

令和3年度原子力の利用状況等に関する調査 (核燃料サイクル技術等調査) 報告書

目次

1. はじめに.....	1
1.1 事業目的	1
1.2 実施内容	1
2. 核燃料サイクル技術等の現状・動向調査	2
2.1 過去の経緯や変遷(潮流).....	2
2.2 過去の経緯や変遷(多角的整理)	13
2.2.1 フロントエンド	13
2.2.2 再処理	16
2.2.3 プルサーマル発電.....	21
2.2.4 高速炉	25
2.2.5 政策	37
3. 核燃料サイクル技術等の現状・動向調査(現在)	49
3.1 政策的位置づけ	49
3.2 各ステークホルダーの動向	53
3.2.1 文部科学省/経済産業省の動向	53
3.2.2 日本原子力研究開発機構の研究開発動向.....	60
3.2.3 原子力学会.....	67
3.2.4 その他	83
4. 核燃料サイクル技術等の現状・動向調査(将来)	85
4.1 原子力小委員会における議論.....	85
4.2 日本原子力研究開発機構における計画.....	87
4.3 高速炉「戦略ロードマップ」(原子力関係閣僚会議).....	90
4.3.1 戦略ワーキンググループについて	90
4.3.2 戦略ロードマップで示された方針	90
4.4 使用済燃料対策に関するアクションプラン(最終処分関係閣僚会議)	92
4.5 その他 93	
4.5.1 原子力材料分野のロードマップ(日本原子力学会材料部会)	93
4.5.2 地層処分研究開発に関する全体計画(地層処分研究開発調整会議)	93
(参考情報).....	94

5. 主要技術間の比較評価	97
5.1 各技術の TRL	97
5.2 FS フェーズ II	99
5.3 学会の比較評価	100
5.3.1 「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会	100
5.3.2 「放射性廃棄物処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会	102
6. まとめ	105
7. 参考文献	106

図 目次

図 2-1 フランスでの原子力発電に必要な転換施設へのウランの流れ	14
図 2-2 検討の前提とされたシナリオ	29
図 2-3 検討された主概念と副概念	29
図 2-4 五者協議会合意文書(2009 年 7 月)	32
図 2-5 五者協議会合意文書(2010 年 7 月)	33
図 2-6 FaCT プロジェクトの位置づけ	34
図 2-7 達成度評価結果の概要(廃棄物管理性)(1/4)	34
図 2-8 達成度評価結果の概要(廃棄物管理性)(2/4)	35
図 2-9 達成度評価結果の概要(廃棄物管理性)(3/4)	35
図 2-10 達成度評価結果の概要(廃棄物管理性)(4/4)	36
図 2-11 FaCT フェーズ I およびフェーズ II、その後の計画(当時)	36
図 3-1 各シナリオの原子力発電容量	72
図 3-2 シナリオ A における 2100 年時点の諸量解析結果	73
図 3-3 シナリオ B における 2100 年時点の諸量解析結果	73
図 3-4 将来の再処理技術へのニーズ 上流側からの要求	77
図 3-5 将来の再処理技術へのニーズ 下流側(特に燃料製造側)からの要求	77
図 3-6 将来の再処理技術へのニーズ(特に廃棄物処理側)からのニーズ	78
図 3-7 技術-特性マトリクス	79
図 3-8 着目した核燃料サイクルオプション	80
図 3-9 WG-A における検討シナリオ	80
図 3-10 WG-B での検討対象シナリオ及び MA 分離影響の検討で対象とするプロセス	81
図 3-11 WG-C での検討対象シナリオ	82
図 5-1 GIF で想定された燃料サイクル概念の例	97
図 5-2 原子炉システムの TRL	98
図 5-3 再処理技術等の TRL	98
図 5-4 FS フェーズ II における主概念と副概念の比較評価結果	99

表 目次

表 2-1 我が国における核燃料サイクルに係る変遷	3
表 2-2 燃料加工メーカー設立の動きと我が国における PWR・BWR の運転開始時期との関係	15
表 2-3 混合転換に関する国際合意形成の年表	19
表 2-4 長計・大綱の特徴(初代長計～第 4 回長計)	41
表 2-5 長計・大綱の特徴(第 5 回長計～第 7 回長計)	42
表 2-6 長計・大綱の特徴(第 8、9 回長計、大綱)	42
表 3-1 原子力小委員会での核燃料サイクルに係る議論の傾向	56
表 3-2 原子力小委員会での核燃料サイクルに係る個別技術の議論の概観	57
表 3-3 文科省の核燃料サイクル技術に係る事業	58
表 3-4 経産省の核燃料サイクル技術に係る事業	59
表 3-5 JAEA 第 3 期中長期計画における核燃料サイクル技術に係る言及	60
表 3-6 核燃料サイクルと関連が深い研究専門委員会	69
表 3-7 核燃料サイクルの成立性を定量的に評価するための「論点」	71
表 4-1 JAEA 第 4 期中長期計画における核燃料サイクル技術に係る取り組み事項	87
表 4-2 廃止が予定され、他施設での試験継続も計画されていない核燃料サイクル関連施設	88
表 4-3 外部資金導入がある核燃料サイクル関連施設	89
表 4-4 13 種類の核燃料サイクルシナリオ	94
表 4-5 検討されたシナリオ	96
表 4-6 検討されたシナリオ	96
表 5-1 「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会にて検討されたシナリオ検討結果	101
表 5-2 現行軽水炉サイクルにおける MA 分離貯蔵シナリオの技術-特性マトリクス	103
表 5-3 MOX プルサーマルでの使用済燃料処理における MA 分離シナリオの技術-特性マトリクス	104

1. はじめに

1.1 事業目的

2021年10月に閣議決定した「エネルギー基本計画」において、優れた安定供給性と効率性を有するほか、運転コストが低廉かつ地球温暖化への対応という観点でも、長期的なエネルギー需給構造の安定性に寄与するとして、原子力は「重要なベースロード電源」と位置づけられている。この中で、核燃料サイクルについては、資源の有効利用、高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度低減等の観点から、使用済燃料を再処理し、回収されるプルトニウム等を有効利用する核燃料サイクルの推進が我が国の基本の方針としている。また、今後これまでの経緯等も十分に考慮し、引き続き関係自治体や国際社会の理解を得つつ取り組むこととし、再処理やプルサーマル等を推進することとしている。

昨今の動向としては、昨年日本原燃の六ヶ所再処理工場・MOX 燃料工場などの核燃料サイクル関連施設が原子力規制委員会の規制審査に適合したほか、電気事業連合会が新たなプルサーマル計画・プルトニウム利用計画の公表、商用原発からの使用済 MOX 燃料の取り出しなどが行われた。このように、核燃料サイクルを構成する各要素において進展がみられる状況においては、特にそれらの状況や特徴・課題などについて技術的視点からよく分析・評価することに加え、現在の状況に至った過去の経緯・変遷についてもよく整理したうえで、これから取るべきまたは取り得る技術的オプションについて検討することが不可欠である。

このような状況を踏まえ、本事業は、我が国における核燃料サイクル関連技術の経緯や現状、そしてこれからの動向について分析を行うことにより、各技術の長所や課題などの特性を技術的側面から体系的に整理・評価を行い、今後の核燃料サイクル政策の企画・立案に資することを目的として実施した。

1.2 実施内容

上記目的を踏まえ、以下を実施した。

(1)核燃料サイクル技術等の現状・動向調査

我が国の核燃料サイクル政策の技術・研究開発に関して、以下について体系的に整理・分析を行った。

- ① 過去の経緯や変遷(政策支援や世論、当時の出来事など、技術開発の社会的背景を含む)
- ② 現在の開発状況・実績(公的研究開発事業や学会の動向を含む)
- ③ 将来の動向・展望・今後の課題(実用化に向けた技術・経済・社会的課題を含む)

結果はそれぞれ、2 章、3 章、4 章にまとめた。

(2)主要技術間の比較評価

(1)で調査した内容のうち、②現在の開発状況・実績並びに③将来の動向・展望・今後の課題における主要技術等を対象として、各技術(核燃料サイクル)の比較評価事例を整理した。

結果は 5 章にまとめた。

2. 核燃料サイクル技術等の現状・動向調査

2.1 過去の経緯や変遷(潮流)

我が国における原子力の利用、核燃料サイクルは、1954 年、日本学術会議第17回総会における「原子力の研究と利用に関し公開、民主、自主の原則を要求する声明」(いわゆる原子力3原則)をもって始まったと言えるだろう。以来、約 70 年の歴史が存在する。その中では、多くの出来事があり、多くの意思決定がなされてきた。本節では、それら一つ一つを取り上げるのではなく、俯瞰的に歴史の潮流を眺めたい。すなわち、時代背景や大きな外部環境の変化を捉え、我が国における核燃料サイクル政策へのインパクトの大きさを考慮し、どのような変遷を経てきたのかを概観することを目指す。

本節では、潮流を捉えるため、便宜的に時代を 7 つに区分する¹。7 つの区分と年表(代表的出来事や時代背景)を表 2-1 に示す^{[2-1]、[2-2]、[2-3]、[2-4]、[2-5]、[2-6]、[2-7]、[2-8]、[2-9]、[2-10]}。

以下、最初の区分である「夜明け前」を除く 6 つの時代についてそれぞれ概説する。

¹ 例えば、資源エネルギー庁「平成 29 年度エネルギーに関する年次報告」(エネルギー白書 2018)では、10 年毎に区分を設定し、歴史を記述しており、また、吉岡斉は日本における原子力発電の歴史を第Ⅰ期「戦時研究から禁止・休眠の時代(1939～1953)」、第Ⅱ期「制度化と試行錯誤の時代(1954～1965)」、第Ⅲ期「テイクオフと諸問題噴出の時代(1966～1979)」、第Ⅳ期「安定成長と民営化進展の時代(1980～1994)」、第Ⅴ期「事故・事件続発と基盤動揺の時代」、第Ⅵ期「ソフトランディングへ向かう時代(2011～)」といった 6 つの区分で記述しているが、本報告書では、外部環境の変化等も考慮し、独自に時代区分を設定した。

表 2-1 我が国における核燃料サイクルに係る変遷

我が国サイクルに係る潮流	年	出来事		
		世界の動き	日本の動き	外交関連
夜明け前	1947		極東委員会、わが国の原子力分野における研究および活動の禁止を決定	
	1950	民事目的の研究開発の本格化(詳細時期不明)	研究解禁(詳細時期不明)	
	1951			日米講和条約(サンフランシスコ条約)調印、日米安保条約調印
	1953	米国アイゼンハワー大統領「アトムズ・フォア・ピース」での原子力平和利用拡大 国連総会で原子力平和利用のための国際管理機関の設置と、核分裂物質の国際プールを提案		
立ち上がりの時代	1954		日本学術会議、核兵器研究の拒否と、「原子力の研究と利用に関し公開、民主、自主の原則を要求する声明」	
			保守 3 党、昭和 29 年度追加予算として 2 億 5,000 万円の原子力予算を提出(3 月 4 日衆院通過)	
	1955		研究開発体制の制度化	日米原子力研究協定調印 米、濃縮ウランの供与など対日原子力研究援助の意志を表示
	1956	米・ハンフォード工場稼働開始(10～33t/d)	総理府原子力局、原子力委員会発足	
			総理府に科学技術庁設置(原子力局が移行)	
			特殊法人日本原子力研究所発足	
			原子力委員会が「原子力開発利用長期基本計画」(長計)を内定	

	1957		JRR-1 が臨界、わが国にも原子の火がともる	
	1958			日米、日英原子力協力協定 (動力協定)調印(12月5日 発効)
	1959		原燃、初のイエローケーキを生産	
			原子力研究所、初のプルトニウム分離に成功	
	1961		原子力委員会、原子力開発利用長期計画を発表	
			政府、核原料物質の民有化方針を閣議で了解	
	1964	軽水炉発電の商業的テイクオフと、核燃料サイクル開発計画の本 格化(詳細時期不明) 英・セラフィールド B-205 工場運転開始(5,000kg/d)		
	1966	仏・ラアーグ UP2 工場運転開始(400t/y)、ベルギー・モル工場 運転開始(350kg/d)		
	1967		動力炉・核燃料開発事業団(動燃)発足(原子燃料公社を吸収)	
	1968	中・酒泉工場稼働開始(400kg/d)		
		国連、核拡散防止条約(NPT)支持決議を可決		
強力に推進した時代	1969		動燃事業団、遠心分離法によるウラン濃縮の実験に成功	
	1970		政府、核拡散防止条約に調印を正式決定	
			動燃事業団の高速実験炉「常陽」の設置許可	
	1971		原子力委員会、濃縮ウラン確保策として、対米協力、国際濃縮 計画への参加、国産化の推進の三本柱で進む方針をきめる	
			東海再処理工場の建設に着工	
	1972	独・カールスルーエ工場運転開始(175kg/d)	原子力委員会、ウラン濃縮技術開発に関する基本方針を決定	
	1973	仏高速増殖炉原型炉フェニックス(FBR、25 万 kW)臨界	通産省に資源エネルギー庁設置	

			首相を務めていた田中角栄氏が、国会で、「原子力を重大な決意をもって促進をいたしたい」と述べた	
			第 4 次中東戦争の影響で、政府が石油緊急事態を告示	
	1974		電源三法(発電用施設周辺地域整備法、電源開発促進税法、電源開発促進対策特別会計法)公布	
	1975		政府、原子力行政のあり方を再検討する原子力行政懇談会(座長:有沢広巳)設置(1976.7 まで)	
	1976	1974 年のインド核実験を契機に、1976 年からの米国の核不拡散政策から商業再処理中止	原子力行政懇談会、「原子力行政体制の強化に関する意見」最終報告を提出	
		露・RT-1 工場運転開始(400t/y)※以前にも軍事用で 1955 年から PUREX 法での再処理を開始		
		原子力先進 7 か国(米、英、仏、ソ、加、日、西ドイツ)が、核拡散防止の見地から原子力機器輸出規制で合意		
	1977	米原子力政策グループ、再処理凍結と高速炉の開発延期をカーター大統領に勧告(フォード・マイター報告)	東海再処理工場運転開始(700kg/d)	日本・IAEA 保障措置協定発効
		米カーター大統領、フォード・マイター報告にもとづく新政策を発表		動燃再処理施設の運転開始で日米共同決定
		ロンドン主要 7 か国首脳会議開催(INFCE の設置を決定)		
		国際核燃料サイクル評価(INFCE)会議設立、ワシントンで総会を開く		
	1978		第二次オイルショック	
			原子力委員会、長期計画委員会、わが国の原子力発電開発は、軽水炉を経て高速増殖炉に至る路線であることを確認	
			動燃新型転換炉「ふげん」(ATR、16.5 万 kW)臨界	

着実に進んだ時代	1979	米スリーマイルアイランド(TMI)2号機で史上最大の冷却水喪失事故	動燃のウラン濃縮パイロット・プラント第1期分、1,000台が稼働(12月16日、300kgを初回収)	日米両政府において東海再処理工場運転期間延長で合意
			原子炉等規制法一部改正法施行、再処理民営の途をひらく	
	1980	ソ連の高速増殖炉 BN-600 運開 INFCE(国際核燃料サイクル評価)最終総会、平和利用と核不拡散の両立を合意	民間の再処理事業をめざす日本原燃サービス(株)発足	
			電事連、将来濃縮ウランを国産化するとの基本方針を決定	
	1981	米レーガン大統領、1982年度原子力予算で米国の高速増殖炉 CRBR 建設費を認める		
	1982		高速増殖原型炉「もんじゅ」建設について閣議了解	
			原子力委員会、「新型転換炉の実証炉計画の推進について」を決定	
			動燃高レベル放射性物質研究施設(CPF)において FBR 使用済燃料の再処理試験を開始	
			国産濃縮ウランを用いた燃料 ATR を「ふげん」に初装荷	
	1983		高速増殖炉「もんじゅ」設置許可	
	1984		電事連 知事、ウラン濃縮施設、再処理施設、低レベル放射性廃棄物敷地外貯蔵施設の立地について青森六ヶ所村に正式協力要請	
			仏より返還 Pu 日本に到着、動燃東海事業所に搬入	
	1985		六ヶ所村議会 全員協議会を開催し、対策協議会の答申を了承、これを受けて村立地受諾決定	
			青森県、六ヶ所村、日本原燃サービス(株)、日本原燃産業(株)が電事連立合いのもと、「原子燃料サイクル施設の立地への協力に関する基本協定書」を締結	
			高速増殖原型炉「もんじゅ」工事着工	

	1986	旧ソ連チェルノブイリ原子力発電所で放射能漏れ事故		
	1987		日本原燃産業が六ヶ所ウラン濃縮工場の事業許可を申請(翌年に事業許可、濃縮工場の建設を開始)	
	1988		動燃人形峠事業所、ウラン濃縮原型プラント第1期分営業運転開始	日米原子力協力協定発効 (協定発効後30年間(2018年まで、加えてその後も日米いずれかが終了通告を行わない限り存続)、米国の個別の事前同意なしに包括的に日本の再処理が可能に)
			日本原燃産業ウラン濃縮工場事業許可(第1期工事分600トンSWU/年)	
			日本原燃産業(株)「六ヶ所低レベル放射性廃棄物貯蔵センター廃棄物埋設事業許可申請書」を内閣総理大臣に提出	
	1989	独・全体的な反原子力の高まりのなかでの商業再処理撤退 仏・UP3 工場運転開始(800t/y)	日本原燃サービスが六ヶ所再処理工場の事業指定を申請(1992年に事業指定、1993年に再処理工場の建設を開始)	
	1990		政府「温暖化防止行動計画」決定	
	1992	仏・UP2-800 工場運転開始(800t/y)	日本原燃サービスおよび日本原燃産業が合併し、日本原燃(株)が設立	
			六ヶ所村低レベル放射性廃棄物貯蔵センターが操業開始	
	1993		日本原燃、青森県六ヶ所村に六ヶ所再処理工場建設工事を着工	
	1994	英国の再処理工場 THORP が操業を開始(900t/y)	高速増殖原型炉「もんじゅ」臨界	
一度立ち止まり 再検討した時代	1995		高速増殖原型炉「もんじゅ」でナトリウム漏れ事故	
			高レベル放射性廃棄物の最終処分について、青森県からの要請を踏まえ、電気事業者(電気事業連合会、電力10社)及び日本原燃(株)から確約文書	
			日本原燃(株)高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センター操業開始(第1回返還ガラス固化体受入れ)	

	1997	COP3 開幕。温暖化ガス排出削減量、90 年比で日本 6%、米国 7%、EU8%に	京都議定書が採択	
			原子力委員会決定の「当面の核燃料サイクルの具体的な施策」が異例の閣議了解	
			電事連、2010 年までに電力 11 社がプルサーマルを順次導入する計画を発表	
			原子力委員会 FBR 懇談会、最終報告書を策定	
	1998		試験用の使用済燃料を六ヶ所村に初搬入	
			通産省、科学技術庁、電気事業者からなる使用済燃料検討会、2010 年までに貯蔵施設の建設が必要とする報告書を発表	
			核燃料サイクル開発機構が発足	
	1999		茨城県東海村 JCO の核燃料加工工場で臨界事故	
	2000		日本原燃㈱ MOX燃料加工の事業主体となることを表明	
	2004		三村知事、原子力委員会の新計画策定会議で現行の再処理路線維持を要請	
			原子力委員会の新計画策定会議、現行の再処理路線をベースにした中間報告を取りまとめ	
			日本原燃、六ヶ所再処理工場でウラン試験を開始	
			九州電力、2010 年度までに玄海原子力発電所 3 号機でプルサーマル計画を実施することを決定	
			青森県、六ヶ所村、日本原燃の三者、六ヶ所再処理工場のウラン試験に関わる安全協定に調印	
	2005		原子力政策大綱および原子力立国計画	
			青森県むつ市の使用済燃料中間貯蔵施設を建設・運営する新会社「リサイクル燃料貯蔵株式会社」が発足	

新たな期待	2006	ブッシュ米大統領、再処理・高速炉開発を機軸とする「国際原子力エネルギー・パートナーシップ」(GNEP)を発表	ウラン試験終了	
		国際エネルギー機関(IEA)、原子力推進を初めて打ち出す	日本原燃、再処理工場での実際の使用済燃料を使っのアクティブ試験に入る	
	2007		日本原燃(株) 再処理工場のアクティブ試験において、ガラス固化試験開始	
	2009		国内初のプルサーマル発電開始(玄海原発)	
	2010		第三次エネルギー基本計画において、「2030 年に、原子力発電比率 50%超を目指す」と記載	
日本原燃(株) MOX燃料加工施設 工事着工				
外部環境が変化する 中での着実な推進	2011		東日本大震災、福島原発事故	
	2012		原子力規制委員会及び原子力規制庁発足	
	2013		日本原燃(株) 再処理工場のアクティブ試験において、ガラス固化試験終了	
	2016		もんじゅの廃炉が正式決定	
	2022		第 6 次エネルギー基本計画	

① 立ち上がりの時代（1954～1969）

【概説】

- ・ 1954 年、日本学術会議第17回総会における「原子力の研究と利用に関し公開、民主、自主の原則を要求する声明」（＝原子力3原則）をもって、我が国の原子力の平和利用の始まりとすることができよう。
- ・ この年には、昭和29年度追加予算として、2億3500万円の原子力予算も計上されている。
- ・ 1956 年、原子力長計では、「原子燃料については、極力国内における自給態勢を確立するものとする」、「なお、将来わが国の実情に応じた燃料サイクルを確立するため、増殖炉、燃料要素再処理等の技術の向上を図る」とされ、我が国の原子力のスタート時点から、再処理及び高速炉路線が目指されていた。
- ・ 時代背景として、当時はウランが希少資源であり、少しでも資源の有効利用ができるプルトニウム利用が必要であると考えられていたことが挙げられる。

【主な出来事】（上記以外）

- ・ 原子力委員会、原子力研究所、動燃、等の各組織が発足
- ・ 原子力の研究、開発及び利用に関する長期計画（いわゆる原子力長計、第一回）の策定
- ・ JRR-1 が臨界、我が国最初の原子の火がともる
- ・ 日米原子力協定調印
- ・ 遠心分離法によるウラン濃縮実験に成功

② 強力に推進した時代（1970～1979）

【概説】

- ・ 世界的にも原子力が推進され、我が国においても原子力・核燃料サイクルが強力に推進された時代と言える。
- ・ この時代には、二度に亘るオイルショックが起こり、エネルギー安全保障の必要性・重要性がより一層増した。
- ・ 一方、インド核実験を契機に、核拡散の懸念から、1977 年米国カーター政権がプルトニウム利用を凍結。我が国の再処理にも暗雲が垂れ込める（東海再処理工場運転開始直前）。しかし、産学官一体となり、我が国の核燃料サイクル路線の必要性を主張。混合抽出再処理案も提示し、国際核燃料サイクル評価(INFCE)最終総会にて、認められた。

【主な出来事】（上記以外）

- ・ 高速実験炉「常陽」の設置許可
- ・ 東海再処理工場建設開始、運転開始
- ・ ウラン濃縮技術開発に関する基本方針を決定（原子力委員会）
- ・ 電源三法公布原子力長計にて、軽水炉を経て高速増殖炉に至る路線であることを確認
- ・ 新型転換炉「ふげん」臨界
- ・ 動燃ウラン濃縮パイロットプラント稼働

③ 着実に進んだ時代（1980～1994）

【概説】

- ・ 米国が再処理方針から撤退する中、英仏で再処理が進む。我が国においても引き続き、技術的にも社会的にも着実に核燃料サイクルが進んだ時代と言える。
- ・ 具体的には、民間再処理事業を担う日本原燃サービスの発足、動燃における FBR 使用済燃料の再処理試験、ウラン濃縮事業許可・再処理工場着工・低レベル放射性廃棄物貯蔵センター操業開始、高速増殖原型炉「もんじゅ」着工・臨界、等。
- ・ この間、1986 年の旧ソ連チェルノブイリ原子力発電所事故が発生。その様な状況においても、我が国の核燃料サイクル政策は着実に進められた。

【主な出来事】(上記以外)

- ・ 国産濃縮ウランを用いた燃料 ATR を「ふげん」に初装荷
- ・ 仏より返還 Pu 日本に到着、動燃東海事業所に搬入
- ・ 動燃人形峠事業所にてウラン濃縮原型プラント営業運転開始
- ・ 政府「温暖化防止行動計画」決定
- ・ 日本原燃サービスおよび日本原燃産業が合併し、日本原燃(株)が設立

④ 一度立ち止まり再検討した時代（1995～2005）

【概説】

- ・ 1995 年、高速増殖原型炉「もんじゅ」でナトリウム漏れ事故が発生。高速炉計画に躓いたことから、再処理路線にも疑問が呈される。後に、プルサーマル実施へと進む（プルサーマルの検討自体は資源有効利用の観点から以前よりなされていた）。
- ・ 併せて、核燃料サイクルの経済性についても疑問が呈され、再度ワンスルーとの比較検討が要請された。原子力委員会の新計画策定会議において、熟議の結果、現行の再処理路線をベースにした中間報告が取りまとめられ、原子力政策大綱にて再度、再処理路線が明確化された。

【主な出来事】(上記以外)

- ・ 高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センター操業開始(第1回返還ガラス固化体受入れ)
- ・ 京都議定書が採択(温暖化ガス排出削減量、90 年比で日本 6%、米国 7%、EU8%に)
- ・ 電事連、2010 年までに電力 11 社がプルサーマルを順次導入する計画を発表
- ・ 茨城県東海村 JCO の核燃料加工工場で臨界事故
- ・ 日本原燃(株)が MOX 燃料加工の事業主体となることを表明
- ・ 日本原燃、六ヶ所再処理工場でウラン試験を開始

⑤ 新たな期待（2006～2010）

【概説】

- ・ 一般に原子力カルネッサンスとも呼ばれる時期である。この背景には、(1)エネルギー消費量の増大、(2)二酸化炭素の排出による地球温暖化の防止、(3)石油・天然ガス価格の高騰、(4)化石燃料の枯渇への懸念、(5)原子力支持拡大があったと言われている。
- ・ ブッシュ米大統領は、再処理・高速炉開発を機軸とする「国際原子力エネルギー・パートナーシッ

