性の把握をオンラインで行なうことも挑戦できないだろうか。

8.4 今後の課題

もんじゅが、今後期待すべき成果をあげ、更にはそれ以上に意義を高めていくために、もんじゅに向かいあって取組む姿勢としての課題を考えてみる。

(1) 安全性の向上

ナトリウムの自然循環除熱の特徴を活かして過酷事故の対応を高め、敷地外緊急時対応を実質的に排除できる安全性をめざすなど、安全設計の基本方針の高度化を続ける。

東電福島事故に関連しては、もんじゅでは安全上重要な機器は海面から約21mの高所に設置されているが、緊急対策として電源車の配備や燃料池冷却の消防ポンプの設置、海水ポンプ周りの防水等の対策を実施している。地震・津波による過酷事故対策が示され、その効果についてストレステストも含め検証を行っているが、これらナトリウム冷却の特徴を踏まえた弛まぬ安全確保について十分な理解が得られるよう自ら、誠実に努力する必要がある。

(2) 現地・現場主義の運営管理

原子力依存を減らすことが議論される中、循環型リサイクルをめざす原子力システムは国際社会における国家安全保障に係る位置付けになっている。この基本方針を崩さないことを明らかにすることは、特にこれまで長期間にわたり原子力に正面から向き合ってきた立地地域にとっては極めて重要である。原子力の研究開発・事業を進めるには立地地域の理解・合意・約束履行なくしては現実に一歩も具体化できない。今後は地域とはこれまでの信頼回復を踏まえ、理解、合意形成ではなく地域との共働活動、参画にしていかなければならない。

立地地域とはエネルギー研究開発拠点化計画があるが、パートナーとして新たな取組みを創生し、積極的参加を継続していくことが、地域よりの何よりの信頼確保につながる。研究機能を広げ、ナトリウム技術の応用・高速炉技術を活かした小型炉等、もんじゅをベースにしつつ原子力技術の魅力を広げる研究にも挑戦することが望まれる。

また、もんじゅの現場では、もんじゅは開発炉であり、これまでの温度計破損・吊り具

の不備や検出器の信頼性などのトラブルに照して、ものづくりという視点を重視するきめ細かな取組み強化も必要となる。

(a) 理解活動

もんじゅ理解活動では、地域の日線に重点をおいて多様な取組みがなされてきたが、全国規模については仲々手がついていない。心で受け止めてもらうには、現場・現物が大事であり、各所の原子力情報館などで高速炉の模型、設備の展示、それに加えて科学館などでナトリウムの特性を実感してもらう装置も検討されるべきだろう。金属ナトリウムが航空機や自動車のエンジンのバルブの冷却に用いられていることについてどれ位の人が知っているだろうか。

科学技術の普及ということで各所での特色あるサイエンスカフェが開催されている。原子力については、エネルギー資源、宇宙誕生と放射線、地震・津波、放射性廃棄物の地層処分等と宇宙と地球の営みの地学の理解が欠かせない。

(b) 研究現場

研究開発の成果は現場から生み出されるものであり、研究現場がすべてである。

現場が主体的に責任ある運営ができることが基本である。そこで透明性の確保などは、まず現地できちんと取組まなければならない。その実態が身近かなものになれば、地域からの信頼は高められる。また、現場から抽出された新たな技術課題に対しては、もんじゅ隣接の高速炉技術開発センターが解決できるよう技術力を強化・充実させておかenないといけない。

(3) もんじゅ・実証炉の一体的取組み

これまで続けられてきた実証炉計画により、個別にはかなり開発の進んでいる技術もある。実用化を見通した実証炉の技術と常陽やもんじゅを併せて総合的に開発を進めていく体制の構築が重要である。これまで、もんじゅの次に実証炉建設という図式が強かったが計画通りの実証炉建設はむずかしい。より統合した開発をめざした一体的しくみづくりが必要だろう。

実用化に向けての革新技术の開発は、新たな課題に次々と立ち向う。また海外での新たな知見の発掘もある。更に実証炉はじめ実用化に向けての道程は様々な状況の変化がある。統合した開発にはこれらに対応できる柔軟性が欠かせない。この中にはもんじゅの運転・保守またもんじゅを支える研究開発に携わる人材と実用化に向けて課題解決に挑戦する人材との交流により、高速炉技術の現場経験を踏まえた総合力を備えた人材を育てていくことにもなる。

(4) 成果指向の試験・運転計画と評価

財政的に大変厳しい中、次世代のエネルギー確保の視点からももんじゅの研究開発を進めようとする訳であるが、安定な運転の継続自体を目標とするのではなく前述した期待すべき成果を得るにふさわしい試験運転を実施する体制を構築する。当初は性能や安全裕度を確認し、安定した信頼性の高い運転の見通しをつける段階となる。これらのため、めざすべき成果とその時期を吟味し、それを得るのに適切な例えば期間を限定したり、出力を下げたりした試験運転を含めた運転・試験計画の策定が基本となる。これにより試験実施体制、予算なども明らかになる。一つ一つの成果が質の高い貴重なものとなるよう海外の専門家の参加も得て、データ取得、分析、評価のプロセスを進めるべきである。