プ」(GNEP)を発表。国際的な関係国を、米国を含む核燃料供給国と原子力発電国に二分して、再処理や燃料製造は限られた核燃料供給国でのみ行い、原子力発電国はこれを購入するという枠組みを示したものである。我が国は再処理技術を有しており、供給する側の役割を期待された。

【主な出来事】(上記以外)

- ・ 国際エネルギー機関(IEA)、原子力推進を初めて打ち出す
- ・ 日本原燃、再処理工場での実際の使用済燃料を使つてのアクティブ試験、ガラス固化試験開始
- ・ 国内初のプルサーマル発電開始(玄海原発)
- ・ 第三次エネルギー基本計画において、「2030年に、原子力発電比率50%超を目指す」と記載
- ・ 日本原燃(株) MOX燃料加工施設 工事着工

⑥ 外部環境が変化する中での着実な推進 (2011～)

【概説】

- ・ 2011年3月に福島第一原子力発電所の事故発生し、原子力推進のトーンは一転した。
- ・ 熟議の結果、「もんじゅ」の廃炉が決定される。
- ・ 我が国の核燃料サイクル推進にとってかつてない厳しい環境の中、第6次エネルギー基本計画においては、再処理は推進し、将来柔軟性を持たせることが重要とされた。また、高速炉についても研究開発に取り組むとされた。
- ・ 2020年に六ヶ所再処理工場、MOX燃料工場が事業変更許可を取得するなど、核燃料サイクルに関する取り組みは一步ずつ進んでおり、核燃料サイクルの確立を目指し引き続き取組が進められている。

【主な出来事】(上記以外)

- ・ 原子力規制委員会及び原子力規制庁発足
- ・ 日本原燃(株) 再処理工場のアクティブ試験において、ガラス固化試験終了

以上、約70年にもわたる我が国における核燃料サイクルを取りまく潮流を7つの時代に区分して概観した。19世紀の歴史家トーマス・カーライルが「現在というものは、過去のすべての生きた集大成である」と指摘している様に、現在の我が国の核燃料サイクルがおかれている状況をより確かに眺めるためには、歴史を把握することが重要である。また、思想家の岡倉天心が「われわれは、われわれの歴史の中にわれわれの未来の秘密がよこたわっているということを本質的に知る」と述べている様に、将来の核燃料サイクルの在り方を検討するためにも、過去及び現在の潮流を知ることが重要であると考えられる。

次節では、過去の経緯や変遷を多角的に分析し、整理する。

2.2 過去の経緯や変遷(多角的整理)

前節では、我が国における核燃料サイクルの歴史の潮流を整理した。本節では、過去の経緯や変遷について、核燃料サイクルに不可欠な技術的要素(フロントエンド／再処理／プルサーマル発電／高速炉)を切り口として整理することに加え、政策的要素という切り口でも整理を行った。

2.2.1 フロントエンド

フロントエンドは採鉱・製錬、転換・濃縮、再転換・加工工程で構成されており、ウラン採鉱から核燃料に仕上げるまでを「フロントエンド」と呼ぶ。我が国において、採鉱・製錬については、海外に依存し、転換・濃縮工程以降について、核燃料サイクルの経緯や変遷を整理した。

(1) 転換・濃縮における過去の経緯や変遷

転換・濃縮工程において、現在日本には転換工場はなく、濃縮工場のみ存在しているが、その変遷は下記のとおりまとめられる。

【濃縮工場について】

- 過去において、日本の濃縮工場は国内需要の 1/4～1/5 を供給する能力(1,500tSWU)を有することを目指していた。
- 濃縮工場については、濃縮ウランの供給安定性や核燃料サイクルの自主性向上を目的に導入した。

【転換施設について】

- 一方日本に転換施設がないことについて、「ウラン濃縮の大半を海外に依存せざるを得ない状況や輸送の便を考慮すると、転換加工を海外で行うことは合理的」と、原子力委員会から言及されている^[2-17]。
- 参考までに現時点での世界の主なウラン転換工場は、以下の通りの五か国^[2-11]であり、ウラン資源量が豊富なカナダ、アメリカ、オーストラリア、ニジェール、南アフリカ、ナミビア、カザフスタンなどの国々から五か国の各転換工場を経由していることが図 2-1 よりわかる。本図はフランスへの輸入を最終目的地とした図であるが、ウラン採鉱場から転換工場へのルートの参考として示す。
 - ロシア、セヴェルスク、年間運転計画不明 1953 年運転開始
 - アメリカ、メトロポリス、年間転換能力 8,000 tU、1964 年運転開始
 - フランス、ピエールラット、年間転換能力 14,000 tU、2018 年運転開始
 - カナダ、ポートホープ、年間転換能力 12,500 tU、1970 年運転開始
 - イギリス、ランカシャー、年間転換能力 6,000 tU、1993 年運転開始
- 転換前のイエローケーキは IAEA の保障措置対象外であるが、製品の UF₆(気体状)から保障措置が適用される。
- 商用規模としては日本に存在しないが、研究用としては、人形峠で技術的には実証済みである。
- 将来的に回収ウランを利用する際に、回収ウランの転換方法を検討する必要あり。回収ウラン利

用技術については、経済産業省からの委託事業が平成 21 年度から 2 カ年で実施^[2-10]。

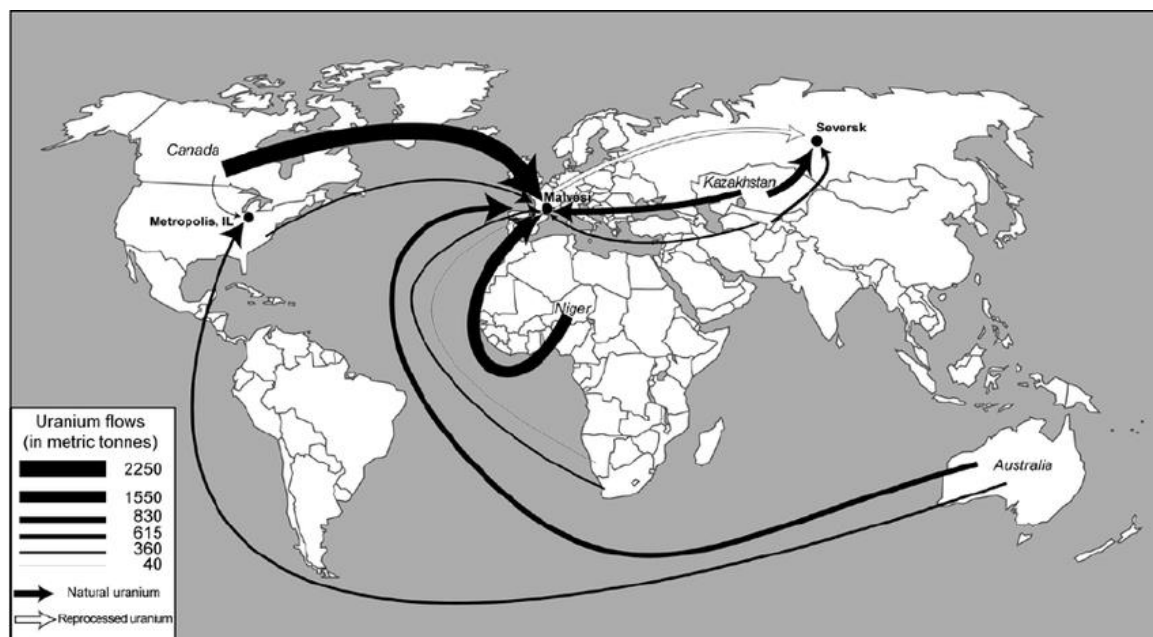


図 2-1 フランスでの原子力発電に必要な転換施設へのウランの流れ

出所) Romain Garcier, One cycle to bind them all? Geographies of nuclearity in the uranium fuel cycle, 2012 年 8 月^[2-12]

【転換施設に関する国際動向】

- 世界の主なウラン転換工場は、ロシア、アメリカ、フランス、カナダ、イギリスに存在している。フランスのピエールラットの転換工場は 2018 年より営業運転している^[2-11]。
- 軽水炉の回収ウラン利用はフランスとドイツで行われた実績がある。さらに、フランス、ドイツの回収ウラン利用の一部については、ロシアに回収ウランの転換を委託した実績も確認されている。ロシアに委託された理由としては、ロシアのウラン濃縮技術の経済性が高く、回収ウラン転換＋再濃縮によりフランスで転換を実施するよりも安価になるためと考えられる。これまで 1992～1998 年で合計 1,300tU の回収ウラン酸化物がフランスからロシアに送られ、2010 年に契約は終了した^{[2-10][2-13]}。
- ロシアでの転換プロセスは直接フッ化法を用いており、フランスなどの 2 段フッ化法と比較して、単純な設備構成である一方、フッ素ガスの取扱い規模が大きくなる特性を有する。

(2) 再転換・加工工程における過去の経緯や変遷

我が国において再転換工場は三菱原子燃料(加圧水型軽水炉(PWR)用)が有しているのみであり、沸騰水型軽水炉(BWR)へ供給する燃料用の再転換工場はない。また、燃料加工メーカーとしては、三菱原子燃料(PWR 供給)、グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン(BWR 供給)、原子燃料工業(PWR・BWR の両方へ供給)の 3 社が存在する。その変遷は下記のとおりまとめられる。

- 燃料加工メーカーの設立について、燃料設計は炉設計と密接に関連していることから、基本的にプラントメーカーの資本が入り、設立されると考えられる。炉設計側と緊密な関係を構築しながら、

燃料製造することが安全性の観点からも重要である。

- 表 2-2 に示す通り、燃料メーカーは商用原子炉が導入される 1970 年前後にはすでに設立されており、民営の再処理事業推進が表明される 1975 年よりも前のことであることから、再処理事業推進との関係性は強くないと言える。
- したがって、燃料メーカーの設立については、商用炉を導入する上では必要不可欠であり、今後の導入も見据えて、まずは小規模の製造能力から開始し、発電所の建設と併せて、製造能力が向上したと考えられる。

表 2-2 燃料加工メーカー設立の動きと我が国における PWR・BWR の運転開始時期との関係

	PWR営業 運転開始	BWR営業 運転開始	三菱原子燃料 株主:MHI、 Framatome 炉型:PWR	GNF 株主:グローバル・ ニュークリア・フュエル (GE、日立) 炉型:BWR	原子燃料工業 株主:東芝(住友電気 工業、古河電気興業) 炉型:PWR、BWR
～1969年				設立(1967年)	
1970年	美浜1	敦賀1		工場しゅん工	
1971年		福島第一1	設立 (1961年に用地取得)		
1972年	美浜2		加工事業許可取得		設立
1973年					
1974年	高浜1	島根1、 福島第一2			
1975年	高浜2、玄海1				
1976年	美浜3	福島第一3、 浜岡1			
1977年	伊方1				
1978年		福島第一4・5、 浜岡2、東海第二			
1979年	大飯1・2	福島第一6			
1980年					東海製造所操業開始

出所)各電気事業者、燃料加工メーカーホームページより三菱総合研究所作成

2.2.2 再処理

(1) 再処理方針決定の経緯

再処理路線の変遷は下記のようにまとめられる。

1950 年代

- 昭和 31 年原子力開発利用長期計画(1956 年)では核物質の自給自足の達成のため、高速増殖炉とセットで国内再処理技術の確立が目指された^[2-30]。この結果、海外派遣や海外からの技術導入、東海再処理工場の建設が進められた。

1960 年代

- 再処理事業は国営が続く中、発電事業は民営化が進み、再処理工場民営化論が現れ、昭和 42 年原子力開発利用長期計画(1967 年)以降の長期計画において「国内再処理体制」等の文言が追記される。^[2-30]その後の民営商業再処理工場の建設は、そのリスクを負う電力業界との調整に時間を要したとしている論調もある。^[2-16]

1970 年代～^[2-16]

- 軽水炉大量導入により、設置許認可における使用済燃料の処分方法として通例「国内再処理」と記載してきたが、東海再処理の処理能力不足からこれが困難となる。
- 電力社長会からは、民営の再処理事業推進が表明される(1975 年)。その後、日本原燃による六ヶ所再処理工場の建設が決定することとなる(1984 年)。
- 国内再処理工場建設と同時期に、海外再処理委託も実施されるようになり、再処理は国内と海外で複線化する。海外再処理は、国内再処理主体の空白期の手段と整理することができる。
 - 海外再処理：1974 年～英国核燃料公社 BNFL、1976 年～フランス核燃料公社 COGEMA
- 国内再処理工場の建設により、政府系の特殊法人である動力炉・核燃料開発事業団が中心として進められてきた軽水炉再処理は商業化して民間運営が開始したこととなる。なお、その後も同じく政府系の理化学研究所や日本原子力研究所、動力炉・核燃料開発事業団が中心となり開発継続されていたウラン濃縮や高速増殖炉も、それぞれ日本原燃産業と日本原子力発電が担当として民営化されることが順次決定した。^[2-16]

一方で、高速炉燃料再処理に係る議論について、以下に簡単にまとめる。

- 高速炉再処理技術の調査は 1970 年代半ばに動燃により本格化、軽水炉用のピューレックス法を改良して高速増殖炉用とする基本方針が決められる。昭和 57 年原子力開発利用長期計画(1982 年)には、東海再処理工場の経験を踏まえた開発を進めると記載された。
- その後、昭和 62 年原子力開発利用長期計画(1987 年)では、高速増殖炉実現の技術的難易度が高いとの認識のもと、工学規模試験施設としてリサイクル機器試験施設 RETF の建設を決定、運転開始目標時期は 2010 年代半ばとされた。
- 次の平成 6 年原子力開発利用長期計画(1994 年)において、RETF の次の試験プラント(パイロットプラント)の運転開始目標時期は 2010 年代半ばごろとされた。
- なお、RETF の建設は 1995 年より開始しているが、同年の高速増殖炉もんじゅの事故後中断

している。

【補足】

初期における国内再処理の必要性の議論

- 原子力委員会 昭和 31 年原子力開発利用長期基本計画(1956 年)において、燃料サイクルの確立のため、高速炉とセットで再処理技術を導入すること、極力国内技術によることとし原子燃料公社に技術を集中させることが示される。^[2-20]
- なお、1960-70 年代の原子力白書では、「使用済燃料の再処理について」の項目の中で、米国の濃縮ウランを使った使用済燃料は、再処理して米国政府に返還する必要があることに触れている。1960 年代においては日本の使用済燃料は、原研 JRR-2 および京都大学原子炉→米国アイダホ再処理工場、日本原子力発電東海発電所→英国ウインズスケール工場→日本へ返還という流れが形成されていた。

東海再処理工場(動燃)の運転

- 国内初の東海再処理工場(パイロット)の処理能力は、90 トン U/年で、フランスや英国と比較すると一桁小さいが、「ふげん」・「もんじゅ」・「常陽」燃料用プルトニウムの供給のため、かなり効率化して処理を進めてきた実績がある。
- 1977 年(昭和 52 年)9 月 22 日から 2006 年(平成 18 年)3 月末までに 1,116 トンの使用済燃料を処理しており、その内訳は JPDR:約 9t、BWR:約 644t、PWR:約 376t、ATR(UO₂):約 68t、ATR(MOX):約 20t であった。
- この間、機械的前処理、ピューレックス法の実用性の実証、高レベル放射性廃液のガラス固化、ウラン・プルトニウム混合転換等の独自技術を開発、現在の再処理技術の基礎を作ることとなった。

1980 年代の科学技術庁所管の研究テーマ

- 高速増殖炉、高速増殖炉用再処理、レーザー法ウラン濃縮、核融合など

(2) 青森県への核燃料サイクル 3 施設の立地経緯

1984 年、電気事業連合会が青森県及び六ヶ所村に核燃料サイクル 3 施設(再処理、濃縮、低レベル放射性廃棄物貯蔵)の立地を申し入れ、翌年に合意した。立地点は「むつ小川原総合開発地域内」(六ヶ所村)とされ、事業主体は再処理に関しては日本原燃サービス、他の二つに関しては電気事業者が主体となって創設する新会社(日本原燃産業)となる計画であった^[2-14]。

青森県への立地要請は当初、原子燃料サイクル事業への包括的な協力要請であり、要請時は各施設をどの事業者が受け持つか等具体的な区別はされていなかった。当時技術的に更なる開発が必要であったウラン濃縮、海洋投棄がロンドン条約締結国会議^[2-15]で禁止され、陸地処分の検討が始まったばかりの低レベル廃棄物、東海再処理工場よりも実用的な処理能力の必要性が高まった再処理の 3 つに関して優先的に検討する必要がある、新たな拠点を必要としている状態であったため、結果的にこの 3 施設が青森県に立地することになった。

六ヶ所村が核燃料サイクル基地の立地点として着目された理由として、「むつ小川原総合開発計画」の推進のため土地取得等の調整が済んでいたことや、東通・大間原子力発電所、原子力船むつなど先

行する原子力関連事業が既に存在していた点を挙げる論調もある^[2-16]。

(3) 我が国独自の処理関連技術の開発経緯

我が国における前処理、分離、精製等の再処理設備の大部分は、世界で最も実績のあるフランスから技術を導入している一方で、ウラン脱硝設備、ウラン・プルトニウム混合脱硝設備および高レベル廃液ガラス固化設備については国内で開発した技術を採用している^[2-17]。本項目では、ウラン・プルトニウム混合脱硝設備および高レベル廃液ガラス固化設備の技術開発の経緯について、整理した。

1) U・Pu 混合脱硝技術

U、Pu の混合脱硝技術については、日本独自の技術であり、海外においても前例のない技術である。本技術の開発経緯については、米国の核不拡散政策の影響を大きく受けており、日米原子力交渉の結果という背景がある^[2-17]。以下詳細を記載する。

東海再処理工場が実際の使用済燃料を用いて試運転の開始を計画していた 1977 年当時は、アメリカの核不拡散政策が厳しくなり、カーター大統領による商用再処理及びプルトニウム利用の無期限延期等を含む新原子力政策が発表(1977 年 4 月)された最中であった。本政策によって、アメリカから供給された濃縮ウランを利用して、再処理する場合には、日米原子力協定によって日米の共同決定が必要とされていた。そのため、1977 年 6 月の第二次日米原子力交渉において、混合抽出法で再処理工場の運転を認めるという提案が米国からあり、同年 8 月の第三次日米原子力交渉にて、既定の単体抽出法では 2 年間 99 トンまでの運転が許可され、その後両国が合意すれば混合抽出法に切り替えることとする日米共同決定が同年 9 月に決定された。

日米原子力交渉の 3 年前の 1974 年から、日本では単体転換施設の設計研究を開始していたが、日米原子力交渉の結果、単体転換を断念し、核拡散抵抗性に優れたプルトニウム－ウラン混合転換技術の開発を 1977 年 9 月に開始した。混合転換の方法としては、アンモニア共沈殿法、流動床直接脱硝法、マイクロ波加熱直接脱硝法の 3 つに絞られて試験が進められ、1979 年 10 月の第 3 回日米再処理技術専門家会議と 1980 年 2 月の INFCE にて、マイクロ波加熱直接脱硝法による混合転換の核拡散抵抗性が高く評価され、日本のプルトニウム平和利用の道筋について理解が得られ、混合脱硝技術が導入された。アンモニア共沈殿法においては、ろ過効率が悪く、ろ過の代替方法としてマイクロ波加熱による乾燥を試みたがスラリーが飛散するなどの問題もあり、ウラニル溶液を直接マイクロ波加熱する混合脱硝技術が採用された。国際的な合意形成の年表を表 2-3 に示す。

表 2-3 混合転換に関する国際合意形成の年表

年	国内外の情勢	転換技術開発	再処理工場
1974 (昭和49年)	5月 インド核実験（平和利用の名目）	6月 単体転換施設の設計研究を開始	10月 化学試験開始
1975 (昭和50年)		5月 単体転換施設概念設計を開始	9月 ウラン試験開始
1976 (昭和51年)	10月 フォード大統領が原子力政策を発表	12月 単体転換施設の詳細設計（ALKE M社）を開始	
1977 (昭和52年)	1月 カーター大統領就任 3月 日米首脳会談（福田、カーター） 4月 第一次日米原子力交渉（ワシントン） 4月 カーター大統領が新原子力政策を発表 5月 主要国首脳会議において、核燃料サイクル評価（INFCE）を米日欧で行うことを合意 6月 第二次日米原子力交渉 6月 専門家による日米合同現地調査 8月 第三次日米原子力交渉（東京） 9月 日米共同声明を発表（当初2年間、99tonまでの再処理、転換施設の建設延期、混合抽出法の開発、保障措置の十分な適用、INFCEへの情報提供など） 10月 INFCE開始 12月 日/IAEA 保障措置協定発効	2月 詳細設計の業務協力（旧三菱金属株）を開始 8月 単体転換施設安全審査準備開始（翌月に中断） 9月 混合転換技術開発開始 アンモニア共沈殿法の試験を開始 米及び西独の混合転換技術を調査 11月 米の混合転換技術（CO-PRECAL）の視察 12月 マイクロ波加熱法で良好な結果を得る	7月 JPDR 使用済燃料を受入 9月 ホット試験開始 11月 初のプルトニウム抽出
1978 (昭和53年)	2月 東海再処理改良保障措置技術試験（TASTEX）開始 9月 第1回日米再処理技術専門家会議	1月 混合転換方法を共沈法、流動床法、マイクロ波加熱法の3種類に絞る 6月 開発状況をDOEに報告 6月 混合転換試験設備の設備変更申請開始 12月 混合転換試験設備の据え付け開始 12月 混合転換施設への設計変更開始	2月 BWR 試験開始 5月 PWR 試験開始 8月 ホット試験中断
1979 (昭和54年)	1月 第2回日米再処理技術専門家会議 10月 第3回日米再処理技術専門家会議 10月 再処理運転の延長を合意（口上書交換）	4月 混合転換試験設備のウラン試験開始 7月 混合転換試験設備のホット試験開始 9月 混合転換施設の安全審査開始 10月 マイクロ波加熱直接脱硝法の開発を発表 12月 混合転換施設の安全審査終了	11月 ホット試験再開
1980 (昭和55年)	2月 INFCE終了 混合転換の核不拡散性が評価される 3月 Pu/U比に関する交渉（ワシントン）Pu/U=1で了解 7月 再処理運転の延長を合意（口上書交換）	2月 混合転換施設の詳細設計終了 6月 混合転換施設の設工認申請 7月 混合転換施設の建設を合意（口上書交換） 8月 混合転換施設の建設に着工（旧東芝株及び東洋エンジニアリング株）	2月 ホット試験終了

出所)細馬ら、マイクロ波加熱直接脱硝法による混合転換プロセスの実証 20 年の歩み—プルトニウム転換技術開発施設の運転経験と技術開発—、サイクル機構技法、No.24、2004

2) ガラス固化技術導入の経緯

日本の高レベル廃液ガラス固化技術は、LFCM 法(Liquid Fed Ceramic Melter、液体供給式直接通電型セラミックメルタ法)を採用しているが、主たるガラス固化体の製造プロセスとしては、LFCM 法に加え、AVM 法(Atelier de Vitrifaction de Marcoule、高周波加熱法)がある。AVM 法は、フランスやイギリスで実績がある。本項目では、日本で LFCM 法が導入された経緯について記載した^[2-21]。

まず、LFCM 法の導入理由については、AVM 法と比較して、プロセスが簡単であり、①寿命が長く堅牢であること、②プロセスの大型化が容易であること、③発生する廃棄物が少ないこと、④動燃からの TVF の知見が得られることが挙げられている^{[2-18][2-19]}。

日本における高レベル廃液ガラス固化技術開発は、1970 年代に現在の日本原子力研究開発機構（当時、動燃および原研）において、模擬した高レベル廃液を用いた研究が開始され、1992年には、東海再処理工場で発生した高レベル廃液をプラント規模でガラス固化していく実証施設として、ガラス固化技術開発施設(TVF: Tokai Vitrifaction Facility)が完成し、1995 年から運転を開始した。

TVF は LFCM 方式を採用しており、高レベル廃液をガラス原料(ガラスファイバーカートリッジ、直径約 70mm、高さ 70mm)にしみこませて溶融炉に供給する手法を採用している。その後、六ヶ所再処理工場にて商業用の高レベル廃液ガラス固化・貯蔵施設の建設が 2000 年から開始した。TVF から六ヶ所再処理工場への設計変更としては、炉の大きさの変更、廃液処理能力の増大($0.35\text{m}^3/\text{d}$ →約 70L/h)、ガラス原料の変更(ガラスファイバーカートリッジ→ガラスビーズ(直径 2mm))の 3 点が大きく挙げられる^[2-23]。2002 年より模擬廃液を用いた試験が実施され、2007 年から実際の高レベル放射性廃液を用いた試験(アクティブ試験)が実施された^{[2-21][2-22]}。アクティブ試験の実施において、白金族元素の沈降・堆積による流下性の低下、かくはん棒の曲がり、天井レンガの損傷などのトラブルを経験し、その後、日本原子力研究開発機構にある実規模モックアップ試験装置(KMOC)を用いた試験を通じて、2012年度に実施したアクティブ試験では安定した運転を可能としている。また、商業用ガラス溶融炉の設計寿命は5年であることから、ガラス溶融炉の更新時にはさらに性能の高いガラス固化技術を導入していくため、ガラス固化技術高度化に関する研究を行っている^[2-21]。一方、AVM 法の設計寿命はもともと3か月(2,000時間)であったが、技術的な検討がなされ、現在では7か月(5,000 時間)と改善されている^[2-24]。

以上が LFCM 法導入の経緯であるが、一部本技術に関して厳しい指摘もあり、LFCM 法を採用した明確な説明がなされておらず、未だ実用レベルに達しておらず、技術的な課題が多いとの指摘が 2004 年になされている^[2-25]。これについては、2007 年以降の日本原燃と日本原子力研究開発機構との精力的な研究活動によってより深い検討がなされてきたこと、さらに2013年に日本原燃がアクティブ試験を終了させたことなどから、現在技術的課題は解消されたものと考えられるが、過去に厳しい指摘があったことを明記しておく。

2.2.3 プルサーマル発電

プルサーマル発電に関する過去の経緯や変遷について、プルサーマル発電導入の経緯と Pu 貯蔵量に関する議論に分けて調査した。

(1) プルサーマル発電導入の経緯

はじめに、プルサーマル発電導入の経緯について述べる^{[2-26][2-27][2-28]}。日本では、高速増殖炉の実用化が遅れ、高速増殖炉運用の見通しがつきにくいこと、核不拡散の観点から余剰プルトニウムをなるべく持たないようにすべきであることの一方で、再処理によるプルトニウムが生じてきたことからプルサーマルの実施が計画された。具体的には、1997 年に政府の核燃料サイクルに関する決定でプルサーマル実施への方向性が決められた。これは、1997 年に IAEA に提出された「日本のプルトニウム利用計画」(英:Plutonium Utilization plan of Japan)^[2-29]にて、その中の「1. Nuclear Fuel Cycle and Plutonium Utilization」では、(1)核燃料サイクルの推進、(2)使用済燃料の再処理、(3)軽水炉での Pu 利用、(4)高速増殖炉が記載されており、(3)軽水炉での Pu 利用にて以下の記載がされたためである。

- －1999 年に MOX 利用をはじめ、まずは福島第一 3 号機と高浜 4 号機で開始する。
 - －2000 年代には、柏崎刈羽 3 号機、高浜 3 号機でプルサーマルを開始する。
 - －2010 年代には、16～18 基でプルサーマルを実施する。(このうち大間はフル MOX)
- 以上の記載があり、国際的に 1997 年に確約されたと考えられる。

次にプルサーマル発電の目的について述べる。古くから高速炉導入までの期間に Pu を有効活用しようとの資源有効利用の観点から軽水炉での利用検討が始まったが、その後、1990 年頃から Pu 利用の透明性確保が言及され始めた。その後、もんじゅ事故(1995 年)によって高速炉導入までの Pu の有効活用について議論することが難しくなり、①高速炉導入までの有効利用、②Pu 利用の透明性確保(＝余剰 Pu 削減)の 2 軸から①が消え、余剰 Pu 削減のみが残った形と言える。

プルトニウムの軽水炉利用は 1968 年頃から計画されており、その際の目的は、余剰 Pu の削減よりも、高速炉の実現まで備蓄するよりも軽水炉に使って有効に利用することがプルトニウム利用技術開発の主眼であった。また、核燃料サイクルの早期確立も企図していた。以下、原子力長期計画や原子力政策大綱でのプルサーマルの言及について^{[2-30][2-31]}、時系列で記載する。

- 昭和 42 年(1967 年):プルトニウム利用については、高速増殖炉用燃料としての利用が望ましいが、高速増殖炉の実用化までの期間が相当あることから、核燃料の有効利用のため、熱中性子用燃料としての利用(プルサーマル)が言及された。
- 昭和 47 年(1972 年):(前回と同じ位置づけ)「高速増殖炉の実用化までの間、急増するプルトニウムの備蓄に要する経費等を考慮すると、当分の間は、軽水炉燃料として役立て、これによりウランおよび濃縮ウランの所要量軽減をはかることが望ましい」と記載された。
- 昭和 53 年(1978 年):(前回と同じ位置づけ)「ウラン資源に乏しい我が国としては、その実用化までの間、プルトニウムを熱中性子炉にリサイクルすることにより、天然ウラン及び濃縮ウランの所要

量の軽減を図ることが重要な課題である。(中略)軽水炉へのプルトニウムリサイクルについての実証試験を進めるものとする。」と記載された。

- 昭和 57 年(1982 年):(前回と同じ位置づけ)「高速増殖炉に先立ってプルトニウムの早期利用を図っていくため、新型転換炉の開発及び軽水炉によるプルトニウム利用に関する開発を進めるものとする。(中略)今後、数集合体規模での技術的実証試験を経て実用規模での実証を 1990 年代中頃までに終了することを目標に民間が積極的に進めることを期待し、国はこれに必要な支援を行うものとする。」と記載された。
- 昭和 62 年(1987 年):(前回と同じ位置づけ)「将来の高速増殖炉時代に必要なプルトニウム利用に係る広範な技術体系の確立、長期的な核燃料サイクルの総合的な経済性の向上等を図っていくため、できる限り早期に軽水炉及び新型転換炉において一定規模でのプルトニウム利用を進める。このため、軽水炉によるプルトニウム利用については、着実に実証計画を進める。」と記載された。
- 平成 6 年(1994 年):(再処理の発生分との量的なバランスについて記載)「軽水炉での MOX 燃料利用は、再処理施設の規模等を勘案し、高速増殖炉の実用化までの間、適切な規模で経済的に行っていく必要があります。」と記載された。また、「2000 年から 2010 年の間に国内で回収されるプルトニウムは、六ヶ所再処理工場と東海再処理工場をあわせて約 35～45 トンとなり、これは、高速増殖炉、新型転換炉等の研究開発用に約 15～20 トン及び軽水炉 MOX 燃料用に約 20～25 トンが使用されます。(中略)核燃料リサイクル計画を円滑に進めるに当たっては適切なランニングストックは必要ですが、以上のように、我が国の今後の核燃料リサイクル計画に基づくプルトニウムの需給はバランスしており、余剰のプルトニウムは持たないとの原則に沿ったものとなっています。」と記載された。
- 平成 7 年(1995 年):もんじゅ事故が発生。
- 平成 12 年(2000 年):(利用目的の無い Pu は持たないことが強調)「利用目的のない余剰のプルトニウムを持たないとの従来からの原則を一層明らかにする観点からプルトニウム在庫に関する情報の管理と公開の充実を図るなどプルトニウム利用の徹底した透明化を進める。我が国では、海外再処理委託及び国内再処理工場で回収されるプルトニウムは、当面のところ、プルサーマル及び高速増殖炉等の研究開発において利用される。」と記載された。
- 原子力政策大綱(2005 年):「軽水炉による MOX 燃料利用(プルサーマル)」と項目が立てられ、「使用済燃料を再処理し、回収するプルトニウム、ウラン等を有効利用するという基本的方針を踏まえ、当面、プルサーマルを着実に推進する」と記載された。また、プルトニウムの蓄積について言及されており、軽水炉で燃焼させていくことが言及された。

(2) Pu 貯蔵量に関する議論

Pu 貯蔵に関する議論として、①国際的な核拡散への懸念、②日本の核燃料サイクル政策の不透明さと対外説明の不足の2点を主な要因として挙げることができる。以下、2点に分けて記載する。

1) (主にアメリカによる)国際的な核拡散への懸念^[2-37]

平和利用と軍事利用の垣根が低い原子力利用については、1946 年から、国連原子力委員会の初回会合で米国代表から国際管理案が提案されていたが、ソ連との対立もあり具体化に至らなかった。

1957 年の IAEA 設置後も、国際管理は現実化されず、その後も模索が続いた。

特に軍事転用が容易なことから問題視されてきた Pu に関して、2 つの大きな波があり、第一波はインド核実験後の 1970 年代末～80 年代初頭、第二波が冷戦終結後の Pu 余剰の懸念が発生した 1990 年代～2002 年のイラン核開発計画が暴露された 2000 年代初頭である。これら2波による国際管理の論争はいずれも実現されなかったが、1992年から協議を開始し、プルトニウム国際管理指針 (INFCIRC/549)^[2-29]が 1997 年に作成された。INFCIRC/549 は、分離プルトニウムを所有する 9 カ国による自主的な指針であり、主に透明性向上を目的とした在庫量の公表が中心であった。INFCIRC/549 では、在庫量削減については記述されていないものの、日本としては「日本のプルトニウム利用計画」において「The nuclear fuel cycle is promoted based on the principle that plutonium beyond the amount required to implement the program is not to be held, i.e. the principle of no surplus plutonium.」と記載しており、余剰プルトニウムを保持しないことを原則とすると述べている。

日本では 1994 年以降に原子力委員会が、「我が国のプルトニウム管理状況について」^[2-33]を公表しているが、2018 年には、原子力委員会から、「Pu 保有量の減少」と「現在の水準を超えることはない」と言及された「我が国におけるプルトニウム利用の基本的な考え方」が出された。この背景としては、再処理工場の稼働、もんじゅの廃止措置決定などもあり、「日本のプルトニウム利用計画」で記載していた、余剰プルトニウムを保持しないことの原則が破られることへの国際的な批判の高まりが考えられる。

また、米国としては、二国間の原子力協定の締結において、韓国、サウジアラビア、イランなどから日本を引き合いに出して、ウラン濃縮・再処理の権利を求められており、日本の再処理が国際的な核拡散への懸念につながる事が多いことから、様々な批判が学者等から出ている。特に 1988 年の日米原子力協定の交渉時には、米国議会には核不拡散を提唱する人たちの存在が大きく、米国のシンクタンクからも懸念する声明が出されている。

一方で、保障措置を担っている IAEA からは、統合保障措置対象国として日本の核不拡散への取り組みが 2004 年にエルバラダイ事務局長からも認められている。技術的には、核拡散の懸念がないことについて IAEA が証明済と言える。

2) 日本の核燃料サイクル政策の不透明さと対外説明の不足

1946 年当初から国際管理構想があり、連綿と議論されてきたことを上述したが、現在も継続して国際管理構想に関する議論がなされており、その論点の 1 つが日本のプルトニウムの取扱いとなっている。日本のプルトニウムの取扱いについては、再処理する時点において、2.2.2(3)1)U・Pu 混合脱硝技術にて詳述したように、核拡散抵抗性が高いことは言うまでもない。ただし、再処理事業に対する批判の声や、もんじゅの廃炉、プルサーマル可能な炉が限られている中での再処理工場の稼働による Pu 在庫の増加(予定)など、現状においてプルトニウム政策という観点から整合性が取れていないように捉えられてしまうのも事実である。これについては、使用済燃料再処理機構、電気事業者、日本原子力研究開発機構、経済産業大臣がプルトニウムバランスを管理しており、毎年度原子力委員会にプルトニウム利用計画に対する意見を求めている。令和 3 年 3 月、令和 4 年 3 月のいずれにおいても、原子力委員会からは利用計画がおおむね妥当であると結論づけられており、令和 5 年以降の利用計画については、不確定要素も多く、今後の情勢なども踏まえて、利用計画の見直しが必要となれば、見直すように指摘し

ている^{[2-34][2-35][2-36]}。

このような形でプルトニウム利用計画のチェック・レビュー機能を担保しているが、特に核不拡散に熱心に取り組んでいる米国では日本のプルトニウム利用計画に関する議論が行われており、核問題を扱う批判的な専門家から、「日本は国際的なウラン需給が万全かつ再処理は経済性に劣るというなか、なぜ再処理政策を進めるのか分からない」と国際シンポジウム^[2-32]で発表されることや、「本末転倒なプルトニウム政策」^[2-38]という論文が公表されている。

2.2.4 高速炉

(1) 我が国の政策における高速炉(高速増殖炉)の位置づけの変遷

高速炉に関する政策検討は 1956 年から「動力炉の主流として国産化する」という位置づけでスタートし、もんじゅナトリウム漏洩事故後の高速炉戦略検討(1997年)では「有力候補として研究開発を続ける」という位置づけへと変化した^{[2-16][2-39][2-40][2-41][2-42][2-43][2-44]}。

1956年 原子力開発利用長期計画

- 「我が国における将来の原子力の研究、開発および利用については、主として原子燃料資源の有効活用の面から見て、増殖型動力炉が我が国の国情に最も適合すると考えられるので、その国産に目標を置くものとする」
- 増殖型動力炉の国産化が最終目標とされた。日本原子力研究所はまず熱中性子型増殖炉の開発に着手した。高速増殖炉は液体ナトリウムの取り扱いや高濃縮ウラン、プルトニウムの入手困難など技術的、資源的課題があったためである。また、半均質炉の研究開発も行われたが、後に研究成果の評価が行われ、増殖炉よりも高温ガス炉の方向性が妥当として廃止された。

1964年 第三回原子力平和利用国際会議

- 当時、エネルギー資源事情に強い危惧が持たれていたことから、高速炉を含めて核燃料の有効利用を本格的に行い得る新型炉の開発の必要性が強調された。

1966年 原子力委員会「動力炉開発懇談会」

- 「動力炉開発の基本方針について」が策定され、「高速増殖炉及び新型転換炉の開発を国のプロジェクトとして取り上げ、官民の総力を挙げて可能な限り、自主的にその開発を推進する」ととされた。

1967年 原子力開発利用長期計画

- 「高速増殖炉は、核燃料問題を基本的に解決する炉型であり、将来の原子力発電の主流となるべきもの」とされ、「政府、学界、産業界等各界の総力を挙げてこれを推進する必要がある」ことから、「開発の責任体制を一元化するため、特殊法人として動力炉・核燃料開発事業団を設立し、その推進を図るものとする」とされた。
- 動力炉・核燃料開発事業団法が同年に国会で可決された際、「高速増殖炉等の開発は、長期的かつ画期的な国策であり、政府はこれに必要な資金および人材の確保のための強力な施策を講ずるとともに、努めてその自主的な開発を図るべきである」旨を含んだ付帯決議が、全党一致で可決され、動力炉・核燃料開発事業団が設立。原研の研究成果を引き継ぎ、実験炉常陽の建設に着手した。

以降、研究開発の進展、国際情勢から見た自主性の確保の必要性の高まり、エネルギー需給状況の

変化、経済性向上への課題等に応じて、長期計画改訂毎に、高速増殖炉の実用化の目標時期は見直されてきているが、「将来の原子力発電の主流とすべき」との位置付けは変わらなかった。この位置付けに変化が生じたのはもんじゅナトリウム漏洩事故後である。

1994年 原子力開発利用長期計画

- 高速増殖炉は「将来の原子力発電の主流にしていくべきもの」として2030年ごろの実用化を目標とする。

1995年 もんじゅナトリウム漏洩事故

1997年 高速増殖炉懇談会

- もんじゅ事故を受け、『もんじゅ』の扱いを含めた将来の高速増殖炉開発の在り方」の審議を目的として発足した。
- 「高速増殖炉を将来のエネルギー源の選択肢の有力候補として位置付ける」とトーンダウンし、実証炉以降の計画、実用化目標時期は白紙撤回された。

1999年 高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究(FS)

- 「高速増殖炉の適切な実用化像とそこに至るまでの研究開発計画を2015年頃に提示する」ことを目的にサイクル機構、電気事業者、電中研、原研等の体制で開始された。
- 高速増殖炉サイクルの炉概念や燃料サイクル技術の比較検討を実施した。その結果、酸化物燃料を用いた「ナトリウム冷却炉、先進湿式再処理及び簡素化ペレット法燃料製造の組み合わせ概念」を今後重点的に開発すべきと評価した。

2005年 原子力政策大綱

- 「将来における核燃料サイクルの有力な選択肢」という位置づけ。
- 「2050年頃からの商業ベースでの導入を目指す」と実用化目標時期が復活した。

2006年 原子力立国計画

- 2005年の原子力政策大綱実現のための具体策として資源エネルギー庁がとりまとめたものである。
- 高速増殖炉実証炉および関連サイクル施設の2025年頃までの実現を掲げた。

2006年 文部科学省「高速増殖炉サイクルの研究開発方針について」

- FSや原子力政策大綱を踏まえ、2015年頃までの研究開発計画が文科省により取りまとめられた。
- 高速増殖炉実証炉及び核燃料サイクル実証施設、高速増殖炉サイクル実用施設について、開

発目標・設計要求を満足する概念設計を得る事を 2015 年までの研究開発の目標とした。

2016年 もんじゅ廃炉決定

- 装置落下事故、点検漏れ等のトラブルが続くもんじゅの運営体制を問題視した規制委員会が代わりの運用体制を求める勧告を発出。
- 文科省は原子力機構のもんじゅ部門に電力会社を加えた新体制を検討したが、電力自由化や新規制基準対応に起因する電力会社の経営体力低下の観点から新体制構築を取りやめ、もんじゅ廃止を決定した。

2018年 戦略ロードマップ

- 有識者へのヒアリングやこれまでの高速炉開発の技術検討結果、第 5 次エネルギー基本計画を踏まえた議論が行われ、高速炉の研究を継続し、21世紀半ばまでの実用化を目指す(正確には「運転開始されることが期待される」)方針が決定された。
- 「①資源の有効利用、②高レベル放射性廃棄物の減容、③有害度低減」という高速炉開発の意義が改めて示される。
- さらに、「高速炉開発を巡っては様々な環境変化があり、不確実性が高まり、柔軟性がこれまで以上に重要」という文言が追加された。

(2) FS フェーズⅡの概要^[2-45]

1999 年 7 月から 2006 年 3 月にかけて、FBR サイクルの将来の基幹電源としての適切な実用化像とそこに至るための研究開発計画を提示する目的で、また、これまでに蓄積された実証炉設計に関する知見や、「常陽」、「もんじゅ」の建設・運転経験などの有効活用を図るべく、原子力機構と日本原子力発電を主とするオールジャパン体制において「FBR サイクルの実用化戦略調査研究(以下、「FS」という。)が実施された。

FS は段階を 2 つに分けて実施された。フェーズⅠ(1999～2000 年度)は、革新技術を採用した幅広い技術的選択肢の検討評価を行い、有望な実用化候補概念を抽出する段階である。フェーズⅡ(2001～2005 年度)は、これに続き工学的試験等を踏まえて、複数の実用化候補概念の絞り込みを行って、実用化に向けて今後開発すべき技術に対する研究テーマを特定する段階である。

フェーズⅡ研究では、以下が行われた。

- ・ フェーズⅠ研究で抽出した高速増殖炉、再処理及び燃料製造の各候補概念について、成立性に係る要素試験研究や解析を実施
- ・ それらの成果を踏まえたシステムの設計検討
- ・ 各概念が有する能力を最大限に引き出すことが可能な高速増殖炉システム及び燃料サイクルシステム概念を構築
- ・ 高速増殖炉サイクルの技術体系整備に向けた 2015 年頃までの研究開発計画と、それ以降の進め方に関する課題について取りまとめ

本研究では、5 つの開発目標(①安全性、②経済性、③環境負荷低減性、④資源有効利用性及び⑤核拡散抵抗性)と、それらを具体化した設計要求を設定し、これに適合するよう高速増殖炉システム及び燃料サイクルシステムの概念検討を進められた。

候補概念に関する技術総括の結果から、『酸化物燃料を用いた「ナトリウム冷却炉、先進湿式法再処理及び簡素化ペレット法燃料製造の組合せ概念」は、開発目標への適合可能性が最も高く、これまでの開発実績及び今度の国際協力の可能性から技術的実現性も高く、総合的に最も優れた概念であると考えられる』としている。また、『高速増殖炉サイクルの実用化に向けた今後の研究開発においては、限られた研究開発資源の効率的な活用の観点から、この組合せを今後重点的に開発していく主概念として選定することが望ましい』としている。

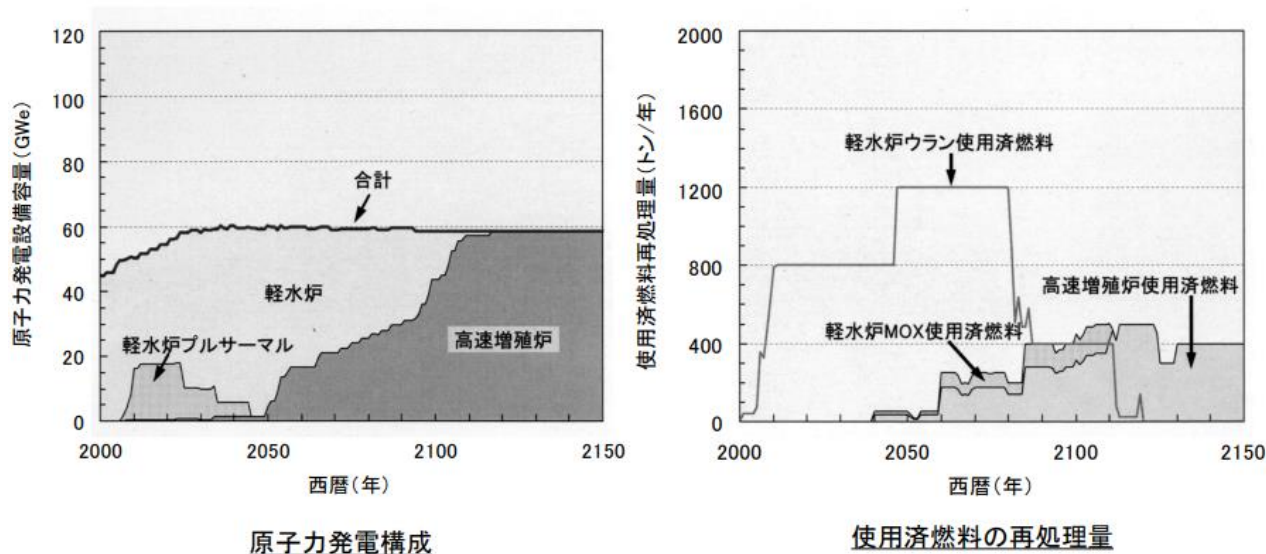


図-Ⅱ-4 高速増殖炉導入シナリオの原子力発電構成及び使用済燃料の再処理量

図 2-2 検討の前提とされたシナリオ

表-Ⅰ-28 高速増殖炉サイクルの技術総括結果

対象概念			開発目標への適合可能性				
	FBRシステム	燃料サイクルシステム	安全性	経済性 (将来軽水炉の発電原価以下)	環境負荷低減性 (放射性廃棄物・潜在的有害度(1000年後)の低減、軽水炉からのMA受け入れ能力)	資源有効利用性 (LWRからFBRへの移行完了までの天然ウラン累積需要量)	核拡散抵抗性
(a)	Na冷却炉 (MOX燃料)	先進湿式法 + 簡素化ペレット法	設計基準事象に対する安全性及び設計基準事象を超える事象に対する安全性を確保できる見通し。	約60% (注1)	・高レベル廃棄物発生量 1.0 (相対値) (注2) ・低レベル廃棄物発生量 1.0 (相対値) (注2) ・潜在的有害度(1000年後) 1.0 (相対値) (注2) ・軽水炉からのMAの受け入れが可能	天然ウラン在来型資源量の約5%	低除染TRU燃料サイクル U、Pu、Npの共回収
(b)	Na冷却炉 (金属燃料)	金属電解法 + 射出鋳造法	設計基準事象に対する安全性及び設計基準事象を超える事象に対する安全性を確保できる見通し。	約70% (注1)	・高レベル廃棄物発生量 1.7 (相対値) (注2) ・低レベル廃棄物発生量 1.0 (相対値) (注2) ・潜在的有害度(1000年後) 2.1 (相対値) (注2) ・軽水炉からのMAの受け入れが可能	天然ウラン在来型資源量の約5%	低除染TRU燃料サイクル U、TRUの共回収
(c)	He冷却炉 (窒化物被覆粒子燃料)	先進湿式法 + 被覆粒子燃料製造法	設計基準事象に対する安全性及び設計基準事象を超える事象に対する安全性を確保できる見通し。	約70% (注1)	・高レベル廃棄物発生量 0.9 (相対値) (注2) ・低レベル廃棄物発生量 2.1 (相対値) (注2) ・潜在的有害度(1000年後) 1.4 (相対値) (注2) ・軽水炉からのMAの受け入れが可能	天然ウラン在来型資源量の約6%	低除染TRU燃料サイクル U、Pu、Npの共回収

注(1): 将来軽水炉の発電原価に対する%を示す。(資源型炉心) 注(2): (a)の廃棄物発生量及び潜在的有害度を1とした場合の相対値を示す。

図 2-3 検討された主概念と副概念

(3) 五者協議会の概要

五者協議会は、2006 年 7 月に、高速増殖炉(FBR)サイクルの研究開発段階から実証・実用化段階への移行にあたっての課題を検討し、関係者間での共有を図るために設置された会議である^[2-46]。構成メンバーは、文部科学省、経済産業省、電気事業連合会、日本電機工業会および日本原子力研究開発機構の五者である。実用化戦略調査研究(FS)の終了を待たずに、研究開発側と導入者側とで円滑な移行に向けた協議を開始するニーズもあった。

具体的なメンバーは以下の通り。

- 経済産業省 資源エネルギー庁電力・ガス事業部長
- 文部科学省 大臣官房審議官(研究開発局担当)
- 電気事業連合会 原子力開発対策委員会委員長
- (社)日本電機工業会 原子力政策委員会委員長
- (独)日本原子力研究開発機構 副理事長

協議会の議論は非公開であり、庶務は資源エネルギー庁原子力政策課が実施した。必要に応じ、トップレベルの会合も実施しており、トップレベル会合のメンバーは以下の通りである。

- 資源エネルギー庁長官
- 文部科学省研究開発局長
- 電気事業連合会会長
- (社)日本電機工業会会長
- 日本原子力研究開発機構理事長

2006 年 7 月時点での本協議会における検討事項を以下に箇条書きにて記す。^[2-46]

- 1). FS に対するユーザー側の要求事項
 - (ア) 実証段階への移行の条件
 - (イ) ユーザー側から研究開発側に求める成果
- 2). 軽水炉から高速増殖炉へのサイクル側(再処理、燃料)の移行シナリオ
 - (ア) 第二再処理工場における再処理法のあり方
 - (イ) 第二再処理工場における商用ベースでの再処理実現に必要な準備
 - (ウ) MA を含む燃料の商用ベースでの製造実現に必要な準備
- 3). 国際協力のあり方
 - (ア) 世界の技術動向と、我が国技術が国際標準を獲得するための戦略
 - (イ) 実証施設について、各国間で分担の議論になった場合のスタンス(どの施設を日本に設置する必要があり、どの施設は海外でよいのか)
 - (ウ) 実証施設の分担に関する議論の調整を、誰がどのように行うか
- 4). 開発スケジュールと実証ステップのあり方
 - (ア) 実証炉を導入するまでの想定されるスケジュール
 - (イ) 実証ステップのあり方
- 5). 予算のフレームワーク