もんじゅ・実証炉の一体的取組みの下、研究開発は計画的に進めることになる。開発進展と共にもんじゅはもとより軽水炉あるいは海外高速炉における経験・知見から新たに取り組むべき課題も出てくる。これらに適切に取り組むには計画の管理におけるPDCAのサイクルが基本となるが特に評価・チェックの段階において、既存の枠を超える新しい課題を明らかにし、それへの対応のロードマップを策定し実現へのスタートに確実に着手することが重要である。これなくしては、抜本的改革、大きな脱皮を実現することはできない。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鍵となる。

(5) 核燃料サイクル構築の先導役

もんじゅの運転に必要なとなるMOX燃料供給には、プルトニウムの確保とMOX燃料への加工という、核燃料サイクルシステムが機能しなければならない。循環型リサイクルシステムを開発するには、使用済み燃料に関する研究が重要である。もんじゅ燃料の再処理・燃料加工ができるような施設の確保が欠かせない。

使用済み燃料に含まれる個別の元素、核種に注目しそれらの再利用あるいは処分という視点を踏まえた基礎的研究に支えられる必要がある。炉内からの取出し燃料の照射後試験を行えるホットラボの施設も大きな役割を担う。

燃料として大量のプルトニウムを利用するので、平和利用に対して疑念が生じないような核物質管理が徹底されないといけない。そのための核物質の保管、移動に関する遠隔からの効果的な監視検証システムの開発も手がけることは、開発主体の責務であろう。またブランケットで生成されるプルトニウムの核兵器転用をしにくくしたり、余剰プルトニウムの専焼や閉じ込め隔離する方法への研究も期待されるものだろう。

ここで留意すべき課題として、もんじゅ使用済み燃料の貯蔵・保管がある。もんじゅは運転しつつ研究開発を続けることになるので大量の使用済み燃料を再処理できる時期を勘案し、それまで十分な貯蔵ができる方法を考えておかないといけない。

使用済み燃料中の物質の再利用や処分では、物質の変換を伴うものであり、化学の専門

家の積極的な参加による研究開発の多様化と深化が求められる。延いては、化学業界の参入につなげていくべきだ。

(6) 国際協力

世界の軽水炉の運転実績は13,000炉・年であるが、高速炉では約400炉・年である。もんじゅの運転経験を国際的にも共有し、運転、保守、補修技術の熟成に向け運転実績はもとより事故・トラブルに関する技術交流も活発にしていく。海外高速炉と共同で機器・設備の信頼性データシステムの構築も更に充実させていくのは国際的にも重要である。

世界で現在運転段階にある高速炉は6基である（図8-2）。ここ数年のうちにインドの原型炉（PFBR）、ロシアの実証炉（BN-800）が運転開始となる。高速炉の万が一の事故時に備えて専門家の集結や過酷事故時の対応の仕方を予め検討しておくことも考えないといけない。これらの活動が集中的にできるよう国際的な高速炉プラント安全研究センター構想も考えられる。

研究者、技術者の交流に関しては、従来は相互に滞在し課題を設定して情報交換を主体としたものであったが、一步進めてチームを編成して共同試験、研究に進めていくことも検討されるべきだろう。海外の専門家も参加して具体化を進めている例としてGACID計画があるが更には、高速炉の本質的な課題に関して研究開発計画を国際的なものとするのが考えられる。