6). 1)～5)の議論の取りまとめ後に実証体制と費用分担

2006 年 7 月以降の動向として、①高速増殖炉サイクル実証プロセス研究会の設置、②研究会からの「核燃料サイクル分野の今後の展開について【技術的論点整理】」の発表、③五者協議会合意文書の発行の 3 点が大きく上げられ、以下にそれぞれ記載する。

① 高速増殖炉サイクル実証プロセス研究会の設置

本研究会は、2006 年 8 月に設置され、五者に学識経験者を加え高速で進められた。炉分野、燃料サイクル分野の順で検討を進めることとし、まず炉分野について 7 回の検討を実施した。2007 年 3 月に「高速増殖炉に関する中間の論点整理」^[2-47]を取りまとめた。今後は第二再処理工場を含む燃料サイクル側の検討に入ることとし、その内容と進め方を整理した^[2-48]。

第二再処理工場に関する検討は、「原子力政策大綱」において 2010 年ごろからその検討を開始することとされており、以下の 4 つの項目について 2007 年 8 月までに検討することを発表。

1. 第二再処理工場に係る関係者間の認識の共有のため以下を検討^[2-49]

(ア) 軽水炉サイクルから FBR サイクルへの移行期における核燃料サイクル諸量評価

(イ) 第二再処理工場で再処理対象とする使用済燃料(UO₂ 燃料、MOX 燃料、FBR 燃料)の再処理からの回収物(回収 U、回収 Pu、MA)の活用

(ウ) 第二再処理工場のバリエーション(同一設備での FBR・軽水炉燃料の処理、多数設備の共用、別設備で処理など)

(エ) 国際協力も含めた研究開発ステップ

2. 現時点から各組織が開始すべき研究開発の内容を整理・検討

3. 第二再処理工場の円滑な商業化を睨んだ研究開発の進め方

4. 東海再処理工場や六ヶ所再処理工場で培った、第二再処理工場の建設に必要なノウハウや技術の承継・発展方策

② 核燃料サイクル分野の今後の展開について【技術的論点整理】の発表

2009 年 7 月に高速増殖炉サイクル実証プロセス研究会より「核燃料サイクル分野の今後の展開について【技術的論点整理】」が発表された。以下再処理に関する事項を抜粋した^{[2-50][2-51]}。

● 以下複数のケースにおいて、再処理需要を計算した。

1. 2050 年以降のリプレース全基を FBR とした場合

(ア) 軽水炉再処理需要(MOX 使用済燃料を含む):2047 年から1200tHM/年程度

(イ) FBR 再処理需要:2060 年に 200tHM/年、その後 2080 年に 100tHM/年程度増加し、最大は600tHM/年程度。

2. 2050 年以降のリプレースについて、各電力会社が FBR1基とし、その後10年間は軽水炉で代替し、ゆるやかに FBR へ移行した場合

(ア) 軽水炉再処理需要(MOX 使用済燃料を含む):ケース①と同じ。

(イ) FBR 再処理需要:2060 年に 100tHM/年、その後 2080 年に 100tHM/年程度増加し、最大は 500tHM/年程度。

- 第二再処理工場のプロセス選定は将来の社会環境の変化に対する柔軟性を保ちつつ、当面は技術的成立性や不確かな未来への柔軟性が重要。
- 「軽水炉から FBR への移行期」には、長期にわたり軽水炉と FBR が共存する可能性もあり、軽水炉再処理と FBR 再処理のプラント共用化の重要性、軽水炉・FBR 再処理の単一プラントが合理性を持ち得る可能性がある。
- 2010 年頃までに、再処理プロセスプロファイルの欠落情報、不確かな情報の調査・整備が必要。
- 2010 年頃までに、MA 回収・リサイクルについて、低除染プロセスの合理性と併せた経済性評価が必要。
- 2010 年頃までに、FBR・プルサーマル共存サイクルの炉およびサイクル全体の経済性評価が必要。
- 再処理プロセス選定や研究開発のための、マイルストーンとアクションプログラムおよび研究開発のホールドポイントと解除条件を含む研究開発ロードマップの作成が必要。

③ 五者協議会合意文書の発行

2009 年 7 月、2010 年 7 月にそれぞれ五者協議会合意文書^[2-52]が発行され、それぞれの内容について、図 2-4 および図 2-5 に示す。2009 年 7 月に合意された内容においては、体制の整備や技術移転、研究開発の方向性などが示された一方、2010 年 7 月においては、2025 年の実証炉、2050 年の実用炉の実現を目指し、2015 年もマイルストーンに据えて、時間軸を含めて具体化すべき事項を記載している。



五者協議会合意文書(2009年7月)

- ◆ 五者連名の「高速増殖炉実証炉・サイクルの研究開発の進め方について」を合意(2009年7月9日)
 - 関係五者が応分の役割を果たすためのアクションプラン

【プロジェクトマネジメント体制の強化】

- 原子力機構は、高速増殖炉の研究開発計画等に三菱重工／電気事業者の意見や考えを反映できる体制の整備、高速増殖炉関連プロジェクト全体を俯瞰して戦略的にマネジメントを行う体制を整備(2009年9月、2010年4月の2段階)

【高速増殖炉の技術移転】

- 国、原子力機構、三菱重工、電気事業者は、技術移転を円滑に行うため、長期にわたる開発の進捗に応じた適切な体制を検討し、技術的やノウハウを有する人材を適切に移転・配置する基本的な見通しを共有(2009年10月)

【燃料サイクルの研究開発】

- FaCTにおいても、LF移行を念頭におきつつ燃料サイクル技術に係わる研究開発を進める
- 原子力機構が中核となって、原子力委員会の第二再処理工場の検討に必要な情報を提供する調査・検討を実施。関係者が、第二再処理工場実現に向けた研究開発の在り方・進め方、事業の在り方、役割分担等の検討を継続
- 関係者が、実証炉燃料製造に関わる研究開発、製造施設の整備等の進め方、関係者の役割分担の在り方等を整理すべく、検討を開始

【もんじゅ】

- 運転再開後は、原子力機構は、成果を速やかに高速増殖炉研究開発に反映するとともに、メーカ、電気事業者と密接に連携

Fast Reactor Cycle Technology Development Project

31

図 2-4 五者協議会合意文書(2009 年 7 月)

出所) 日本原子力研究開発機構次世代原子力システム研究開発部門、FS および FaCT の経緯・概要—プロジェクト管理の観点から—、2011 年 1 月 18 日^[2-52]

五者協議会合意文書(2010年7月)

◆ 五者連名の「高速増殖炉サイクルの早期実用化に向けた取り組みについて」を合意(2010年7月2日)

1. 2025年実証炉、2050年前の実用炉の実現を目指して着実に研究開発を推進。
2. 関係五者が、それぞれ更に一歩ずつ前に踏み出して、研究開発を着実に進める努力が必要。他方、代替技術も含めた研究開発課題の優先順位付けや絞り込み等を早期に行い、一層効率的に研究開発を進めることが重要。
3. 炉システムについては、2015年の実用化像の提示に向けて着実に研究開発を進める。2025年の実証炉運転開始を踏まえると、2015年より前の段階からサイト選定や安全審査等の準備を行う必要があり、国、原子力機構、電気事業者は協力して対応すべく、適切な対応のあり方について本年度中に検討する。
4. 燃料サイクルについては、軽水炉から高速増殖炉への移行期を念頭に、段階を踏んだ開発を進める。
 - 燃料製造については、第1ステップでは実証炉燃料を高除染燃料として経済性向上技術の成果を反映した製造プロセスで量産し、第2ステップで低除染MA含有燃料製造プロセスを実現し、適切な時期から実証炉の取替燃料として装荷することを目指す。
 - 再処理技術については、再処理技術全体の研究開発について本年度中に策定するとともに、2015年に再処理技術の実用化像を提示する。
5. 仏米との国際共同開発の可能性も含め、具体的な国際協力のあり方を本年度中に検討して、関係五者で共有する。
6. 強化・整備した体制の下、着実にプロジェクトを進める。
7. 実証炉建設・運転、実証炉燃料製造、技術開発等に関する役割分担を本年度中に検討して、関係五者で共有する。
8. 「もんじゅ」の試運転再開を踏まえ、実証炉開発に反映すべき「もんじゅ」の具体的成果、反映に向けての具体的スケジュールを本年度中に明確にする。

Fast Reactor Cycle Technology Development Project

32

図 2-5 五者協議会合意文書(2010年7月)

出所) 日本原子力研究開発機構次世代原子力システム研究開発部門、FS および FaCT の経緯・概要—プロジェクト管理の観点から—、2011年1月18日^[2-52]

(4) FaCT フェーズ1の概要

原子力政策大綱(2005年10月)において、「高速増殖炉サイクルの適切な実用化像と2050年頃からの商業ベースでの導入に至るまでの段階的な研究計画について、2015年頃から国として検討を行う」とこととされていた。FaCT プロジェクトの目的は、この検討において必要となる科学技術的な知見を提供することであった。

原子力機構では、FSの開発当初から、世界に先駆けて将来の電源としてのFBRサイクルに求められる開発目標と設計要求を明確に掲げ、FBRサイクルの研究開発を進めてきていた。

2006年度からFaCTプロジェクトの段階に移行するにあたっては、FSの研究成果を踏まえるとともに、文部科学省の研究開発方針や原子力委員会が示した将来のエネルギー市場において他のエネルギー供給技術と比較して優位性を有するための性能目標等を受け、高速増殖炉サイクルの主概念を対象としたFaCTプロジェクトの開発目標と設計要求を再設定した。



FBRサイクルの研究開発計画 (FaCT開始時)

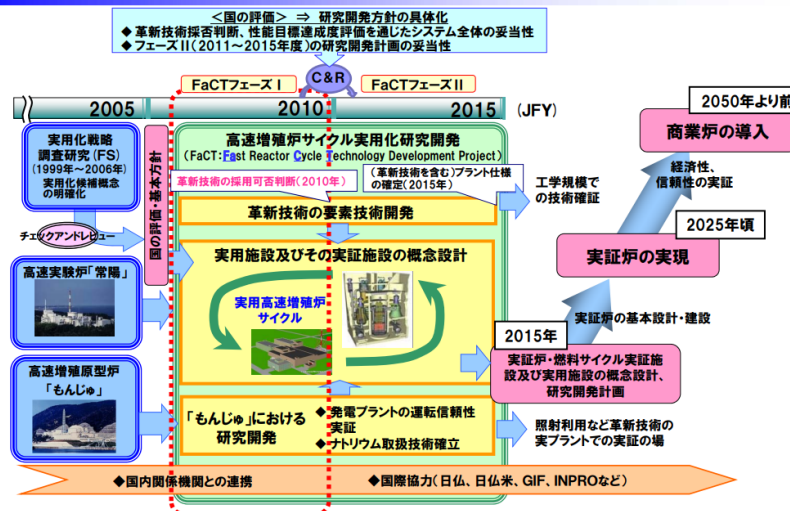


図 2-6 FaCT プロジェクトの位置づけ

FaCT フェーズ I において検討された結果の内、特に「廃棄物管理性」の観点で評価された「要求設計」、「2010 年度達成度評価内容」、「評価結果の概要」を図 2-7 から図 2-10 に示す。

表 5.2-3 達成度評価結果の概要(廃棄物管理性)(1/4)

	設計要求	2010 年達成度評価内容	評価結果の概要	備 考
炉	WM-1.1 【処理概念別の発生量の低減】 ・高レベル廃棄物：0.2 ・TRU 廃棄物（地層処分）：0.5 ・余裕深度処分廃棄物：0.5 ・浅地中ビット、トレンチ処分 廃棄物：0.5 （数値は将来の LWR 再処理サ イクルを基準とした発電量あた りの発生量の比率） WM-2.1 【廃棄物の形態と性状の把握、 可操作性、安全性の向上】 WM-3.1 【MA 燃料関連】 （炉システム） ・MA 含有量：1～5%程度	FS II 評価結果に基づき、 操作時及び廃止時廃棄物 発生量を評価する。 形態、性状、均質性につ いては、処理処分方法に 係る定性的な評価を行う。 廃棄物中の化学物質につ いては、軽水炉からの排 出がない化学物質につ いて定性的な評価を行う。 MA 含有率 1～5%を設計 条件として捉え、評価を実 施する。	FS フェーズ II で評価した時点から大きな設計変更が行われていないこ とから、FS フェーズ II の評価結果に基づき評価を行った。 ナトリウムを除いた場合の低レベル廃棄物量については、廃止時に発 生する廃棄物について、現行軽水炉と比べ、出力換算した合計ではほ ぼ同等、余裕深度処分廃棄物（高 B・γ 廃棄物）は 2 倍以上となった。 今後も高 B・γ 廃棄物の低減の可能性について検討を行う。 廃棄物については区分毎に処分するので処分形態から外れるものはない。 なお、廃止時のナトリウムの安定化処理・処分等については、海 外、国内で実績があり、質の観点で問題にはならないと判断する。 MA 含有量 1～5%程度の範囲の燃料組成に対して、炉心設計の成立性 を確認した。	原子力委員会の性能目標 「軽水炉と高速炉の共 生」にも関連

図 2-7 達成度評価結果の概要(廃棄物管理性)(1/4)

表 5.2-3 達成度評価結果の概要(廃棄物管理性)(2/4)

	設計要求	2010 年達成度評価内容	評価結果の概要	備 考
再処理	WM 1.1 【処分概念別の発生量の低減】 ・高レベル廃棄物：0.2 ・TRU 廃棄物（地層処分）：0.5 ・余裕深度分廃棄物：0.5 ・浅地中ビット、トレンチ処分廃棄物：0.5 (数値は将来の LWR 再処理サイクルを基準とした発電量あたりの発生量の比率) WM 2.1 【廃棄物の形態と性状の把握、可操作性、安全性の向上】	操業時及び廃止措置時の廃棄物発生量の概略評価 化学物質の定性評価（廃棄物中の主要な化学物質を特定） 廃棄物に関して HLW 及び LLW 中の主要各種の組成評価	《操業時の廃棄物》 ○高レベル廃棄物：0.53（不溶解残渣は TRU） ○TRU 廃棄物（地層処分）：2.83 ○余裕深度分廃棄物：0.21 ○浅地中ビット、トレンチ処分廃棄物：0.26 高レベル廃棄物、TRU 廃棄物（地層処分）は要求値を達成できない。 《廃止措置時の廃棄物》 ○TRU 廃棄物、高 8γ：約 1,700t ○低レベル、極低レベル：約 5,200t ○クリアランスレベル以下、非放射性廃棄物：約 410,000t 通常の再処理に使用するプロセス上の有害な化学物質は、分解処理するため、主要な化学物質としては廃棄物には含まれない。 放射能収支設計は実施せず、仮定を設けてガラス固化体、TRU 廃棄物（地層処分）、余裕深度分廃棄物及び浅地中ビット、トレンチ処分廃棄物への移行率を試算した。	定常的に発生するものは設計ベースで積算。非常のもの、雑固体等は過去の報告例から仮定に基づき試算。六ヶ所再処理施設と比較した値。 施設全体の設計は終了していない。過去の設計例（FS Phase II）の値で代用。 雑固体、建築材、除染剤、分析試薬などは検討の対象外。
	WM 3.1 【MA 燃焼と回収率】 U：99.9%以上 TRU：99.9%以上	U、TRU の回収率評価	入量計量以降の分離工程（晶析～MA 回収工程まで）の範囲のみに限定して評価を実施した。TRU については達成できていない。 U、Pu：99.9%以上、Am、Cm：95%、TRU：99.68% 崩壊熱が 4kW/体（MA 含有率 5%に相当）までの使用済燃料集合体を想定した設備設計を行い、取り扱えることを確認した。	各元素の回収率は最も良い試験データによる値。 TRU の回収率は増殖比 1.1 の場合の組成を元に計算。
燃料製造	WM 1.1 【処分概念別の発生量の低減】	操業時及び廃止措置時の廃棄物発生量の概略評価	廃止時の廃棄物については、保守エリアが分散した結果、FS フェーズ II に比べて大幅な増加となり、地層処分型低レベル廃棄物が約 2,500t、浅地中ビット処分型廃棄物が約 2,100t となった。	
	WM 2.1 【廃棄物の形態と性状の把握、可操作性、安全性の向上】 WM 3.1 【MA 燃焼と回収率】 ・燃料製造施設においても、MA 含有率 1～5%の発熱を考慮した燃料製造に対応できること。	特になし。 既存施設の実績等に基づいて、廃棄物への移行率を推定する。	東海転換施設における Pu の物質収支実績及びベルゴニュークリアの MOX 加工施設の実績から、廃棄物からの回収を行うことで燃料製造工程全体を通じて移行率 0.1%未満は達成可能と考えられる。 最大 20W/kgHM の発熱に対して、溶液、粉末、ペレット、燃料要素バンドル、燃料集合体の各形態において冷却可能であることを確認した。	

図 2-8 達成度評価結果の概要(廃棄物管理性)(2/4)

表 5.2-3 達成度評価結果の概要(廃棄物管理性)(3/4)

	設計要求	2010 年達成度評価内容	評価結果の概要	備 考
FBR サイクル全体	WM 1.1 【処理概念別の発生量の低減】 ・高レベル廃棄物：0.2 ・TRU 廃棄物（地層処分）：0.5 ・余裕深度処分廃棄物：0.5 ・浅地中ビット、トレンチ処分廃棄物：0.5 (数値は将来の LWR 再処理サイクルを基準とした発電量あたりの発生量の比率)	FBR サイクルからの発生廃棄物量と LWR からの発生廃棄物量を評価。 LWR サイクル全体からの放出量を評価。処分場面積の低減の見通しを提示（高レベル廃棄物を中心）	FBR サイクルから発生する高レベル廃棄物量は、約 $3 \times 10^{10} \text{m}^3/\text{kWh}$ となった。FaCT の設計要求である将来の軽水炉サイクル（PWR を想定）の 1/5 よりは多くなるものの、発生量は半分近くまで低減できるという結果となった。 低レベル廃棄物に関しても全体の総量では、将来の軽水炉サイクルの試算結果を下回る結果が得られた。なお、処分概念別の評価結果は、地層処分型低レベル廃棄物が約 $3 \times 10^8 \text{m}^3/\text{kWh}$ 、余裕深度処分型低レベル廃棄物が約 $2 \times 10^8 \text{m}^3/\text{kWh}$ 、浅地中コンクリートビット処分型低レベル廃棄物が約 $1 \times 10^8 \text{m}^3/\text{kWh}$ 、浅地中トレンチ処分型低レベル廃棄物が約 $7 \times 10^8 \text{m}^3/\text{kWh}$ となった。 リファレンスケースを対象として、高レベル放射性廃棄物を製造後 50 年間冷却後に処分した時の処分場の面積について、熱解析等を基に評価した。その結果、処分坑道の離間距離は約 15m となり、処分場の専有面積は約 $9 \times 10^8 \text{m}^2/\text{kWh}$ となった。一方、将来 LWR サイクルからの高レベル廃棄物の処分坑道の離間距離は約 11m であり、処分場の専有面積は約 $1 \times 10^7 \text{m}^2/\text{kWh}$ と試算されたため、FBR サイクルからの高レベル廃棄物の専有面積は単位発電量当たりでは同等かやや低減する傾向にある。	
	WM 2.1 【廃棄物の形態と性状の把握、可操作性、安全性の向上】 処分場の安全性を検討する上では $10 \mu\text{Sv/}$ （サイト・年）を目安とする	安全性の向上の見通しを提示（高レベル廃棄物を中心）	最大の実効線量率は約 80 万年後に ^{135}Cs が支配的に与える約 $2 \times 10^{-2} \mu\text{Sv/}$ （サイト・年）（約 $1 \times 10^{-2} \text{Sv/}$ （y・kWh）に相当）となり、将来の軽水炉サイクルの試算結果よりは大きくなったものの、設計要求における目安とした線量率 $10 \mu\text{Sv/}$ （サイト・年）からはかなり余裕がある結果が得られた。	
	WM 3.1 【MA 燃焼と回収率】 ・U：99.9%以上 ・TRU：99.9%以上（TRU は Pu、Np、Am、Cm の総和として考える） 【MA 燃焼関連】 （炉システム） ・MA 含有量：1～5%程度	高レベル廃棄物を対象に潜在的有害度の評価を実施する。	FBR サイクルからの高レベル放射性廃棄物の放射性物質の潜在的有害度を処分後 1,000 年の時点で評価した結果、約 $1 \times 10^6 \text{Sv/}$ 体であり、発電量当たりでは約 $2 \times 10^{-3} \text{Sv/kWh}$ 程度と評価した。処分から 1,000 年後の高レベル放射性廃棄物の潜在的有害度は、アクチニドリサイクルの有無によって大きく変化することが確認された。	

図 2-9 達成度評価結果の概要(廃棄物管理性)(3/4)

表 5.2-3 達成度評価結果の概要(廃棄物管理性)(4/4)

原子力委が提示した性能目標	評価結果
気体、液体及び固体状放射性廃棄物（高レベル放射性廃棄物を含む）の発生量が軽水炉技術のそれを超えないようにするべきである。 この場合、これが技術進歩により変化していくこと、高レベル放射性廃棄物にはマイナーアクチニドが含まれないようにすることがその処分場の大きさを小さくすることに効果的であることに配慮するべきである。	現段階の設計検討の深みを考慮して、全ての形態、全てのレベルの放射性廃棄物の発生量を詳細に評価するよりも、概略評価を行って今後の設計検討の基本的な方向性を見出すことを重視した評価を実施し、以下の（１）～（３）から、気体、液体及び固体状放射性廃棄物の発生量が軽水炉技術のそれを超えないと評価した。 （１）環境保全性の評価結果から気体状放射性廃棄物に関しては、将来の軽水炉サイクルと同等程度の約 $1 \times 10^6 \text{Bq/kWh}$ と評価した。 （２）環境保全性の評価結果から液体状放射性廃棄物に関しては、将来の軽水炉サイクルと同等程度の約 $5 \times 10^4 \text{Bq/kWh}$ と評価した。 （３）廃棄物管理性の評価結果から固体状放射性廃棄物の発生量に関しては、高レベル放射性廃棄物は約 $3 \times 10^{10} \text{m}^3/\text{kWh}$ 及び低レベル放射性廃棄物は約 $2 \times 10^8 \text{m}^3/\text{kWh}$ と評価し、それぞれ将来の軽水炉サイクルと同等あるいはそれ以下と評価した。 マイナーアクチニド（MA）のリサイクル（FBR 装荷時点の含有率は最大 5%程度）を前提として、要素技術開発や施設設計を行っている。MA リサイクルの意義を踏まえ、総合的な成立性等に関して環境影響（FaCT では廃棄物管理性）の中で評価している。炉心成立性、回収率、発熱対策等の観点から炉心、再処理施設、燃料製造施設、燃料の貯蔵や輸送の検討を実施し、大きな課題がないことを確認した。 以上より、原子力委員会の性能目標は達成しているものと判断した。 （課題）処分形態別に放射性廃棄物を細分化したとき、地層処分相当の低レベル廃棄物等、軽水炉サイクルよりも発生量が多いものもあった。これに対しては、原子炉と燃料サイクル施設双方を考慮した上で、これらの廃棄物発生量低減の可能性に配慮しつつ設計検討を進めていく。また、MA リサイクルは比較的長期の開発を必要とするため、着実に技術開発を進める必要がある。 フェーズⅠでは、「U、TRU 回収率が 99.9%」、「高レベル廃棄物の発生量が軽水炉サイクルの 5 分の 1」、「低レベル廃棄物の発生量が（処分形態別に）軽水炉サイクルの 2 分の 1」について高い努力目標を要求したが、今後は FBR サイクルの特性を考慮して設定する必要がある。また、現状の技術レベルと技術開発に要する期間を考慮して段階的な目標を設定する必要がある。

図 2-10 達成度評価結果の概要(廃棄物管理性)(4/4)

フェーズⅠ（概念検討）の終了後、評価を経て、フェーズⅡ（概念設計、最適化検討）が実施される予定であった（図 2-11）が、東日本大震災（およびそれに伴う福島第一原子力発電所の事故）の発生を契機に、その後の検討は実行されていない。

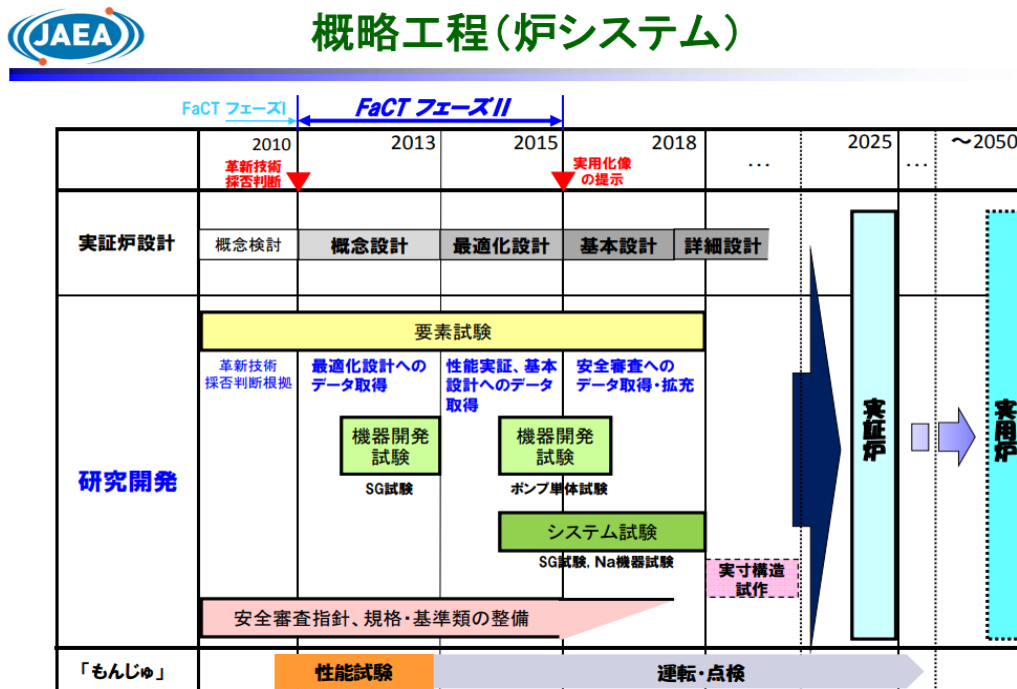


図 2-11 FaCT フェーズⅠおよびフェーズⅡ、その後の計画(当時)

2.2.5 政策

(1) 導入初期

我が国の原子力導入時期における核燃料サイクルは、下記のような議論が行われてきた。

1950 年代

- 時代背景：^[2-16]

- 天然資源全般の自給自足の必要性の認識、ウラン燃料の厳しい貿易統制、当時の我が国の慢性的な貿易赤字から外貨節約・獲得を目指す産業政策などが注目される。
- 1956 年には原子力委員会発足のほか、科学技術庁原子力局が設置され、国内の原子力の計画的な開発・利用が始まった。
- 原子力委員会により「核物質の自給自足の達成」が最終目標と定められた。このなかで、日本原子力研究所や原子燃料公社の業務が規定された。

- 参考

- 原子力委員会 原子力開発利用長期基本計画(1956 年) (a)原子燃料供給計画 (イ)基本的な考え方^[2-30]

原子燃料については、極力国内における自給態勢を確立するものとする。このため、国内資源の探査および開発を積極的に行い、あわせて民間における探査および開発を奨励する。また、不足分については海外の資源を輸入し得るよう努力する。なお、将来わが国の実情に応じた燃料サイクルを確立するため、増殖炉、燃料要素再処理等の技術の向上を図る。

1957 年～

- 原子力事業は「電力・通産系」と「科学技術庁系」の両グループの両輪で進める構図が形作られ、それぞれで事業が推進した。^[2-16]
 - 電力・通産系・・・原子力委員会の発電炉早期導入方針の決定(1957 年 3 月 7 日)を受けて、商業用発電炉として英国製の黒鉛減速ガス冷却炉の導入準備を開始した。^{[2-55][2-56]}なお、当初はその後導入が決定するアメリカの軽水炉についても有望視しつつも大型軽水炉導入は時期尚早との見解であった^[2-57]が、その後コストやウィンズケール原子炉火災事故(1957 年)等の安全性が課題視された。
 - 科学技術庁系・・・原研を中心に増殖炉自主開発を最終目標とする研究に着手した(原子燃料公社はウラン鉱開発)。

1967 年～

- 動力炉・核燃料開発事業団が発足。3 つの基幹プロジェクト(新型転換炉 ATR、高速増殖炉 FBR、核燃料再処理)を推進した。

1980 年代

- 時代背景

- 国内の軽水炉の安定的な建設・運転が順調に拡大し、原子炉の設計・運転の合理化、廃棄

物処分などバックエンド対策への着手、国際的な事業展開の模索など、軽水炉発電システムの包括的な整備が進んだ。^[2-16]

- 原子力委員会では通産省の「重水炉」導入方針に対して、重水炉(CANDU 炉)の利点を積極的に活用しなければならない事態は予想されないと判断を示し、「軽水炉→高速増殖炉」路線を主張した(1979 年)。^[2-54]科学技術庁系のプロジェクトの大部分が、高速増殖炉開発を除き実用段階に達したとされ、「民営化」(移管)による生き残りが図られた。
 - ・ 再処理、ウラン濃縮→日本原燃
 - ・ 新型転換炉実証炉→電源開発
 - ・ 高速増殖炉実証炉→日本原子力発電

(2) 初代長計～政策大綱

我が国では、昭和31年9月の原子力開発利用長期計画(以下、「長計」という。)の決定以来、長計は8回に亘り改定が重ねられ、平成17年10月決定の原子力政策大綱へと繋がる。

初代長計では、サイクルの意義は「資源の確保・有効利用」であったと言える。また、初代長計依頼、経済性を理由としてサイクルが推されたことはなかったと言える(経済性についてメリットが言及されたことはあったが、それだけをもって推された訳ではなく、あくまでも副次的な指標であった)。

以下、各長計において、核燃料サイクルについてどの様に取り扱われてきたかを概観する。

初代長計では、「方針」として、以下の様に記載されている。

- ・ 今後おける原子力開発の基本は、原子燃料の供給態勢如何によるところが大であるので、すみやかにその態勢を確立するよう努力するものとする。
- ・ 原子燃料は、極力国内資源に依存し、その開発を促進することとするが、やむを得ない場合には不足分を輸入することとする。この場合にも、できる限り製錬加工は国内で行うこととする。
- ・ わが国における将来の原子力の研究、開発および利用については、主として原子燃料資源の有効利用の面から見て増殖型動力炉がわが国の国情に最も適合すると考えられるので、その国産に目標を置くものとする。

第2回長計では、「核燃料の確保と有効利用」として、以下の様に記載されている。

- ・ 原子炉に使用される核燃料の確保は、わが国原子力開発利用を健全に発展させるうえに最も重要な問題である。その供給源としては、現在のところ国内核燃料源の開発による分も一部あるが、量的には主として海外からの購入に期待しなければならない。この場合、天然ウランについては、供給可能な国が比較的多いが、濃縮ウランについては、現在のところ米国および IAEA に依存することとなり、かつ濃縮ウランは、政府みずからこれを購入して民間に賃貸するものとなっているので、原子力発電所等の建設にあたっては、海外諸国または国際機関との間に必要な協定を締結する等、長期にわたる核燃料の供給が円滑に行なわれるような措置を講ずる。
- ・ さらに、将来は他の供給源がふえることも考えられるが、なお国内におけるウラン濃縮に関する研究をもすすめるものとする。
- ・ また、現在、原子力発電コストの推定にあたっては、使用済み燃料ないしはプルトニウムのクレジットが計算に入れられている。したがって使用済み燃料ないしプルトニウムが経済的に価値を持ちうるか否かは、原子力発電の経済性に大きな影響を及ぼすことになる。このため、政府として

は、日本原子力研究所および原子燃料公社を中心として、プルトニウムおよび劣化ウランの利用のための研究開発を促進し、その有効利用をはかるものとする。

- ・ このように核燃料供給源の確保、燃料要素の製造、使用済み燃料の再処理、プルトニウムおよび劣化ウランの有効利用を通じ、核燃料に関する一貫した体制の確立をはかるものとする。

第3回長計では、「原子力発電開発の意義」として、以下の様に記載されている。

- ・ エネルギー資源に乏しいわが国としては、エネルギーの安定かつ低廉な供給をはかることが最も重要である。原子力発電は、核燃料の供給を石油と同様におおむね海外に依存しなければならないが、少量の核燃料で長期間にわたって多量のエネルギーを発生するので、石油に比較して、その輸送および備蓄が容易であり、外貨の負担を著しく軽減しうるほか、重油専焼火力発電のような大気汚染問題を生じさせず、石油輸入量の増大にともなう受け入れ設備の急速な拡大の必要性を緩和しうるなどの効果を有する。しかし、原子力発電は、現在、重油専焼火力発電に比較してその発電コストは若干高いが、技術の進歩によって、近い将来には、これと同等またはそれ以上の経済性を得ることが見込まれている。

第4回長計では、「核燃料」の項として、以下の様に記載されている。

- ・ 原子力発電を将来の安定したエネルギー供給源とし前述の原子力発電開発規模を達成するためには、必要となるぼう大な核燃料を安定的に確保し、その有効利用をはかることがきわめて重要である。このため、ウラン資源および濃縮ウランの確保、核燃料の加工、使用済燃料の再処理等について、積極的な施策を講じ、経済的で、かつ、わが国の自主性を確保できるような核燃料サイクルの確立に努める必要がある。核燃料サイクルの各要素の確立については、原則的には民間企業が主体となることを期待するが、原子力が、将来のエネルギー供給を担う国家的課題であることから、政府も適切な措置を講ずることが重要である。

第5回長計では、「原子力研究開発利用における自主性の確保と国際協力」として、以下の様に記載されている。

- ・ 核燃料サイクルについては、外的な制約を極力少なくすることなどにより、内外にわたる我が国原子力研究開発利用の自主性を確保するものとする。

第6回長計では、「使用済燃料の再処理」として、以下の様に記載されている。

- ・ 現在、民間において1990年頃の運転開始を目途に建設計画が進められている再処理工場は、自主的な核燃料サイクルを確立する上で重要である。国としても、再処理施設の大型化に対応するために必要となる再処理主要機器に関する技術の実証、さらに、プラントの安全性・信頼性の向上、環境への放射能放出低減化、保障措置の信頼性向上等に関する技術面における支援を行うこととする。その際、動力炉・核燃料開発事業団は、蓄積された再処理技術に関する経験が同工場の設計、建設及び運転に有効に利用できるよう円滑な技術移転を図るとともに、技術開発面における協力を行っていくものとする。また、国は、同工場の立地の確保が円滑に進むよう支援するとともに、資金調達等についても適切な支援を行っていくこととする。

第7回長計では、「再処理-リサイクル路線」として、以下の様に記載されている。

- ・ 我が国においては、ウラン資源を有効に利用し、原子力発電の供給安定性を高めるため、長期的に、安全性及び経済性を含め軽水炉によるウラン利用に勝るプルトニウム利用体系の確立を目指すこととする。すなわち、使用済燃料は再処理し、プルトニウム及び回収ウランを利用していく

この考え方「再処理-リサイクル路線」を基本として、これに沿って着実、かつ、段階的に開発努力を積み重ねることとする。

また、「軽水炉使用済燃料再処理」として、以下の様に記載されている。

- ・ 再処理技術については、核燃料サイクル全般にわたる総合的な経済性の向上を図り、軽水炉によるウラン利用に勝るプルトニウム利用体系を構築していくことを基本に今後とも関連の技術開発を積極的に進め、できる限り早期に自主的な技術として、その確立を図るものとする。

第8回長計では、「将来を展望した核燃料リサイクルの着実な展開」として、以下の様に記載されている。

- ・ 核燃料サイクルの経済性については、現時点においては軽水炉による混合酸化物(MOX)燃料の利用は、使用済燃料を直接処分する場合に比べてそのコストは若干高いと見込まれているものの、総発電コストから考えれば本質的な差はなく、長期的視点に立って、燃料仕様の共通化等により経済性の向上に努めていきます。また、高速増殖炉による核燃料サイクルについては、革新的技術を段階的に取り入れていくことなどにより軽水炉並みの経済性を達成できる見通しが得られています。

第9回長計では、「我が国における核燃料サイクルの意義」として、以下の様に記載されている。

- ・ 人類社会、とりわけ我が国のエネルギーをめぐる情勢を直視すれば、安定的なエネルギー源を技術的手段によって確保することを目指して、長期的観点から様々な努力を継続する必要がある。
- ・ 原子力発電は現在、我が国のエネルギー供給システムを経済性、供給安定性及び環境適合性に優れたものとすることに貢献しているが、核燃料サイクル技術は、これらの特性を一層改善し、原子力発電を人類がより長く利用できるようにする可能性を有する。例えば、使用済燃料を直接処分せず、再処理してプルトニウムとウランを回収して燃料として利用する技術は、高いレベルの放射能を有する物質を化学処理してプルトニウム等を分離するという特徴を踏まえた安全管理及び核物質管理が可能な設備が必要となるため所要設備投資が大きくなるが、ウラン資源の消費を節約することができ、安定供給に優れているという原子力発電の特性を一層改善させる。
- ・ したがって、我が国がおかれた地理的、資源的条件を踏まえれば、安全性と核不拡散性を確保しつつ、また、経済性に留意しながら、使用済燃料を再処理し回収されるプルトニウム、ウラン等を有効利用していくことを基本とすることは適切である。また、高速増殖炉及び関連する核燃料サイクル技術(以下、「高速増殖炉サイクル技術」という。)は、ウランの利用効率を飛躍的に高めることができ、将来実用化されれば、現在知られている技術的、経済的に利用可能なウラン資源だけでも数百年にわたって原子力エネルギーを利用し続けることができる可能性や、高レベル放射性廃棄物中に長期に残留する放射能を少なくして環境負荷を更に低減させる可能性を有するものであり、不透明な将来に備え、将来のエネルギーの有力な選択肢を確保しておく観点から着実にその開発に取り組むことが重要である。その際、その技術の開発のための基礎的研究と実用化に時間を要することを考慮しつつ、我が国のみならず、世界のエネルギー問題の解決にも寄与することを視野に入れ、我が国独自の長期構想の下に、その研究開発に取り組むことが重要である。
- ・ なお、使用済燃料を再処理しプルトニウム利用を進めるに当たっては、その安全性や核拡散への懸念、経済性や研究開発投資の効率性への疑問などが指摘されているので、その安全確保に万

全を期し、供給安定性の確保を重視する考え方について理解されるよう説明に努めるとともに、さらに、我が国の原子力平和利用堅持の理念及び体制を世界に発信しつつプルトニウム利用政策についての国際的理解促進活動を積極的に進めることが重要である。また、高速増殖炉サイクル技術の研究開発に当たっては、資金の効率的利用に努めるとともに、これらの観点を含め適時適切な評価を行い、その結果を国民に示しつつ進めていくことが重要である。そして、これらの取組を通じプルトニウム利用に対する内外の理解を得ていくよう努めることが必要である。

第9回長計において、初めて項目として「核燃料サイクルの意義」が謳われるようになり、再処理は「ウラン資源消費節約」、「安定供給」に貢献するものとされた。また経済性については「留意しながら」と言及されている。また、「経済性への疑問」がなされているため、説明が必要であるとしており、「供給安定性の確保を重視する考え方について理解されるよう説明に努める」としている。

長計及び原子力政策大綱の特徴を「核燃料サイクル」、「再処理関係」、「プルトニウム利用」、「放射性廃棄物処分」、「高速増殖炉」、「エネルギー利用」、「放射線利用」の観点で、内閣府が整理した結果^[2-53]を表 2-4 から表 2-6 に示す。

表 2-4 長計・大綱の特徴(初代長計～第4回長計)

	原子力開発利用長期計画 (昭和31年9月決定)	原子力開発利用長期計画 (昭和36年2月決定)	原子力開発利用長期計画 (昭和42年4月決定)	原子力開発利用長期計画 (昭和47年6月決定)
核燃料サイクル	・将来わが国の実状に応じた燃料サイクルを確立するため、増殖炉、燃料要素再処理等の技術の向上を図る	・使用済燃料の再処理および劣化ウランの再処理に関する技術の開発を並行してすすめることにより、燃料サイクルを国内で自立できるように努力	・核燃料の加工、使用済燃料の再処理、プルトニウムの利用等を国内で行なうことにより、わが国に適した核燃料サイクルの確立につとめる	・加工事業、再処理事業その他核燃料関連の育成強化をはかり、わが国に適した核燃料サイクルの確立に努めることが必要
再処理関係	・燃料要素の再処理については、極力国内技術によることとし、原子力燃料公社をして集中的に実施	・将来再処理事業は原子燃料公社に行わせる。 ・1960年代後半に完成を目標として原子燃料公社に再処理パイロットプラントを建設し、工業化試験を実施	・動力炉の使用済燃料の再処理については、国内で行うことを原則 ・原子燃料公社による再処理工場の建設(1970年度完成、1971年度操業) ・昭和60年度頃には更に年間1,000トン程度の処理能力が必要となると見込まれ、新たな再処理工場が必要であり、民間企業において行われることを期待	・再処理は国内で行うことを原則 ・動燃において建設中の再処理施設は、1974年度に操業予定 ・1977年度頃には使用済燃料の発生量がこの処理能力を上回る見通し ・動燃施設に続く再処理工場の建設に早急に着手する必要があるが、第2工場以降は民間において行われることを期待
プルトニウム利用	・原子燃料の有効利用等の見地からウラン、トリウムおよびプルトニウムについて十分な基礎研究を実施 ・核燃料物質の基礎研究は原研にて実施	・プルトニウムの燃料としての利用は、高速中性子増殖炉が最も有利だが、濃縮ウラン代替利用の研究開発を進める ・プルトニウム燃料の研究は、原燃公社および原研にて特別の研究開発体制を設けて強力に推進 ・1970年代の前半に熱中性子炉への実用化を目標とする	・高速増殖炉が実用化されるまでの間、核燃料の有効利用の観点から、熱中性子炉での利用に関する研究開発を行う ・熱中性子炉での利用は1975年度の実用化を目標に、実用炉または新型転換炉の原型で実証試験を行う	・プルトニウムを軽水炉にリサイクルする場合は天然ウランおよび濃縮ウランの所要量をそれぞれ15%程度節減できるとみられるので、大量のウラン資源および濃縮ウランの確保をせまれているわが国としては、プルトニウムを軽水炉燃料として役立てることが必要 ・軽水炉利用の技術は民間が主体となって一層効率的に研究開発が行われることを期待
放射性廃棄物処分		・今後廃棄物の発生量の増加が見込まれ、適切な時期に廃棄物処理のための機関を新設するほか、原研等において廃棄物処理の研究を推進する ・海洋投棄に関する研究を積極的に行う	・中高レベル廃棄物は最終処分区域の決定を慎重に検討、当面は貯蔵に向け検討する ・低レベル廃棄物の海洋処分は固化等適切に処理し、汚染の防止に留意する	・低レベル廃棄物は固化化し、陸地処分や海洋処分を検討し、その可能性について、1980年度頃までに見通し ・低レベル廃棄物のセメント、アスファルト等による固化化技術の確立 ・高レベル廃棄物は当面慎重に保管し、長期貯蔵のために必要な固化化等の技術開発を進める
高速増殖炉	・主として原子燃料資源の有効利用の面から、増殖型動力炉の国産に目標を置く ・増殖実験炉1基の建設を目指し、原研にて設計研究	・高速中性子増殖炉等の研究開発を原研にて進める ・小規模の実験炉を建設し、主として安全性に関連した研究を行い、実用規模炉のための工学的研究を推進	・将来の原子力発電の主流となるべきもの ・高速増殖炉の開発は、国のプロジェクトとして自主的に実施 ・1990年度頃までに実用化することを目標とし、ナトリウム冷却型高速増殖炉を開発	・将来の原子力発電の主流となるべきもの ・動燃を中心としてナトリウム冷却型の実験炉、原型炉の建設を進める ・実用化は1985年～1995年と見込まれ、実験炉の建設など積極的に実用化の方策を講ずることも考慮
エネルギー利用		・前期10年間における原子力発電の開発規模は、電気出力約100万キロワット前後と考える ・後期10年間においては、原子力発電をできるかぎり開発することが望ましいが、その規模は約600万キロワットないし850万キロワット程度	・昭和50年度における原子力発電の規模を約600万キロワットと見こむことは妥当 ・昭和60年度頃までにおける原子力発電の開発規模については、3,000万キロワットないし4,000万キロワットに達するものと見こまれる	・将来における原子力発電開発規模について、電源開発調整審議会の電源開発長期計画から推定すると、昭和55年度において、原子力発電規模は約3,200万KWに達すると予想 ・昭和60年度および昭和65年度にはそれぞれ約6,000万KW、約1億KWを原子力発電でまかなうことが要請されている
放射線利用	・アイントープおよび高エネルギー放射線の利用の研究については、極めて短期間に技術の飛躍的な改変をもたらす可能性のあることにかんがみ、その研究の促進と成果の普及を図る	・アイントープの新核種の開発・新しい利用技術の開発等に伴って、アイントープの利用は、今後ますますその応用分野が拡大し、実用化の面においても、大規模かつ広範囲に利用が促進されるものと期待	・放射線の利用は、その研究開発の進展にともない、今後ますます拡大し、実用面においても大規模かつ広汎な利用が促進されるものと期待	・放射線の利用は、研究開発による利用技術の高度化とともに、ますます発展しつつあり、今後とも安全を確保したうえで、産業経済と国民生活の広範な分野にわたって重要な役割を果たすものと期待

4

表 2-5 長計・大綱の特徴(第 5 回長計～第 7 回長計)

	原子力開発利用長期計画 (昭和53年9月決定)	原子力開発利用長期計画 (昭和57年6月決定)	原子力開発利用長期計画 (昭和62年6月決定)
核燃料サイクル	・我が国の核燃料サイクルの自主性の向上を図ることが重要	・核燃料サイクル関連事業の確立及びプルトニウム利用等により、国産エネルギーに準じた高い供給安定性が期待できる。	・これまでの研究開発の成果を活かし、官民の密接な協力でこれからの核燃料サイクル事業化を成功させることが必要である。
再処理関係	・再処理は国内で行うことを原則 ・東海再処理施設の運転を通じ技術の確立を図るとともに、我が国における再処理需要の一部を賄う ・第二再処理工場の施設、運転は、電気事業者を中心とする民間が行うものとし、昭和65年の運転開始を目途に速やかに建設に着手することが必要	・再処理については、大部分を海外への委託によって対応しているが、再処理は国内で行うとの原則 ・当面、年間再処理能力1,200トンの民間再処理工場の建設を1990年頃の運転開始を目途に促進するとともに、さらに将来の需要の伸びに対応する再処理計画についても今後検討	・再処理は国内で行うことを原則。海外再処理委託については慎重に対応 ・国内における再処理能力を上回る使用済燃料については、再処理するまでの間、適切に貯蔵・管理 ・1990年代前半頃の運転開始を目途に青森県六ヶ所村において計画が進められている年間再処理能力800トンの民間第一再処理工場の円滑な建設・運転を推進
プルトニウム利用	・高速増殖炉の実用化までの間、熱中性子炉にリサイクルすることにより、ウランの所要量を軽減することが重要課題 ・新型転換炉の原型炉の運転等を通じ実証を行うとともに、軽水炉へのプルトニウムリサイクルについては実証試験を進める ・プルトニウム燃料の加工については、実用化に必要な研究開発を進め、実証を行うとともに、事業化の検討を行う	・高速増殖炉の実用化までの間、プルトニウムの蓄積が予想されるので熱中性子炉で利用 ・高速増殖炉に先立つてプルトニウムの早期利用を図るため新型転換炉の開発及び軽水炉によるプルトニウム利用に関する開発を進める ・軽水炉については、実用規模での実証を1990年代中頃までに終了することを目標に民間が積極的に進めていくことを期待し、国は必要な支援を行う	・できる限り早期に軽水炉及び新型転換炉で一定規模でのプルトニウム利用を進める ・少数体規模での実証計画は、PWR、BWR1基に装置 ・実用規模の実証計画として、1990年代前半を目途にPWR及びBWRそれぞれ1基に最終装置規模で4分の1炉心のMOX燃料を装置し、1990年代後半にも本格的利用へ移行できるよう計画を進める
放射性廃棄物処分	・低レベル廃棄物については海洋処分と陸地処分を組み合わせる ・高レベル廃棄物は固化処理、一時貯蔵ののち処分 ・固化処理及び貯蔵については、1990年頃までに実証試験 ・地層処分については、1990年頃から実証試験	・低レベル廃棄物は海洋処分と陸地処分を併せて行うこととし、早期に試験を実施、本格処分に移行 ・高レベル廃棄物固化処理、貯蔵技術の研究開発を推進 ・1980年代後半にパイロットプラントを建設、実証を行う ・高レベル廃棄物処分技術は2000年以降できるだけ早期に確立	・低レベル廃棄物は陸地処分及び海洋処分を基本方針 ・低レベル廃棄物の陸地処分は民間事業者により1991年頃操業開始 ・高レベル廃棄物は深地層処分を基本方針。適切な時期に実施主体を具体化 ・動燃の貯蔵工学センター計画(深地層研究開発及び廃棄物貯蔵を目的)を推進
高速増殖炉	・軽水炉から高速増殖炉へが基本路線 ・1995年～2005年に本格的実用化を図ることを目標として開発	・エネルギーセキュリティ上の意義に鑑み、早期に実用化すべきであり、2010年頃の実用化を目標に開発に早めようとして建設を進める ・1990年代初め頃に着工することを目標に実証炉計画を推進し、それ以降については実証炉の経験を踏まえて進める	・将来の原子力発電の主流にすべきものとして開発を推進 ・高速増殖炉によるプルトニウム利用体系を構築していくことを積極的に目指す ・高速増殖炉の技術体系の確立は、2020年代から2030年頃を目指す ・原型炉「もんじゅ」は1992年に臨界に至らしめるよう建設を進める
エネルギー利用	・昭和60年代までの原子力発電の開発規模としては、昭和60年度において3,300万キロワット、65年度において6,000万キロワットを目標(総合エネルギー対策推進閣僚会議) ・我が国の将来のエネルギー供給構造を安定的なものとするために、上記の原子力発電規模を大きな遅れなく実現させる必要	・長期的な原子力発電規模の見通しについては、2000年には総発電設備の約30%(1980年度は約12%)約9,000万キロワットと想定されており、これを踏まえ長期的な視点に立って我が国の原子力開発利用を計画的に進めていく	・原子力発電の開発規模は従来の見通しに比べ、小さくなるものと見込まれるが、電力供給における原子力発電の割合は着実に拡大し、2000年には総発電電力量の約40%を占めるものと見込まれる。2030年には、原子力発電設備容量は1億キロワットを超え総発電電力量の約60%を原子力発電が占めるものと考えられる
放射線利用	・放射線は、医療、工業、農業、放射線化学、食品照射等多くの分野で利用されており、今後ますますその発展が期待される	・放射線及び放射性同位元素の利用(放射線利用)は、工業、農業、医療等の分野への幅広い応用を通じて国民生活の向上に大きく貢献するものであり、原子力発電とともに、原子力平和利用の重要な柱であるので、今後ともその一層の普及・拡大及び利用技術の高度化を図っていく	・放射線及び放射性同位元素(RI)の利用(放射線利用)は、工業、農業、医療等の分野への幅広い応用を通じて国民生活の向上に大きく貢献するものであり、原子力発電とともに、原子力平和利用の重要な柱

5

表 2-6 長計・大綱の特徴(第 8、9 回長計、大綱)