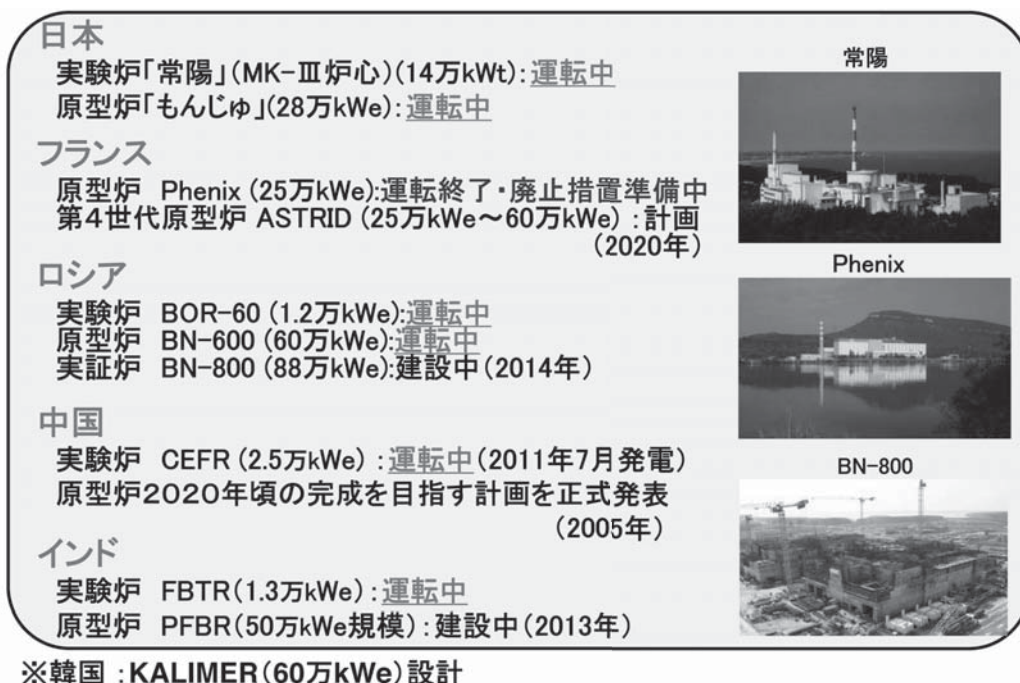


図8-2 世界の高速度炉

高速炉開発を野心的に進めているのは、ロシア、インド、中国である。これらの国々と高速炉の研究開発ですぐに積極的に協力が進められる状況ではない。まず安全で信頼性の高いプラント運転をめざして、相互訪問、情報交換等運転現場同士の交流を第一歩として更に安全確保に向けての緊密な協力に進めていく。また安全基準、深層防護の強化から設備健全性、燃料の高性能化などの研究までできるような協力を少しずつ進めていくべきであろう。特にインドはNPTには不平等条約として加盟せず、核実験のモラトリアムを確約して原子力の国際協力を進めようとしているが、高速炉開発に積極的なインドとのつきあいは大きな課題であり、政治、歴史、文化の異なる国への対応を考えることになる。原子力学会ではインドと学会間の協定を結んで高速炉分野の協力もできるよう準備している。

(7) 人材育成

高速炉技術開発は長丁場であるとともに高速炉の技術体系は豊富な実績を有する軽水炉とは異なる。そのため人材開発や体系的な技術継承が欠かせない。もんじゅ運転開始やその後の計画の遅れによって若い研究者、技術者の育成が進まないまま、高速炉に関わる大学や研究機関の研究者、メーカーの設計者、技術者の高齢化による世代交代の時期を迎えている。

高速炉の技術体系を確立する活動には、多くの新しい技術への挑戦を伴う。これらの研究開発を主体的に進めるには多くの優秀な人材が継続的に必要となる。また、高速炉は循環型核燃料サイクルシステムの中核的役割を担っており、巨大なシステムとして認識した研究に挑戦する人材も育成しないといけない。そのためには、燃料の流れに乗ってシステム全体を考えるような視点も必要となる。

運転再開の際には、関西の大学と協力してもんじゅで未臨界度測定を行なったが、試験・研究施設が少なくなっていることから原子力の新しい領域に挑戦する教育のフィールドとしての活用・充実も期待される。更に地域の技術力活性化の視点からも社会人研究者、技術者の教育養成も忘れてはならない。

フランスでも高速炉の設計ができる人材が少なくなり、人材育成が課題となっている。国際的な人材育成・研修の充実ももんじゅの役割である。

開発段階技術に関する規制側の専門家の人材育成も重要な課題であり、もんじゅ現場が果たす役割も検討されるであろう。

【参考文献】

- (1) 軽水炉プラント（その半世紀の進化の歩み）・高速炉の変遷と現状
2009年12月（社）日本原子力学会編集委員会編
- (2) 動燃十年史
昭和53年12月 動燃十年史編集委員会

— NSA COMMENTARIES —

原子力システム研究懇話会 編著

- | | | |
|-------|--|--------------------|
| No. 1 | 「原子力と環境」(1700 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〕」(1700 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〕」(1900 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〕」(1900 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〕」(1900 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〕」(2100 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」(2100 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」(2100 円) | 平成 12 年 6 月 27 日発行 |
| No. 9 | 「原子力利用の経済規模」(2100 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」(2100 円) | 平成 14 年 6 月 18 日発行 |
| No.11 | 「放射線と先端医療技術」(2100 円) | 平成 15 年 6 月 23 日発行 |
| No.12 | 「原子力とそのリスク」(2100 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」(2100 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」(2100 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」(2100 円) | 平成 19 年 6 月 19 日発行 |
| No.16 | 「原子力と地球環境」(2100 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」(1050 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」(2100 円) | 平成 22 年 6 月 15 日発行 |
| No.19 | 「対談集：原子力の利用－エネルギーと放射線－」(2100 円) | 平成 23 年 9 月 30 日発行 |

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) | 平成 18 年 12 月 19 日発行 |
|-------|------------------------------|---------------------|

核燃料サイクルと高速炉開発

—NSA/COMMENTARIES : NO.20—

平成 25 年 3 月 29 日発行

編集・発行 (社)日本原子力産業協会

原子力システム研究懇話会

〒150-0001 東京都港区虎ノ門 1-7-6 升本ビル 4 階

電話 : (03) 3506-9071 FAX : (03) 3506-9075

URL : <http://www.syskon.jp>

E-mail : konwakai@syskon.jp

印刷 アサヒビジネス株式会社 東京都千代田区神田須田町1-12-6

ISBN978-4-88911-307-5