	原子力開発利用長期計画 (平成6年6月決定)	原子力開発利用長期計画 (平成12年11月決定)	原子力政策大綱 (平成17年10月決定)
核燃料サイクル	・核燃料サイクルは、資源や環境を大切に、また放射性廃棄物の処理処分を適切なものにするという観点からも有意義であり、将来を展望して着実に取り組んでいます。	・国民の理解を得つつ、使用済燃料を再処理し回収されるプルトニウム、ウラン等を有効利用していくことを国の基本的考え方とする。	・核燃料資源を合理的に達せざる限りにおいて有効に利用することを目指して、(略)使用済燃料を再処理し、回収されるプルトニウム、ウラン等を有効利用することを基本的方針とする。
再処理関係	・再処理は国内で行うことを原則。海外再処理委託については慎重に対応 ・国内の再処理能力を上回る使用済燃料についてはエネルギー資源の備蓄として再処理するまでの間、適切に貯蔵・管理 ・現在建設中の六ヶ所再処理工場については、2000年過ぎの操業開始を目指す	・核燃料サイクルの自主性を確実にする等の観点から、再処理は国内で行うことを原則。 ・民間事業者は、我が国に実用再処理技術を定着できるよう、初の商業規模の再処理工場を着実に建設、運転していくことを期待	・核燃料サイクルの自主性を確実にする等の観点から、再処理は国内で行うことを原則。 ・国は、再処理に係る積立て金に関する法律等の措置を講じているが、効果的な研究開発を推進、所要の経済的措置を整備すべき ・事業者には、六ヶ所再処理工場等の建設・運転を着実に実施、責任をもって核燃料サイクル事業を推進することを期待
プルトニウム利用	・一定規模の核燃料リサイクルの実現が重要で、軽水炉と新型転換炉による実現を図る ・軽水炉によるMOX燃料利用を計画的に進める ・1990年代後半からPWRとBWRの小基数で利用を開始、2000年頃に10基程度、2010年頃までに十数基程度まで計画的・弾力的に拡大 ・2000年過ぎには年間100トンのMOX燃料加工の事業化が必要	・プルサーマルは、ウラン資源の有効利用を図る技術であるとともに、原子力発電に係る燃料供給の代替方式であり、内外の利用準備や利用実績、安全性の評価を踏まえれば、計画を着実に推進していくことは適切である。 ・国内MOX燃料加工事業が早期に産業として定着するよう努力する。	・当面、プルサーマルを着実に推進することとする。 ・国においては、国民や立地地域との相互理解を図るための広範・広報への積極的な取組を行うなど、一層の努力が求められる。 ・事業者には、プルサーマルを計画的かつ着実に推進し、六ヶ所再処理工場の運転と歩調を合わせ、国内のMOX燃料加工事業の整備を進めることを期待
放射性廃棄物処分	・海洋投棄は行わない ・発電所廃棄物の低レベルは浅地中処分 ・高レベル廃棄物は地層処分を基本方針として、2000年を目安に処分事業の実施主体を設立、2030～2040年代前半までに操業開始を目指す ・地層処分の研究開発は動燃を中核として推進、深地層の研究施設を整備	・放射性廃棄物については、早期に安全かつ効率的な処理及び処分が行えるよう発生者等の関係者が十分協議・協力し、具体的な実施計画を立案、推進し、国は必要に応じ関係者の取組を支援 ・最終処分の安全の規制・評価のために必要な研究開発や深地層の科学的研究等と並行して、原子力平和利用及び地層処分技術の信頼性向上の技術開発を推進	・研究開発機関等は、放射性廃棄物の効果的で効率的な処理・処分を行う技術の研究開発を先進的に進めるべき ・高レベル廃棄物の地層処分に係る研究開発を着実に進めていくことを期待。国は、こうした研究開発の進捗を踏まえて、安全規制に係る制度等を整備することが必要
高速増殖炉	・高速増殖炉を相当期間にわたる軽水炉との併用期間を経て、将来の原子力発電の主流にすべきものとして、計画的かつ着実に開発 ・原型炉「もんじゅ」は性能試験を着実に進め、1995年末の本格運転を目指す ・2030年頃までには実用化が可能となるよう技術体系の確立を目指す	・原型炉「もんじゅ」は我が国における高速増殖炉サイクル技術の研究開発の中核として位置付け、早期の運転再開を目指す。 ・高速増殖炉サイクル技術として適切な実用像とそこに至るための研究開発計画を提示することを目的に、核燃料サイクル開発機構で実施している「実用化戦略調査研究」を推進	・高速増殖炉については、(略)2050年頃から商業ベースでの導入を目指す ・研究開発の場の中核と位置付けられる「もんじゅ」の運転を早期に再開し、10年程度以内を目途に「発電プラントとしての信頼性の実証」と「運転経験を通じたトリウム取扱技術の確立」という所期の目標の達成を優先して取り組むべき
エネルギー利用	・電力供給における原子力発電の割合は今後とも着実に拡大し、商業用原子力発電の総発電電力量に占める割合は2000年において約33%、2010年において約42%を占めるものと見込まれる ・長期的展望としては、2030年における原子力発電の設備容量は約1億kWに達することが期待	・原子力発電は、既に国内総発電電力量の3分の1を超える電力を供給し、我が国のエネルギー自給率の向上及びエネルギーの安定供給に貢献するとともに、エネルギー生産当たりの二酸化炭素排出量の低減に大きく寄与しており、引き続き基幹電源に位置付け、最大限に活用	・原子力発電がエネルギー安定供給及び地球温暖化対策に引き続き有意に貢献していくことを期待するためには、2030年以後も総発電電力量の30～40%程度という現在の水準程度が、それ以上の供給割合を原子力発電が担うことを目指すことが適切
放射線利用	・放射線利用に関する研究開発については、医療分野等におけるRI利用技術、加速器を用いたビーム発生・利用技術及び研究用原子炉を用いた中性子照射・利用技術に関する研究開発を進めていく	・分かりやすい情報の提供と積極的な情報公開により国民の理解を得ながら、今後も、医療、工業、農業等の幅広い分野で活用できるように、研究開発を進めつつ放射線利用の普及を図っていくことが重要	・従来から存在する産学官の連携の取組を強化して情報提供、経験交流、共同開発を進める観点から、医学分野・工学分野・農学分野間の連携等を図るとともに、事業者、国民、研究者間の相互交流のためのインターフェースや相互学習のためのネットワーク等を整備

(3) 内閣府新計画策定会議での議論

平成 16 年 6 月 21 日から平成 17 年 9 月 29 日にかけて、内閣府において「新計画策定会議」が 33 回にわたって開催された。第 9 回長計は平成 12 年に決定され、平成 17 年で 5 年を迎えることを踏まえて、新たな長計決定に向けて検討がなされた。検討結果は、原子力政策大綱として結実した。

検討に先立ち、原子力委員会は、広聴の精神を踏まえて、15 回にわたって「長計についてご意見を聴く会」を開催するとともに、広く国民を対象に「意見募集」を実施し、「第 7 回市民参加懇談会～長計へのご意見を述べていただく場として～」を開催し、新たな計画策定に関して各界各層から提案・意見を聴取してきた。原子力長計に関する「意見募集」で見られた意見としては以下が挙げられる。

- ・ 核廃棄物の処理に関しても、いまだきちんとした計画が確立できていませんし、再処理に関してもコスト面で採算がとれないという研究者のレポートも発表されています。
- ・ 我が国は使用済核燃料再処理の海外への委託によって、既に多量のプルトニウムを保有している。プルトニウムの保有量は「もんじゅ」プロジェクトの停滞もあって今後さらに増加する見通しで、国際的にも関心を集めている。新たな長期計画の策定に当っては、このような現実を踏まえ、使用済の核燃料を全て再処理するという従来の方針を見直して、ワンスルーを含む新たな選択肢の採用も認めることを希望する。
- ・ 核燃料サイクルについては、経済性、安全性、環境への負荷、核拡散防止、いずれの観点からしてもはや推進すべきではありません。撤退するための具体的な計画を一刻も早く示すべきであると考えます。

上記の様な意見も踏まえることで、第 1 回新計画策定会議において以下の様な核燃料サイクルの位置づけに係る論点が提示された。

- ・ 核燃料サイクルは、日本のエネルギー脆弱性を克服し、エネルギーセキュリティの確保を図るためには不可欠ではないか。
- ・ ウラン価格が安定している現状においては、再処理の経済性は認められないのではないか。原子力発電をきちんと利用し活用していくためには、最も安い直接処分を選択すべきではないか。
- ・ 核燃料サイクルや直接処分などの様々な選択肢について、経済性、資源の節約性、安全性、核拡散など多面的な比較評価を行い国民的な議論をすべきではないか。六ヶ所再処理工場は、ウラン試験が開始される前に、核燃料サイクルを見直し、きちんとした政策判断をすべきではないか。

これを受けて、第 1 回での各委員の主張は以下の様なものであった。

- ・ 最近、コスト論議が盛んだが、それだけでは、視野が狭すぎる。むしろ、比較する項目は、コストだけでなく、環境、安全保障なども幅広く取り入れる必要がある。
- ・ 使用済燃料については、一般廃棄物や産業廃棄物と同じように、環境への負荷を最小限に留めるために、処理とリサイクルの方針を国が打ち出していく必要がある。廃棄物の処理やリサイクルの事業化は、直接処分に比べて資金の負担額が大きくなるために、現在、一般廃棄物や産業廃棄物で実施されているような仕組みを見習って制度化していく必要がある。
- ・ 本策定会議における最も重要な課題として、我が国及び国際社会の持続的発展のため、原子力発電・核燃料サイクルシステムの在り方について、エネルギーセキュリティ、環境問題解決への対応等総合的な視点からの検討が期待されている。
- ・ 六ヶ所再処理の位置づけ：昭和 59 年に立地をお願いしてから 20 年、2 兆円を超える投資を

行い、ようやく建設の最終段階に到達。

- ・ 原子力発電、原子燃料サイクルを抱える青森県の立場を第一義的に考えつつも、委員の皆様の
ご意見、ご見識を十分に拝聴して、わが国の原子力政策のあり方を、これまでの研究開発、技術
的段階、地域経済に与えた影響などはもちろん、今後における、特に再処理事業をめぐる諸問題
を、総合的に検討していきたいと考えております。
- ・ 事業者が六ヶ所村でサイクル事業を進め、現在ようやく、ほぼ完成の段階に至っています。これ
までの技術や人材の蓄積は、わが国にとって大きな財産であり、それを活かした六ヶ所村の再処
理工場を着実に動かし、最大限活用していくことが、これからのわが国のエネルギー選択のため
に重要と考えます。
- ・ 近藤委員長の6月17日付けのご挨拶とお願いの項目3に、「こうした指針や考え方は、その代替
案との比較において優れたものであると説明できる必要があり、。。。可能な限り定量的に比較検
討して。。。という記載があります。まさにその通りであると考えます。ただ、このとき、定量化の
困難な点の取り扱いや、対象とする時間スケール等が重要です。と、申しますのも、技術的、社会
的成立性を中核とする総合的な判断が必要と考えるからです。
- ・ とりわけ特筆すべきは、「9.11」の世界に与えたインパクトであり、日本のエネルギー安全保障の
脆弱性が今日、一段と浮き彫りにされているのも、このことと無縁ではありません。さらに核不拡
散問題の先行きが、日本の安全保障に大きな陰を落としていることも周知の通りです。
- ・ エネルギー安全保障は国家戦略の要であり、我が国が置かれた資源的及び地政学的状況を踏
まえた戦略として、自給エネルギーを確保する観点から、準国産エネルギーである原子力エネ
ルギーの利用が不可欠と考える。
- ・ 原子力エネルギー利用としては、ウラン資源を有効に活用することにより長期に亘る持続性を有
し、また、環境負荷低減の効果も大きい、「高速炉サイクル」を実現して初めて、原子力が本来
持っているポテンシャルを発揮するものと認識している。従って、核燃料サイクルは、軽水炉サイ
クルによるプルサーマル利用はもとより、将来的に高速炉サイクルへとつなげて行くことを基本と
して計画的に進める必要がある。
- ・ 核燃料サイクル及びバックエンドは原子力発電と車の両輪の関係にあり、国の長期戦略のもとに
成立。国全体を俯瞰した開発推進の環境整備を期待。
- ・ 六ヶ所再処理工場の稼働をめぐってもその是非の議論が活発に行われています。建設が進めば
それだけ引き返すことは困難となります。核燃料サイクル推進を定めた昨年のエネルギー基本計
画の後からでも、六ヶ所再処理工場に対して、次々に異論が噴出しています。
 - ・ 本年1月から開催されてきたご意見を聞く会でも、核燃料サイクルはもとより、六ヶ所再処理工
場に対する異論が続出していたこと
 - ・ とりわけ先日6月1日に行われたスティーブ・フェッター米メリーランド大教授による明快な再処
理不経済論に対して、原子力委員会はいっさい有効な反論ができなかったこと
 - ・ 自民党や民主党などの国会議員、佐藤栄佐久福島県知事、経産省や財務省などの官僚の一部
など、原子力を推進している側からも六ヶ所再処理工場への異論が出ていること
 - ・ 本年4月 23 日に行われた日本原子力産業会議年次大会で、佐竹誠東京電力副本部長から、
第2再処理工場は建設せず中間貯蔵で対応するとの表明が行われており、このことは、従来、政

府や電力会社が喧伝してきた再処理・核燃料サイクル推進の理由がすでに失われていることを意味すること

- ・六ヶ所再処理工場の運転開始を急ぐ唯一の理由である発電所の使用済み燃料対策についても、福井県美浜町のように、中間貯蔵を受け入れる可能性を表明した原子力立地市町村が登場してきていること

- ・6月18日に提出された電気事業分科会「バックエンド事業に対する制度・措置の在り方について」(案)の中でも、前提を2000年11月の原子力長計であるとした上で「今後、原子力委員会などの場で核燃料サイクル政策の在り方について議論がなされる」など、核燃料サイクルの議論が新たに行われることを前提としていること

以上の事実は、明らかにエネルギー基本計画の時点からの事情変更であり、このまま六ヶ所再処理工場でウラン試験に突入することは、明らかに「見切り発車」であるといわざるを得ません。「核燃料サイクルの見直し」はいうまでもなく、六ヶ所再処理工場のウラン試験突入を凍結した上で、核燃料サイクルのあり方を議論することは原子力委員会の最低限の責務であると考えます

- ・ 明らかにエネルギー基本計画の時点からの事情変更が生じているのであるから、六ヶ所再処理工場のウラン試験突入を凍結した上で、核燃料サイクルのあり方を議論することを最優先すべきであると考えます。核燃料サイクルか、直接処分かは、原子力政策における直面する最も重要な課題であるにも関わらず、公式には、その比較評価が存在しないことは重大な問題です。したがって、まずは中立的かつ客観的な立場から核燃料サイクルとワンスルー・直接処分との総合的な評価を実施した上で、核燃料サイクル推進の是非を検討すべきであると考えます。総合的な評価の中には、両ケースの a) 発電コストの定量的な比較評価、b) 安全性評価、c) 核拡散防止上の観点からの評価などが必要不可欠なものと考えます。具体的には、

- ・ 先のコスト等検討小委員会の構図では、回収ウランと中間貯蔵にまわされた使用済み燃料、特に MOX 使用済み燃料は貯蔵されるのみで、将来的な扱いが抜け落ちている。これらの扱いを明確にした上で定量的に比較検討する

- ・ 原子力先進国の多くが直接処分を採用していることから、各国が直接処分を選択している事情と日本の事情との客観的な対比を行う

- ・ 安全性評価については安全を主張する専門家、危険を指摘する専門家、両サイドの専門家の意見を聞きながら(場合によっては評価レポート作成を委託して)議論を進める

- ・ 核拡散防止上の観点に関しても同様に両サイドの専門家の意見を聞きながら議論を進める

- ・ 先般の電気事業分科会(6/18)において、「新原子力長期計画の結論が出るまで制度を決めるべきでなく、六ヶ所は慎重に進めよ」とのご意見もあったが、現時点では現在の政策を定める現行原子力長期計画の下、既に実施中の事業についてはウラン試験も含めて粛々と進めるべきもの。六ヶ所再処理がもし立ち止まれば、再処理技術の蓄積が不可能になり、高速増殖炉を含めた原子燃料サイクルの確立というわが国の将来の重要な政策の推進に支障を生ずる他、使用済み燃料問題により、原子力発電の安定運転に支障が生ずるなど取り返しのつかない問題を引き起こす可能性あり。

- ・ 六ヶ所村再処理工場の扱いは、電力会社が決めることであり、政府が決めることではない。なぜなら電力会社は、核燃料サイクル政策における(全量)再処理路線採用を法律的に義務づけられ

てはいないからである。(中略)民間業者(電力会社、および日本原燃)が、「自己決定・自己責任」原則にのっとり、路線選択を行うことを認めてもよい。この路線選択について政府は干渉しないことを明言すればよい。(中略)なお民間業者が政府方針に協力することは自由であるが、自己決定である以上は、それによって生じた損害は全て民間業者が負うこととなる。

- ・ 全量再処理しない場合(いわゆるワンススルー)のシミュレーション・コスト試算を行うこと。コスト試算は、国際的な論議に耐えうる精度の高いものにすること。コスト試算結果が明らかになる前に、拙速にウラン試験に入らないこと。
- ・ この議論において、「再処理と直接処分の技術的比較」が、必ずしも正当に理解されていないように思います。外国とは同じでない我が国なりの「原子力の責任処理」として、どちらがどのように優れているのかを定量的に(安全性、経済性、処分の難易度等)評価することを提案したいと思います。

その後、議論が進む中で、第8回新計画策定会議において、青森県知事から以下の様な意見表明がなされた。

- ・ 青森県では、これまで六ヶ所再処理施設において、平成18年の操業を前提として、全国の原子力発電所から使用済燃料を4282体、約986トン受け入れてきておりますが、県民の間に受け入れた使用済燃料が再処理されずにそのまま置かれるのではないかという不安、懸念があったことから、平成10年7月、県・村・事業者との間で「再処理事業の確実な実施が著しく困難になった場合には、青森県、六ヶ所村及び日本原燃株式会社が協議のうえ、日本原燃株式会社は、使用済燃料の施設外への搬出を含め、速やかに必要かつ適切な措置を講ずるものとする」との覚書を締結しているところであります。現在においても、使用済燃料の取扱いについては、県民の間に不安、懸念が払拭されていない状況であります。このように、青森県は、あくまでも国策として全量再処理されることを前提に六ヶ所再処理施設に使用済燃料を受け入れているものであり、万が一にもこれらが再処理されないとすれば、一体だれがどこで保管するのでありましょうか。私としても、知事就任以来、昨年12月、今年の4月の2回にわたり、内閣官房長官をはじめとする関係閣僚等に直接お会いし、核燃料サイクル政策に揺るぎのないことを確認し、そのことを県議会、市町村長、そして県民に説明しているところであり、県民の間には、なぜ今ごろになって原子力委員会が突然に直接処分も含めて検討することとしたのか、このことに強い不信感が生まれており、私としてもその事態に困惑しているところであります。
- ・ このように、原子力施設の立地は、いずれも長い年月を経て、地元の理解を得ながら信頼関係を一つ一つ積み重ねて進められてきたものであります。現在、原子力委員会では新計画の策定作業が進められており、様々なオプションが検討されているようではありますが、策定に当たっては、国としての明確な責任のもとに、これまで築いてきた立地地域との信頼関係を損なうことのないようにしていただきたいと思います。
- ・ 核燃料サイクル政策に対しましては、様々な意見があることは承知しておりますが、我が国の将来を長期的に見据え、国として責任を持った揺るぎない政策を示すべきであると考えます。
- ・ 再処理はコストが高いから、使用済燃料はコストの低い直接処分とすべきとのご意見がございますが、果たしてコスト論だけで論じていいのか、直接処分が技術的、社会的に国民に受け入れられるのか、さらにエネルギーの安定確保上問題はないのかなど、責任ある現実的な対応をお願い

いしたいと思います。

- ・ さて、最後になりますが、新計画における核燃料サイクル政策、原子力政策については、国民への説明責任はもとより、我が国のエネルギー安全保障上の責任というものがありますので、新計画策定会議の委員の皆様には、賢明かつ現実的な対応をお願いするとともに、原子力委員会に対しましては、新計画に対する国民の合意形成が図られますよう、積極的な情報公開や理解活動をお願いして私の意見とさせていただきます。

その後も議論が重ねられ、第 12 回新計画策定会議において、中間とりまとめがなされ、改めて核燃料サイクルとして再処理路線が確認された。中間とりまとめでは、今後の核燃料サイクルの進め方について、使用済燃料の取扱いに関する以下の 4 つの基本シナリオを想定している。

- ・ シナリオ 1: 使用済燃料は、適切な期間貯蔵された後、再処理する。
- ・ シナリオ 2: 使用済燃料は、再処理するが、再処理能力を超えるものは直接処分する。
- ・ シナリオ 3: 使用済燃料は、直接処分する。
- ・ シナリオ 4: 使用済燃料は、当面貯蔵し、その後再処理するか、直接処分するかのいずれかを選択する。

上記の基本シナリオに対して、①安全の確保、②エネルギーセキュリティ、③環境適合性、④経済性、⑤核不拡散性、⑥技術的成立性、⑦社会受容性、⑧選択肢の確保、⑨政策変更に伴う課題、⑩海外の動向、の各視点から総合的に評価がなされた。

その結果、「基本方針」として、以下が取りまとめられた。

- ・ 我が国における原子力の推進にあたっては、経済性の確保のみならず、循環型社会の追求、エネルギーセキュリティの確保、将来における不確実性への対応能力の確保などを総合的に勘案するべきとの観点から、核燃料資源を合理的に達成できる限りにおいて有効に利用することを目指すものとし、「安全性」、「核不拡散性」、「環境適合性」を確保するとともに、「経済性」にも留意しつつ、使用済燃料を再処理し回収されるプルトニウム、ウラン等を有効利用することを基本方針とする。

また、「当面の政策の基本的方向」として、以下が取りまとめられた。

- ・ 当面は、利用可能になる再処理能力の範囲で使用済燃料の再処理を行うこととし、これを超えて発生する使用済燃料は中間貯蔵することとする。中間貯蔵された使用済燃料の処理の方策は、六ヶ所再処理工場の運転実績、高速増殖炉及び再処理にかかる研究開発の進捗状況、核不拡散を巡る国際的な動向等を踏まえて 2010 年頃から検討を開始する。この検討は基本方針を踏まえ柔軟性にも配慮して進めるものとし、その処理に必要な施設の建設・操業が六ヶ所再処理工場の操業終了に十分に間に合う時期までに結論を得ることとする。

その後も新計画策定会議は第 33 回まで継続開催され、その結果は原子力政策大綱として結実した。原子力政策大綱では、「核燃料サイクルの確立」として、以下の様に掲げられている。

- ・ 核燃料サイクルは、天然ウランの確保、転換、ウラン濃縮、再転換、核燃料の加工からなる原子炉に装荷する核燃料を供給する活動と、使用済燃料再処理、MOX 燃料の加工、使用済燃料の中間貯蔵、放射性廃棄物の処理・処分からなる使用済燃料から不要物を廃棄物として分離・処分する一方、有用資源を回収し、再び燃料として利用する活動から構成される。
- ・ 使用済燃料を再処理し核燃料をリサイクル利用する活動は、供給安定性に優れている等の原子

力発電の特性を一層向上させ、原子力が長期にわたってエネルギー供給を行うことを可能とするので、我が国では使用済燃料を再処理し、回収されるプルトニウム、ウラン等を有効利用する核燃料サイクルの確立を国の基本方針としてきた。

- ・ 我が国における原子力発電の推進に当たっては、経済性の確保のみならず、循環型社会の追求、エネルギー安定供給、将来における不確実性への対応能力の確保等を総合的に勘案すべきである。そこで、これら10項目の視点からの各シナリオの評価に基づいて、我が国においては、核燃料資源を合理的に達成できる限りにおいて有効に利用することを目指して、安全性、核不拡散性、環境適合性を確保するとともに、経済性にも有意しつつ、使用済燃料を再処理し、回収されるプルトニウム、ウラン等を有効利用することを基本方針とする。使用済燃料の再処理は、核燃料サイクルの自主性を確実なものにする観点から、国内で行うことを原則とする。

3. 核燃料サイクル技術等の現状・動向調査(現在)

3.1 政策的位置づけ

(1) 原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会

原子力委員会は、エネルギー・環境会議より、核燃料サイクル政策の選択肢を提示することを指示されたことを受け、平成 2011 年 9 月に設置した「原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会」に、将来の原子力発電規模に応じた核燃料サイクル政策の選択肢について整理することを指示した。

原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会は、以下の 3 つの政策選択肢を選定した。

- ・ 全量再処理
- ・ 再処理／直接処分併存
- ・ 全量直接処分

また、2030 時点における原子力発電比率の選択肢として以下の 4 つを設定し、7 つの評価軸により多面的な評価を行った。

- ・ 選択肢①:原子力 0%
- ・ 選択肢②:約 15%
- ・ 選択肢③:約 20%～25%
- ・ 選択肢④:約 35%

上記の検討結果は、2012 年 6 月に原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会から原子力委員会に提出され、それを受け、原子力委員会は同月に「核燃料サイクル政策の選択肢について」を公表した。

「核燃料サイクル政策の選択肢について」における評価結果は以下のとおり整理できる。

- 選択肢①:原子力 0%の場合
 - ・ 「全量直接処分」政策を採用するのが適切である。
 - ・ 原型炉「もんじゅ」における研究開発を中止した上で、その成果を取りまとめ、基礎基盤研究のみを推進すること。
- 選択肢②:約 15%の場合
 - ・ 「再処理・直接処分併存」政策を採用するのが適切である。
 - ・ 「もんじゅ」の性能試験と定格出力運転を実施するとともに(5 年程度)、実用化を判断するための研究開発も実施すること。
- 選択肢③:約 20%～25%の場合
 - ・ 「全量再処理」のメリットは選択肢②よりも大きくなり「全量再処理」政策が有力である。ただし、そのメリットは、「再処理・直接処分併存」政策でも享受可能と考えられる。一方、将来の不確実性に対する柔軟性を確保することを重視するのであれば、「再処理・直接処分併存」政策を選択することが有力である。
 - ・ 実用化を前提に研究開発を推進し、「もんじゅ」は 10 年程度以内の運転によって所期の目的達成を目指すこと、または選択肢②と同様の実用化を判断するための研究開発も実施すること

また、原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会は核燃料サイクル政策の推進にあたっての重要課題を指摘しており、これを踏まえて、原子力委員会は以下の提言を行っている。(以下は、提言の抜粋。下線は今後の研究開発に係る検討を行う上で特に重要と思われる部分に追加した)。

- 冷却に係る安全性も考慮し、発電所敷地内外に係わらず乾式貯蔵を含めた使用済燃料の貯蔵容量を増強する取組、高レベル放射性廃棄物の最終処分場の選定作業は、いずれの選択肢を選ぶ場合でも、現在にも増して、国がリーダーシップを発揮して、強力に推進していく必要がある。また、最終処分場に関しては、すでに発生している研究炉の使用済燃料や福島第一原子力発電所の使用済燃料対策などを考えると、使用済燃料を直接処分することを可能にしておくことの必要性は明らかである。したがって、直接処分を可能とするための技術開発や所要の制度措置の検討に早急に着手すべきである。
- 全量直接処分政策が選択されない限り、日本原燃(株)六ヶ所再処理事業は本格操業に向けて計画通り進めることが適切と考えるが、その稼働状況、プルトニウム利用の進展状況、国際的視点などを踏まえて対応する必要がある。加えて、日本原燃(株)のみならず、日本原子力研究開発機構なども対象として、核燃料サイクルに関する事業運営のあり方について総合的な評価を数年以内に実施すべきである。
- 併存政策が選択された場合、FBR の研究開発は継続することとなる。しかし、FBR 開発が長年にわたって多くの費用が費やされたにもかかわらず、いまだに実用化されていない。現在は、原子力委員会の提言に則って、その実用化可能性の吟味を待つ段階であるが、過去の開発体制においてはチェック・アンド・レビューが有効に機能していなかった可能性があるから、今後はそれが確実に機能する取組を構築する必要がある。

今後とも実用化までの期間が、民間事業者の投資期間を超えて長期にわたることを考えれば、国の研究機関が長期的に人材を確保し技術基盤を継承・強化しつつ、革新的で競争力のある新型炉を生み出せる研究開発体制を整えることが重要である。また、今後我が国の原子力依存度が低減し、原子力関係予算の縮小や優先順位も変化することを考えれば、FBR サイクルの研究開発を我が国内で完結する考え方にとらわれることなく、今まで以上に国際協力を活用し、効果的で効率的な研究開発を進めていく取組の検討を始めるべきである。その際、廃棄物処理技術としての高速炉(FR)の位置付けや他の第四世代炉候補等案との比較についても検討することを忘れてはならない。また、全量直接処分政策を採用した場合でも、技術小委の提言にあるように、将来の不確実性に柔軟に対応できるよう、高度再処理・FR 技術等の基礎・基盤研究は継続することが重要である。

- 核燃料サイクル政策を考える上で、国際的視点が不可欠である。核燃料サイクルを巡る国際情勢は、新興国・途上国からのニーズの高まり、核不拡散、核セキュリティへの対応の強化への合意など、新たな状況を迎えている。今後は、過去の日米原子力協定の経緯も踏まえつつ、新たな時代に対応した二国間協力のあり方、自国に機微な核燃料サイクル施設を所有することや多国間枠組みで協力していくことの得失など、数多くの政策課題を考察し、解決していかなければならない。国は、これらの課題解決を通じて、世界の原子力発電の安全性向上、核不拡散、核セ

キュリティのリスク低減に十分に配慮した核燃料サイクル政策を構築していくべきである。

- これまで、核燃料サイクル政策は国の原子力政策の要として位置付けられ、それに基づいて、研究機関、民間事業者が立地自治体の協力を得て、それぞれの立場で責任を持って政策実行に協力してきた。今後は、国が政策決定を行い、その実施について、国が負う責任と民間事業者の負う責任の分担をより明確化することが極めて重要である。その上で、核燃料サイクルを含む原子力政策の実施には、国民からの信頼確保が不可欠であるから、それぞれの責任を踏まえて、国民との真摯な対話、透明性の確保などを通じて、信頼の維持・向上に全力で取り組んでいくべきである。

(2) エネルギー基本計画(第 6 次)

令和 3 年 10 月に第 6 次エネルギー基本計画が閣議決定された。その中において、核燃料サイクルは以下のとおり定められており、再処理、プルサーマル、高速炉開発は計画に基づき着実に推進することが明記された。

また、中長期的には、「技術の動向、エネルギー需給、国際情勢等の様々な不確実性に対応する必要があることから、対応の柔軟性を持たせることが重要」であることが指摘されており、将来の不確実性を見越したシナリオ検討を行うことが重要であると考えられる。

【基本的な方針】

- ・ 我が国は、資源の有効利用、高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度低減等の観点から、使用済燃料を再処理し、回収されるプルトニウム等を有効利用する核燃料サイクルの推進を基本的方針としている。

【社会的な背景】

- ・ 核燃料サイクルについては、六ヶ所再処理工場の竣工遅延などが続いてきた。また、もんじゅについては、廃止措置への移行を決定した。このような現状を真摯に受け止め、事業を安全に進める上で直面する課題を一つ一つ解決することが重要である。その上で、使用済燃料の処理・処分に関する課題を解決し、将来世代のリスクや負担を軽減するためにも、高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度低減や、資源の有効利用等に資する核燃料サイクルについて、これまでの経緯等も十分に考慮し、引き続き関係自治体や国際社会の理解を得つつ取り組むこととし、再処理やプルサーマル等を推進する。

【再処理】

- ・ 核燃料サイクルの中核となる六ヶ所再処理工場とMOX燃料工場が2020年に原子力規制委員会から規制基準に基づく許可を得たところであり、安全確保を大前提に、関係事業者による支援も含め、これらの施設の竣工と操業に向けた準備を官民一体で進める。

【プルサーマル】

- ・ 平和的利用を大前提に、核不拡散へ貢献し、国際的な理解を得ながら取組を着実に進めるため、利用目的のないプルトニウムは持たないとの原則を引き続き堅持し、プルトニウム保有量の削減に取り組む。これを実効性あるものとするため、「我が国におけるプルトニウム利用の基本的な考え方」(2018年原子力委員会決定)を踏まえ、プルトニウムの回収と利用のバランスを十分に考

慮しつつ、2016年に新たに導入した再処理等拠出金法の枠組みに基づく国の関与等によりプルトリウムの適切な管理と利用を行う。原子力事業者は、地元理解を前提に、稼働する全ての原子力発電所を対象にプルサーマルが導入できるよう検討を進めて、2030年度までに、少なくとも12基の原子力発電所でプルサーマルの実施を目指す計画を示しており、引き続き、事業者間の連携・協力を深めつつ、プルサーマルを一層推進する。

【使用済 MOX 燃料の取扱い】

- ・ 使用済MOX燃料の処理・処分の方策については、使用済MOX燃料の発生状況とその保管状況、再処理技術の動向、関係自治体の意向などを踏まえながら、引き続き2030年代後半の技術確立を目途に研究開発に取り組みつつ、検討を進める。

【高速炉】

- ・ 「高速炉開発の方針」(2016年12月原子力関係閣僚会議決定)及び「戦略ロードマップ」(2018年12月原子力関係閣僚会議決定)の下、米国や仏国等と国際協力を進めつつ、高速炉等の研究開発に取り組む。もんじゅについては、「もんじゅの廃止措置に関する基本方針」(2017年6月「もんじゅ」廃止措置推進チーム決定)に基づき、安全の確保を最優先に、着実かつ計画的な廃止措置に責任を持って取り組む。その際、立地地域の住民や国民の理解を得るための取組を引き続き進めることとし、廃止措置と並行して、国は地元の協力を得ながら、福井県敦賀エリアを原子力・エネルギーの中核的研究開発拠点として整備していく。もんじゅにおいてこれまで培われてきた人材や様々な知見・技術に加え、廃止措置中に得られる知見・技術については、将来の高速炉研究開発において最大限有効に活用する。

【中長期的な対応】

- ・ 核燃料サイクルに関する諸課題は、短期的に解決するものではなく、中長期的な対応を必要とする。また、技術の動向、エネルギー需給、国際情勢等の様々な不確実性に対応する必要があることから、対応の柔軟性を持たせることが重要である。特に、今後の原子力発電所の稼働量とその見通し、これを踏まえた核燃料の需要量や使用済燃料の発生量等と密接に関係していることから、こうした要素を総合的に勘案し、高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度低減、資源の有効利用の観点やコスト、関係自治体の意向等も考慮しつつ、状況の進展に応じて戦略的柔軟性を持たせながら対応を進める。

3.2 各ステークホルダーの動向

3.2.1 文部科学省/経済産業省の動向

(1) 群分離・核変換タスクフォース(文部科学省)

文部科学省(文科省)の群分離・核変換タスクフォースは、令和3年に開催された原子力科学技術委員会人材作業部会にて、令和4年度からの日本原子力研究開発機構の新たな中長期目標・計画の策定に向け、群分離・核変換技術の必要な研究開発について整理する目的で設置が決定された組織である。主に MA 分離技術、加速器駆動システム(ADS)を用いた核変換技術について現在の研究開発動向が整理され、今後の方針と重点的に取り組むべき研究開発項目について議論が行われた^{[3-1][3-2]}。

1) 検討事項

第一回の会議開催時、本タスクフォースでの検討事項は以下のように提示されている。

- 調査検討事項
 - ADS 研究開発の国際動向と技術評価について
 - 実証施設の在り方について
 - 研究開発項目のリストアップについて
 - その他
- 議論の論点
 - 2009年の原子力委員会分離変換技術検討会における指摘に対し、技術的進展がどの程度あるか。現時点において、技術的課題がどこにあるか。
 - シミュレーション技術等他分野の科学技術の進展を踏まえ、取り入れるべき点はあるか。
 - 国際状況や高速炉サイクルを含む原子力関連政策の現状を踏まえ、ADSの見通しに変化はあるか。
 - 限られた予算の中で、集中的に取り組むべき技術開発課題はあるか。当面の目標をどこに設定するか。
 - 上記を踏まえ、整備予定のJ-PARC核変換施設に見直すべき点はあるか。
 - ADSを実現するにあたって、長期的な視点でどのような取組が必要か。
 - 経済性、社会的受容性、産業界との連携、基礎研究、共通基盤技術の充実についてどのように考えるか。

2) MA 分離について

使用済燃料中の MA を分離回収し、核変換システムの燃料製造工程に供給する MA 分離技術に関しては、技術的成立性が示されていると評価され、今後の研究開発規模拡大と手法の絞り込みの重要性が議論された。

- 技術レベル
 - 大規模なシステムが必要となる手前の TRL6 の達成を研究開発の目標とし、OECD/NEA

の専門家会合での評価をベースに現在の TRL を判断。

- 溶媒抽出法、抽出クロマトグラフィ法どちらの手法においても実廃液試験によりグラムスケールの MA の分離が成功しており、技術的成立性が示されている(TRL6)と判断。
- 今後の課題
 - 今後は、JAEA の現有施設を最大限活用して、性能実証(準工学規模)の実施可否に必要な課題(TRL6に相当)に対応した研究開発を実施。
 - 各研究開発には、計算科学を積極的に適用。
- とりまとめでの結論
 - MA 分離に係る研究開発については、「発電用高速炉利用型」サイクル概念と ADS による「階層型」サイクル概念共通の研究開発課題であり、着実に研究開発を推進すべきである。
 - 今後、実機の成立性の検討を実施するにあたっては、実スケールへの拡大の課題を整理するとともに、数値シミュレーションや既往プラントの経験の活用、小規模試験の拡充とデータ同化による工学規模試験の代替可能性の検討が重要。
 - さらに、溶媒抽出法と抽出クロマトグラフィ法のどちらを選択するかの評価を進める事が重要。

3) 核変換(ADS)について

商用発電用サイクルから独立して核変換サイクルを付設する階層型サイクルの中心となる加速器駆動システム(ADS)については、実験施設の建設計画の見直しや今後の導入シナリオ検討に向けた課題について議論が行われた。

- 技術レベル
 - 核工学、炉工学、ターゲット・加速器の分類で ADS の現在の TRL を評価しており、いずれも TRL4～5と判断されている。
- 今後の課題
 - 日本原子力研究開発機構の第3期中長期計画期間中の建設着手を目指していた核変換物理実験施設(TEF-P)と ADS ターゲット実験施設(TEF-T)に関しては構想を見直す。
 - TEF-T で考えていた高温鉛ビスマス流動環境下におけるビーム窓の材料照射試験を重要視したこと、TEF-P での使用を想定していた JAEA 保有の核燃料の一部(高濃縮ウラン、プルトニウム)が米国へ移送されたため、TEF-P で実施予定であった炉物理研究項目が大幅に制限されたことから、TEF-T の機能を優先した試験施設として再検討を行う方針。
- とりまとめでの結論
 - 多くのリソースが必要な施設建設に替わって、JAEA が提案している計算科学などの最新技術・知見を活用した PSI 計画を進める事は妥当である。
 - 柔軟性や経済性の観点を考慮し、高速炉との比較や ADS 導入シナリオ検討が可能な実現性の高い ADS の概念を提案する事が必要。

(2) 原子力小委員会における議論

原子力小委員会の開催期間は、大きく 3 つに分けられる。本報告書ではそのうちの第一期～第二期

の期間について議論を整理する。

第一期:2014 年 6 月 19 日(第 1 回)～2014 年 12 月 24 日(第 11 回)

第四次エネルギー基本計画の決定を受け、計画の具体化に向けて下記のような検討項目を議論

2014 年 12 月に中間整理

第二期:2015 年 6 月 26 日(第 12 回)～2021 年 4 月 14 日(第 23 回)

第五次エネルギー基本計画の検討にあたって、原子力に係る論点を議論する

第三期:2022 年 2 月 24 日(第 24 回)～

第六次エネルギー基本計画閣議決定後の議論

第 1 回小委員会で例示された検討項目は次の 8 項目である。6 番目の項目で「使用済燃料問題の解決に向けた取組と核燃料サイクル政策の推進」が記されている。

1. 福島復興・再生に向けた取組
2. 原子力依存度低減に向けた課題(廃炉等)
3. 不断の安全性向上の追求
4. 技術、人材の維持・発展
5. 競争環境下における原子力事業のあり方
6. 使用済燃料問題の解決に向けた取組と核燃料サイクル政策の推進
7. 国民、自治体との信頼関係構築
8. 世界の原子力平和利用と核不拡散への貢献

第 1 回からの核燃料サイクルに関する議論の傾向と発言例を抜粋し、表 3-1 にまとめた。核燃料サイクルに係る議論は、①サイクル必要性を再認識された時期(第 1 回～第 3 回ごろ)、②電力自由化の流れが意識され長期事業における官民の役割が論点化された時期(第 5 回～第 12 回ごろ)、③核燃料サイクル政策の整理とその具体化が議論された時期(第 17 回～第 22 回ごろ)に大別された。

表 3-1 原子力小委員会での核燃料サイクルに係る議論の傾向

		年月日	回	議論の傾向	発言例
① サイクル必要性を再確認	電力自由化を意識	2014.6.19	1	サイクルありきの方針や 戦略の欠如が問題提起	「様々なオプションを検討していくべき。核燃料サイクルの達成以外の道筋もあり得る。依存度を低減させることも選択肢。」
		2014.7.23	3	エネルギー安全保障、環境特性、経済性、技術維持の観点 が指摘。事業者を国がフォローする必要性を強調	「エネルギー安全保障、環境特性、経済性及び高度な原子力技術の維持の観点からも一定程度の原子力は確保していくことが必要。」 「国家として原子力を維持しサイクルを維持していくことが重要なら、事業者がやれない部分を国にやっていただくということもあるのではないか」
		2014.8.21	5	資源の有効利用の強調、 事業者主体による継続性 の問題提起	「発電と廃炉は、民間事業者が切磋琢磨して技術を高めていくことが重要で、相当程度事業者がやるべき。核燃料サイクルと最終処分は、事業者が力を合わせつつ、国が関与すべき。NUMOのような仕組を再処理等の核燃料サイクル事業にも導入すべき。」
② 長期事業における官民の役割が論点	事業環境整備から議論	2014.9.16	6	電力自由化市場におけるサイクル事業のあり方 の問題提起を踏まえ、サイクルの事業環境・体制整備の重要性を受け止め	「今後、自由化された市場における事業環境(競争環境)において、どのような体制で核燃料サイクル事業を進めていくかは重要な政策課題の一つ」 「核燃料サイクル事業について、共同利用施設の費用負担の在り方、運営の在り方などに関するルール作りが必要。」
		2014.11.13	9	電力自由化市場における、 国と事業者の役割分担 が議論	「自由化により事業者間の競争が進み、また原発依存度が低減していく中にある。核燃料サイクルへの拠出金化が設定されているが、国と事業者の役割分担はどうなるのか。中長期的なサイクル政策の推進における役割分担と時間軸を現実的検討すべき。」
		2014.11.27	10	長期の事業スパンのサイクル事業は 国が責任を持つべき との指摘	「平成28年の全面自由化までに方向性を示して欲しい。」 「バックエンドは数百年・数万年の事業スパンを考えると、事業者が責任を負うものでなく、基本的には国が責任を負うべき。その上で民間に委託するというのはあり得る。」
		2015.6.26	12	事業者がサイクル事業を進められる環境整備 のあり方が問われる	「原子力をやるとしても、核燃料サイクル事業等について事業者の判断でやめることが可能かどうかとも説明責任として問われる。経営者が株主に対して説明できるような環境を整える必要がある。」
		2018.1.16	13	事業者がサイクル事業を進められる 環境整備のあり方 が論点 + 電力事業者が日本原燃を支える発言	「技術として原子力のライフサイクルをきちんと回せるようにしておくべき」 「先日、日本原燃が、新規制基準に関わる安全対策工事を確実に実施するために、再処理工場の竣工工程を変更した。事業者としては、日本原燃を最大限支援し、再処理工場の竣工並びに安定操業を達成し、原子燃料サイクルを推進していく所存である。」
		2018.3.6	16	国の意思や姿勢無くして 立地地域への説明 ができないと指摘	「核燃料サイクルの総合的な計画を策定し、国がより前面に立って進めていかなければ、成り行き任せになり、立地地域を始め国民の理解を得られない。」 「核燃料サイクルは、核不拡散、安全、核セキュリティの理念に基づき、青森県六ヶ所村の皆様方と今まで築いてきた信頼関係の下、核燃料サイクル技術を確実に蓄積し、中長期的にぶれない国家戦略として着実に推進すべき。使用済燃料対策、最終処分、核燃料サイクルは、国家の強い意志や姿勢、明確な責任なくして前進はあり得ない。」
③ サイクル政策を整理 ↓ 具体化	最終ゴールを指摘	2018.3.20	17	原子燃料サイクルのための施策が整理 各施策の取組の時間軸が論点	「技術、人材、サプライチェーンの維持・強化に向けた取組の時間軸について。今回、整理いただいた施策がいつ具体化されるのか。そのタイムラインが非常に見えにくい。一方、継続的な技術伝承、人材育成サイクルなどを踏まえると具体策への移行をこれ以上先延ばしすることは決して得策ではない。」
		2019.4.23	20	(第四次エネ基確定) 施策の枠組みを議論	「国が新たなプログラムを作り、方向性を示したことは非常に有意義。事業者にとっても将来の選択肢を広げる上で重要。」 「全体の枠組み作り。これまで原子力小委員会の中でリプレースをどうするか、サイクル再処理をどうするかなどを議論してきた。将来の枠組みができているのか。」
		2021.2.25	22	サイクル政策の一定の具体化 を評価	「核燃料サイクルは、これまで現実的でないと言われてきたものがようやく軌道に乗つつあるが、非常に大きな意義がある。」
		2021.3.22	23	原子力技術の最終的なゴールは クローズドサイクル との発言	「原子力技術の最終的なゴールはクローズドサイクルと認識した。加えて「多様な利用」というゴールが加わった。2030 年に向けてはまずリプレース・新設が課題、その先に2050 年に向けてサイクル・高速炉が出てくる。クローズドサイクルを見据えた上で計画を立ててもらいたい。」

また、個別のトピックについても議論の有無を調査した。その結果、MOX 燃料製造、プルサーマル発電、高速炉、使用済燃料貯蔵、SF-MOX 再処理に関する議論があり、回収ウランや加速器駆動型システムに関する議論などは話題化されてきていなかった。

表 3-2 原子力小委員会での核燃料サイクルに係る個別技術の議論の概観

核燃料サイクルに係る技術	キーワード	議論の概観
転換／濃縮	回収ウラン	議論なし
燃料製造	MOX燃料製造	目的:SF-UO ₂ の減容→Pu削減 / 技術:国内で確立を堅持
原子炉(軽水炉、高速炉)	ブルサーマル発電	目的:Puバランス 課題:地元理解、再稼働、人材確保、SF-MOXの再処理予定なし
	高速炉	(第16回～)目的:エネルギー選択肢、再処理事業の意義との合致 / 課題:具体道筋がない
	加速器駆動型システム	議論なし
SF貯蔵・輸送	使用済燃料貯蔵	議論なし (言及「貯蔵容量に余裕のないサイトが存在」)
再処理・廃棄体化	再処理高度化	議論なし
	SF-MOX再処理	提案:SFMOX再処理は2030年技術確立を目指したい、サイクル確立の道筋を描くべき
	MA/LLFP分離	議論なし
	ガラス固化	議論なし (報告「ガラス固化体試験の技術的課題の解決」)
HLW貯蔵・輸送	HLW貯蔵	議論なし
処分	高速炉サイクル廃棄物	議論なし
	SF-MOXの処分	議論なし
その他	サイクル意義など	上記トピックス相互に関係しつつ議論が進展

(3) 研究開発に係る動向(予算情報と併せて)

核燃料サイクル技術に関連する研究開発の動向について、経産省、文科省、内閣府の行政レビューシートを調査し、近年行われている事業をリストアップした。さらに、事業の内訳として、主な支出先、事業期間、予算執行状況を整理した。うち内閣府は核燃料サイクル研究開発への予算配分が無かったため、本報告書での記載は割愛する^{[3-3][3-4][3-5]}。

1) 文科省

核燃料サイクルに係る技術開発に関する文科省の事業実施状況を表 3-3 に示す。表に示す 3 事業のうち、核燃料サイクル技術のみに焦点を当てて研究開発が行われているのは「放射性廃棄物減容化研究開発の推進」事業のみであり、JAEA が主な実施主体として加速器駆動核変換システム(ADS)について文科省予算の下研究開発に取り組んでいる。

「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構運営費交付金に必要な経費」については、行政レビューシートの記載によれば、交付予算の約半分が「高速炉・新型炉の研究開発」、「核燃料サイクルに係る再処理、燃料製造及び放射性廃棄物の処理処分に関する研究等」に配分されている。より詳細な予算配分については近年公表されていない。

「原子力システム研究開発委託費」事業においては、国家課題対応型研究開発推進事業としてJAEA、メーカー、大学など幅広い機関を対象に公募を実施している。扱う研究開発課題も多様であり、一部では核燃料サイクルに係る技術に関する研究も行われている。

上記の事から、文科省の予算下で核燃料サイクルに係る事業を行う機関は、原子力システム研究開発事業への公募を除けばJAEAのみであることが分かる。

表 3-3 文科省の核燃料サイクル技術に係る事業

事業名	核燃料 サイク ルに係 る技術	主な実施主体	期間	概要
放射性廃棄物減容化研究開発の推進	ADS	JAEA	H26～ H27	群分離・核変換技術について、陽子ビームを用いた核変換システムを検討する。核変換システムの構築の中核となる「核変換ターゲット試験」及び「核変換用物理実験」の実施に関する設備等の安全性を含めた合理的システムの検討や、実験装置の要素技術検証や性能向上のための技術検証を実施する。
			H28～ 現在(終了予定なし)	エネルギー基本計画に基づき、放射性廃棄物の減容化・有害度低減のための技術開発として、加速器駆動核変換システムについて検討する。技術開発の中核となる工学規模の実験施設に係る研究開発、実験装置の要素技術検証や性能向上のための技術検証を実施する。
原子カシステム研究開発委託費	高速炉、MA分離、ADS など	JAEA、日立GE、福井大学、九州大学、北海道大学など	H17～ 現在 (終了予定なし)	多様な原子カシステム(原子炉、再処理、燃料加工)に関し、基礎的研究から工学的検証に至る領域における革新的な技術開発を進めることを目的とする。事業の実施に当たっては、大学、高専、独立行政法人(国立研究開発法人含む)、民間法人、特定非営利活動法人等を対象として研究課題を募集する。
国立研究開発法人日本原子力研究開発機構運営費交付金に必要な経費	全般	JAEA	H17～ 現在 (終了予定なし)	原子力に関する基礎的研究及び応用の研究、高速増殖炉関連研究、核燃料物質の再処理及び高レベル放射性廃棄物の処分等に関する技術開発を総合的、計画的かつ効率的に行うとともに、原子力災害からの復興のために必要な技術開発等に取り組む。

2) 経産省

核燃料サイクルに係る技術開発に関する経産省の事業実施状況を表 3-4 に示す。核燃料サイクル技術を取り扱う事業は 6 事業あり、中でも高速炉に係る研究開発に注力していると言える。他方、ガラス固化、プルサーマル発電に係る事業も行われている。主な支出先は、JAEA のほかに電力会社、プラントメーカー、その他メーカー等多様である。

表 3-4 経産省の核燃料サイクル技術に係る事業

事業名	核燃料サイクルに係る技術	主な実施主体	期間	概要
原子力の利用状況等に関する調査委託費	全般	JANUS, MRI など	H21～R9	今後の原子力政策の方向性に係る検討に資するため、国内外における原子力利用状況(核燃料サイクル技術等含む)に関する調査を行う。
高速炉に係る共通基盤のための技術開発委託事業(旧:高速炉の国際協力等に関する技術開発委託費)	高速炉、再処理	JAEA, 三菱 FBR システムズ、日本原電、三菱重工 など	H25～H31 R2～R6	高速炉の実証技術の確立に向け、日仏間の ASTRID 協力を通じて高速炉の技術や安全設計能力・ノウハウを多数獲得する事等を目指す ^[3-6] 。 戦略ロードマップを受けた多様な高速炉概念に幅広く適用できる共通基盤技術の整備を目的に、原子力イノベーションに貢献する技術的な基盤や要素技術・枢要技術、試験研究施設、再処理技術の獲得・整備を目指す ^[3-7] 。
放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究委託事業	ガラス固化	IHI、JAEA、電中研、原環センター、日本原燃など	H26～H30 H31～R6	廃棄物組成に応じ長期間安定的に多くの廃棄物を閉じ込めておくことが可能なガラス固化技術基盤の整備を目指す ^[3-8] 。 MOX 燃料を含む様々な使用済燃料の再処理時に発生する廃液に応じて、熔融・固化プロセスを改善し、白金族元素の凝集やイエローフェーズの生成の抑制技術等の開発を目指す。また、使用済 MOX 燃料の安全・安定的な処理に向け、施設の安全性、処理性能等の向上を図るための基盤技術を開発する ^[3-9] 。
社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業	高速炉	日立 GE、三菱重工、IHI など	R1～R9	安全性・経済性・機動性に優れた原子力技術の高度化に資する民間企業等の技術開発を支援する。小型ナトリウム冷却高速炉や軽水冷却高速炉、熔融塩炉などの技術開発が行われている。

全炉心混合酸化物燃料原子炉施設技術開発費補助金	プルサーマル発電	電源開発	H8～H15 頃	フル MOX-ABWR の開発について、大間原子力発電所の基本設計や基本工事計画を行う、また、大容量の賛詞安全弁やインターナルポンプシステム等の要素技術開発を行う。
			H12～H28	フル MOX-ABWR の開発について、大間原子力発電所の原子炉設備の開発を行う ^[3-10] 。
革新的実用原子力技術開発費補助金	高速炉	JAEA	H12～H27	革新的な原子力技術であって、安全性向上又は廃棄物減容・有害度低減等に資する技術開発を公募して行う。高速炉の炉心・原子炉構造技術の開発が JAEA により本事業内で行われた。

3.2.2 日本原子力研究開発機構の研究開発動向

2015 年に定められた JAEA 第 3 期中長期計画における核燃料サイクルに係る技術開発に関連した言及を調査し、今後の JAEA の核燃料サイクルに係る研究開発の計画を表 3-5 に整理した。中長期計画での記載においては、これらの研究開発項目に優先順位は付けておらず、非常に広範な研究開発を実施している^{[3-11][3-12][3-13][3-14][3-15][3-16][3-17][3-18][3-19][3-20][3-21]}。

表 3-5 JAEA 第 3 期中長期計画における核燃料サイクル技術に係る言及

核燃料サイクルに係る技術	キーワード	中長期計画での言及
転換/濃縮	回収ウラン	言及無し
燃料製造	MOX 燃料製造	高速炉用 MOX 燃料の新規制基準対応・製造プロセス高度化など
原子炉(軽水炉、高速炉)	プルサーマル発電	言及無し
	高速炉	「もんじゅ」「常陽」の活用、ASTRID 計画への参画、冷却系機器開発試験施設(AtheNa)等の既存施設の整備、シミュレーションシステムの開発など
	加速器駆動型システム(ADS)	J-PARC 核変換実験施設の設計・建設に向けた研究開発など

使用済燃料貯蔵・輸送	使用済燃料乾式貯蔵	言及無し
	使用済燃料輸送	言及無し
再処理・廃棄体化	再処理安全研究	言及無し
	使用済 MOX 燃料再処理	軽水炉用 MOX 燃料等の再処理に向けた基盤技術開発、高速炉用 MOX 燃料の再処理のための要素技術開発及びプラント概念の検討
	MA/LLFP 分離	MA 分離のための共通基盤技術の研究開発など
	ガラス固化高度化(含有率増加、Mo/PGM 挙動把握など)	白金族元素の挙動等に係るデータ取得・評価、及びガラス固化技術開発施設(TVF)の新型溶融炉の設計・開発など
ガラス固化体貯蔵・輸送	ガラス固化体貯蔵	(東海再処理施設の)高レベル放射性廃棄物の管理について、ガラス固化体の保管方策等の検討
	ガラス固化体輸送	言及無し
処分	MOX 再処理ガラス固化体処分	言及無し
	直接処分	海外動向調査、代替処分オプションとしての使用済燃料直接処分の調査研究など

(1) 原子炉

1) 事業の目的・位置づけ

JAEAにおける高速炉サイクル分野の研究開発については、エネルギー基本計画、「高速炉開発の方針」(平成 28 年 12 月原子力関係閣僚会議決定)、および「戦略ロードマップ」(平成 30 年 12 月原子力関係閣僚会議決定)等において定められた政策の方向性の下、当面 5 ヶ年程度の研究開発への取組方針が 2019 年に策定された。高速炉プラントにおいては 2050 年の運転開始を目標とし、研究開発基盤の開発や革新技术開発を行うとともに民間との連携も推進するとしている。

また、加速器駆動型システム(ADS)に関しては、第三期中長期計画において「高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度の低減に大きなインパクトをもたらす可能性のある技術」として、高速炉と共に、加速器を用いた核変換に関する研究開発を推進するとしている。

2) 高速炉に関する主な研究開発動向

第3期中長期計画では「もんじゅ」の活用や ASTRID 計画への参画が挙げられていたが、その後の情勢の変化や高速炉開発「戦略ロードマップ」の閣議決定を反映し、JAEA は高速炉サイクルの研究開発への取組方針を 2019 年に再度策定した。JAEA が主体的に取り組む高速炉分野の研究開発として以下が挙げられている。

a. 先進的設計評価・支援システム(ARKADIA)の整備

高速炉開発に係るナレッジベースと解析技術を統合した先進的設計評価・支援システムとして AI 支援型革新炉ライフサイクル最適化手法「ARKADIA」の開発・整備に取り組む。3 年後には炉心周りの核・熱流動・構造の連成評価システムのプロトタイプを作成し、設計最適化と設計工程短縮の見通しを得るとしている。

b. 規格基準体系の整備

多用な高速炉について、次世代炉として適切な安全目標を満足し、かつ炉型の特徴を活かした設計や維持管理を柔軟に実現可能とするために、安全基準と構造規格(維持規格等も含む)を、リスク情報を活用してシームレスにつなぐ規格基準体系を構築する。

c. 安全性向上技術の開発

技術革新を通じた高速炉の安全性、信頼性、社会的ニーズ適合性向上を目指す。当面の研究開発では安全性向上に向け、熔融炉心排出技術や AI および IoT を用いた異常診断技術等、多様な革新技术の検討を実施するとしている。

3) ADS に関する主な研究開発動向

a. PSi(Proton accelerator-driven Subcritical virtual system)計画

第3期中長期計画期間中に計画されていた J-PARC における核変換物理実験施設(TEF-P)、ADS ターゲット試験施設(TEF-T)の建設着手を見直し、合理的かつ効率的に研究開発を進めるために、既存の施設を有効活用しながら、計算科学などの最新の技術・知見を活用した研究開発計画(PSi 計画)を実施。PSi 計画で得られた成果等を活用し、次期中長期計画期間中に、実現性、柔軟性、経済性の観点や規制基準を考慮した成立性の高い ADS システム概念を提案するとしている。

b. 海外研究機関との研究協力

海外研究機関、特に MYRRHA 計画による ADS 実験炉の建設を目指すベルギーSCK-CENとの研究協力を進める。

c. ADS 用 MA 燃料製造

熱的特性に優れ、MA を高濃度で添加可能な MA 窒化物燃料の製造に取り組む。燃料性能を確証するために、物性データ測定、データベース構築、解析コード改良を実施し、照射試験に向けた準備を行った。今後は、工学的要素技術のホット実証と照射試験用燃料の作成を進めるとしている。

d. MA 窒化物燃料乾式再処理

MA 高含有窒化物燃料の再処理のため、高濃度 MA の取り扱いが可能な溶融塩/液体金属を用いた乾式再処理技術を、先行している金属燃料の乾式再処理技術の知見を活用して開発。実用性を示すために、回収目標を満たす再処理プロセスを提示し、工学規模に向けたコールド試験で主要工程の性能が確認された。今後は、使用済 MA 窒化物燃料を模擬した試料等を用いた分離性能評価試験、及びコールド工学規模試験装置の開発を実施する。

(2) 燃料製造

1) 事業の目的・位置づけ

第三期中長期計画では、高速炉の実証技術の確立に向けた取り組みとして、混合酸化物(MOX)燃料の供給については、新規規制基準に適合するため、必要な対応を行うとしている。

2) MOX 燃料製造に関する主な研究開発動向

a. 乾式リサイクル技術

MOX 燃料製造工程において、核燃料物質の有効利用を目的とし、規格外の混合酸化物ペレットを粉砕し乾式回収粉末として再利用するため、乾式リサイクル技術の研究開発を進めている。令和3年度

計画では、これまで取得した試験データ等に基づき、MOX 燃料製造工程への適用性を評価するとしている。

b. 簡素化ペレット法

令和 3 年度計画では、MOX 燃料製造工程において、プルトニウム富化度調整を溶液状態で行うため粉末混合工程が削減可能な簡素化ペレット法の要素技術開発の為に、ダイ潤滑成型により得られた成型体の焼結試験を実施するとともに、転動造粒粉を用いたダイ潤滑成型に係る一連のプロセスの成立性を評価するとしている。

(3) 再処理・廃棄体化

1) 事業の目的・位置づけ

第3期中長期計画においては、エネルギー基本計画で示されている「資源の有効活用、高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度低減」等の観点から、使用済燃料を再処理し、Pu を有効活用する核燃料サイクルの推進の方針を支える研究開発を進めるとしている。また、高速炉用 MOX 燃料の製造・再処理については、研究開発により将来の再処理および燃料製造技術体系の確立に資することで、我が国のエネルギーセキュリティ確保に資するとしている。

2) MA 分離に関する主な研究開発動向

a. 溶媒抽出法

二次廃棄物の発生量低減につながる、焼却処分可能な抽出剤を用いた抽出分離プロセス「SELECT(Solvent Extraction from Liquid-waste using Extractants of CHON-type for Transmutation)プロセス」の開発を進めており、グラムスケールの MA 回収に向けた実廃液試験を実施。約 0.3g の MA を回収して技術的成立性を示した。

b. 抽出クロマトグラフィ法

希釈剤が不要であり廃溶媒発生量が少ない、設備がコンパクトである等のメリットがある MA 分離技術である抽出クロマトグラフィ法について実用化に向けた開発を行い、吸着剤の改良や安全性向上に向けた評価を進めるとともに、実廃液試験等によって良好な MA 分離性能を確認し、約 2g の MA 回収に成功。溶媒抽出法と同様、技術的成立性が示されている。

c. SmART サイクル研究

MA 分離変換サイクルの小規模実証を目的として、照射済燃料中の MA を回収し、高速実験炉「常陽」で燃焼する一連のサイクル試験(SmART サイクル)計画を推進している。研究成果として、抽出クロマトグラフィ法を用いた MA 分離により実際に照射済高速炉燃料を処理した高レベル放射性廃液が

らグラムオーダーの MA 回収に成功しており、今後のフローは脱硝、ペレット製造、炉内照射、照射後試験となっている。

3) 使用済 MOX 燃料再処理に関する主な研究開発動向

a. 硝酸溶液への溶解性の改善

Pu 含有率上限の要因である再処理時の硝酸溶液への溶解性の改善を目指す。令和 3 年度計画では、硝酸溶解性に係る基礎データを取得すると言及されている。この言及に関連する具体的研究成果の公表は確認できなかった。

b. U、Pu 共回収プロセス(コプロセッシング法)の開発

軽水炉用、高速炉用両方の使用済 MOX 燃料に有効となる技術として、核拡散抵抗性を向上させた Pu/U 共抽出技術(コプロセッシング法)の研究開発に取り組む。U の一部を常に Pu に同伴させ、工程内で Pu が単独で存在できないようにすることで核拡散抵抗性を向上させる。また、U/Pu 比 0.5~2 の U/Pu 製品を回収可能であり、将来の様々な使用済燃料の処理に柔軟に対応可能と期待される。さらに、共除染部での FP 除染性能を向上させることにより、従来プロセスに設置される精製サイクルを削除可能であり、経済性の向上、廃液発生量の低減というメリットがある。工業実績を有する PUREX 法の改良プロセスであり、技術的ハードルは高くなく、今後の開発の方向性としては高レベル放射性物質研究施設において実燃料溶解液を用いたホット除染性能試験を実施し、除染性能の向上を図る予定としている。

c. 高性能清澄システムの開発

軽水炉 UO_2 燃料に対して、プルサーマルや高速炉の燃料では Pu 含有や高燃焼度の影響により、スラッジ量が増大する傾向にあり、再処理工程内へのスラッジの蓄積により配管の閉塞や伝熱機器の性能低下等が懸念される。よって、清澄工程に同伴するスラッジのほぼ全てを回収する清澄システムとして、前段に大量処理に適した遠心清澄機、後段に微粒子の捕集に適したフィルタ清澄を配置したシステムを提案している。これまでに遠心清澄機、フィルタ清澄の各性能評価、統合システムとしての工学試験を行い、供給したスラッジはほぼ完全に捕集されることが確認されており、今後は機器の信頼性向上に向けた技術開発を進めるとしている。

d. MOX 燃料再処理プラントの設計研究

軽水炉 UO_2 燃料、軽水炉 MOX 燃料及び高速炉 MOX 燃料を対象とした L/F 共用再処理プラントの概念検討が実施されている。L/F 共用プラントの型式として、集中型、分割型、モジュール型を想定し、総建設費や使用済燃料輸送・中間貯蔵費、柔軟性対応費等の各種観点からコスト換算して比較検討を実施した。その結果、L/F 共用プラントとしては処理容量 300tHM/y 相当のモジュール型が有利と評価された。また、使用済 MOX 燃料再処理の主要課題に関し、対策となる個別技術の適用性評価も実施している。今後の開発の方向性として、これまでの個別技術の評価結果をもとに施設全体概念をまと

め、今後の原子力発電容量や Pu バランスを考慮した核燃料サイクル施設の整備案について評価を行うとしている。

4) ガラス固化に関する主な研究開発動向

a. 白金族元素の挙動等に係るデータ取得・評価

溶融炉の中で沈降・堆積し通電・流下障害を引き起こす白金族元素凝集体について、平成 27 年～30 年度に行われた白金族元素の挙動解明に係る研究開発では白金族元素の析出過程や炉底部形状毎の白金族抽出性評価を把握し、後に開発予定の新型溶融炉(TVF3 号炉)の設計等に反映した。また、ガラスの粘性に悪影響を与えるルテニウム針状結晶の生成メカニズムの確認及び炉底部形状や勾配が白金族元素の抽出性に及ぼす影響の確認を行った。これらの知見は日本原燃で開発を進めている炉底部を円錐形状とした新型溶融炉の導入判断や白金族元素対策等の高度化技術開発への貢献が期待される。

b. ガラス固化技術開発施設(TVF)の新型溶融炉の設計・開発

東海再処理施設で貯蔵している高レベル放射性廃液のガラス固化を進めるため、新型溶融炉 TVF3 号の開発が進められている。本研究開発に関しては、高レベル放射性廃液の早期処理を求める外部ニーズへの対応が主な波及効果とされており、a のような日本原燃への知見の共有といった波及効果は挙げられていない。

(4) ガラス固化体貯蔵・輸送

1) 事業の目的・位置づけ

第 3 期中長期計画では、ガラス固化体の貯蔵・輸送に係る研究開発について、東海再処理施設で発生したガラス固化体の取り扱いに関する言及がなされており、「高レベル放射性廃棄物の管理については、ガラス固化体の保管方策等の検討を進め、適切な対策を講じる」としている。

2) ガラス固化体貯蔵に関する主な研究開発動向

a. 乾式キャスクによるガラス固化体保管

東海再処理施設で発生したガラス固化体に対して、将来的な需要を見越してキャスク方式での保管の検討を開始している。これまで国内外で実績のあるボルト方式(建屋の中にガラス固化体を縦積みできる保管ピットを設ける方式)とキャスク方式の2つの保管方式について、既存のリサイクル機器施設(RETF)を活用した場合と全て新規で建設する場合で比較検討を行い、実現性や建設費・工期等の観点から RETF を活用したキャスク方式が有力としている。今後、コスト評価を含め詳細な検討を進めた上で地元自治体との調整や原子力規制委員会への申請を実施する。

(5) 処分

1) 事業の目的・位置づけ

第3期中長期計画では、「海外の直接処分に関する最新の技術動向を調査するとともに、高レベル放射性廃棄物の地層処分研究開発の成果を活用しつつ、代替処分オプションとしての使用済燃料直接処分の調査研究に取り組み、成果を取りまとめる」としている。

2) 直接処分に関する主な研究開発動向

a. 使用済燃料の直接処分に関する工学技術の開発

直接処分における人工バリア設計について、処分容器の性能や緩衝材に関する調査・試験・解析を行い、ガラス固化体での技術や経験を直接処分に適用できる見通しを得るとともに、使用済燃料の特徴や多様性に対応した設計事例を例示した。また、日本特有の使用済燃料の特性や地質環境条件に対して技術的に成立しうる地下施設の設計事例を示した。

b. 使用済燃料の直接処分に関する安全評価手法の開発

処分容器破損後の放射性核種の溶出挙動を評価するためのパラメータ設定を目的として、諸外国の直接処分安全評価報告書や欧州プロジェクトの成果等をレビューする調査研究を行った。また、直接処分を対象としたシステム性能評価に係る手法の開発にも取り組んでいる。

3.2.3 原子力学会

日本原子力学会は 1959 年に発足し、「公衆の安全をすべてに優先させて、原子力及び放射線の平和利用に関する学術及び技術の進歩を図り、その成果の活用と普及を進め、環境の保全と社会の発展に寄与すること」を目的として、約 6,500 名以上の個人会員と約 200 の賛助会員(組織)で組織されている。事業内容については、以下に示す通り 10 個の事業内容に分かれるとともに、会員は 18 の専門部会に一つ以上所属している。特定の研究開発については、3 つの専門委員会(特別専門委員会、調査専門委員会、研究専門委員会)がある。^[3-22]

事業内容

- 会員の研究活動・情報交換
- 会員の学術・技術の調査・研究
- 内外の関連学術団体等との連携
- 規格・規準(標準)の制定・改正
- 学術の継承・発展、教育、人材育成活動
- 年会、シンポジウム、講演会等の開催
- 会誌、研究・技術論文等の資料の刊行
- 社会との情報交換

- 成果の公開と社会への還元
- 研究開発の奨励とその業績表彰

専門部会(下線は核燃料サイクルと関連が深い分野)

炉物理、核融合工学、核燃料、バックエンド、熱流動、放射線工学、ヒューマン・マシン・システム研究、加速器・ビーム、社会・環境、保健物理・環境科学、核データ、材料、原子力発電、再処理・リサイクル、計算科学技術、水化学、原子力安全、新型炉、リスク

専門委員会(2021年6月時点)

- 研究専門委員会:8件
本会が選定した題目について、研究の進歩・推進を図るため、文献紹介・研究発表・情報交換をおこなう
 - 核燃料サイクルの成立性
 - 将来原子力システムのための再処理技術
 - トリウム原子力システム
 - 原子炉における機構論的限界熱流束評価技術
 - 放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術
 - 遮蔽解析手法のV&V検討
 - 福島第一原子力発電所廃炉に係る核分裂生成物挙動
 - 原子炉過酷事故に対する機構論的解析技術
- 調査専門委員会:3件
本会から依頼された特定の題目について、状況・実態等を把握するため、調査・資料収集・検討をおこなう
 - シグマ
我が国の核データ研究に係る学術的な活動方針について、原子力エネルギー分野のみならず他分野の専門家も交え、全体を俯瞰した検討及び情報発信をおこなう。
 - 原子力安全
原発事故および原子力安全に関する調査を行う。福島第一原子力発電所事故の調査においても、発災当初より分科会を設立し、事故の原因分析、影響調査、提言活動等も実施。
 - 原子力アゴラ
将来の原子炉技術について原子力関連研究開発期間の横通しのオープンかつ丁寧な議論な場の創出と、各機関が持つ確かな技術を組み合わせる現場レベルでの協働作業を実施。
- 特別専門委員会:1件
外部機関の委託あるいは補助を受け、あるいは内外学術機関との連絡の便宜などのために設け、所定の題目について資料収集・情報交換・調査研究をおこなう
 - 地層処分のセーフティケースに係る様々なステークホルダーを対象とした理解促進に関する方法の検討

以上が原子力委員会の組織構成であるが、核燃料サイクル技術等の現状・動向調査を実施するうえでは、研究専門委員会に着目すべきである。そのため、表 3-6 に核燃料サイクルと関連が深い研究専門委員会を過去の委員会含めて示した。

以降、「燃料サイクルの成立性」、「将来原子力システムのための再処理技術」、「放射性廃棄物処理・処分と分離・変換技術」の3つの研究専門委員会の検討内容を調査し、整理した。

表 3-6 核燃料サイクルと関連が深い研究専門委員会

委員会名	設置期間	主査	関連部会
核燃料サイクルの成立性	2017年4月 ～2022年3月	佐藤 勇	再処理・リサイクル
将来原子力システムのための再処理技術	2017年8月 ～2022年3月	鈴木 達也	再処理・リサイクル
放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術	2019年6月 ～2022年3月	稲垣 八穂広	バックエンド
(終)将来世代のための再処理技術	2013年6月 ～2017年3月	本間 俊司	再処理・リサイクル
(終)使用済燃料直接処分に関わる社会環境等	2013年4月 ～2017年3月	鳥井 弘之	社会・環境
(終)放射性廃棄物の分離変換	2011年12月 ～2015年11月	湊 和生	再処理・リサイクル
(終)核燃料サイクルの物質・放射線利用	2009年10月 ～2013年9月	三村 均、 藤井 靖彦	バックエンド
(終)次世代再処理技術	2009年4月 ～2013年3月	小山 正史	再処理・リサイクル
(終)核燃料サイクルの日本型性能保証システム	2009年10月 ～2012年9月	森 信昭	再処理・リサイクル
(終)分離変換・MA リサイクル	2007年10月 ～2011年9月	井上 正	再処理・リサイクル

出所)原子力学会ホームページより三菱総合研究所作成

(1) 「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会

1) 「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会の概要

「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会は、核燃料サイクルに関して、どのような観点に目を向け、どのようなシナリオを描けば、現在社会に適合する産業となっていく見通しが得られるのか、あるいは、得られないのか、検討し、提言として示すことを目指して 2017 年 4 月より設置されている。

本委員会での実施内容は以下のように示されている^[3-23]。

- 以下に示すような複数の核燃料サイクルシナリオを示すと共に、これまで検討してきた調査資料と合わせて整理、およびデータベース化し、それに基づき核燃料サイクルのあり方を検討する。
 - 軽水炉のみのシナリオ
 - 従来シナリオを含めた軽水炉－高速炉シナリオ
 - 高速炉＋先進炉シナリオ など
- また、以下の項目で調査し、核燃料サイクルに関わる研究の在り方について検討する。
 - フロントエンド(ウラン資源など、海水も含め)の現状と課題
 - 燃料サイクル(コスト、資源論その他)の候補シナリオと課題
 - 再処理(既存、先進的)の現状と課題
 - 高速炉の可能性と整理、現状と課題

2) 「論点」の整理とシナリオ検討

本項では、日本原子力学会 2019 年秋の大会にて発表された、委員会設立以降の検討内容を記す。

2017～2018 年度の本研究専門委員会第一期では、委員がそれぞれの原子力業界としての立場にとらわれず、51 件の核燃料サイクルの成立性を定量的に調査・評価するための論点を整理した。その結果を表 3-7 に示す^[3-23]。

表 3-7 核燃料サイクルの成立性を定量的に評価するための「論点」

論点	キーポイント	大分類	小分類
2050年の世界を想定した時、原子力はどのくらいの電源比率(発電量)であるべきか(3E+Sの観点で)。	電力比率	1. 電源比率	1. 実力評価
今後見据えての原子力と再生可能エネルギー利用の適値は？ FITが切れたときの再生可能エネルギーの利用は？	原子力v.s. 再生可能エネルギー	1. 電源比率	1. 実力評価
軽水炉サイクルの行く末が見えてくれば、高速炉サイクルの議論ができるようになる。 まずは10～20年後の軽水炉サイクル+Puサーマルの成立性を議論。	LWRサイクル+Puサーマルの成立性	2. シナリオ検討	1. 実力評価
学会として、想定される核燃料サイクルを合理的に定義し、それを技術的及び経済的に評価。 将来実現に向けての課題は何でをまた、どれだけ想定できるか。 現状と将来とについてもいくつか考えられるので、これまでに想定されたケースでまず一度評価結果を整理してみる。それをきちんと現段階で再評価し、提示できる核燃料サイクルの選択肢を提示、成立性を技術的、経済的な観点から評価してはどうか。	技術的・経済的に合理的なサイクル	2. シナリオ検討	1. 実力評価
その世界(2050年断面での電源比率)が仮に2100年まで続くとしたら、燃料サイクル(再処理)は必要か？必要だとしたらいつ頃どの程度必要か？	世界の継続性	2. シナリオ検討	2. ニーズ
廃棄物の観点：直接処分した時に何が本質的な課題となるか(コストか、被ばくか)。	廃棄物直接処分	4. 開発	1. 意義
国際協力を含めたとしても、自国で開発する意義は何か？軽水炉は米国から輸入し、改良を重ねている。	自国開発の意義	4. 開発	1. 意義
再処理に必要な知見を照射済燃料を用いた実験によって実験室レベル・工学レベルで得るための施設・設備の老朽化が著しい。産官学が乗り入れが容易な施設・組織は必要ないか。	照射後試験施設の必要性	5. 研究	1. 基盤
我が国には一杯研究施設があった、ある。それが有効に利用されてこなかった理由は何か。	施設の有効活用	5. 研究	1. 基盤
大学、研究機関の技術研究力、開発力の大幅な低下(原因とまだ立て直せるならあるべき方向)	開発力の低下	5. 研究	1. 基盤
継続的な原子力エネルギー利用のため、また研究開発の沈滞を防いで専門家とそれを目指す若者の意欲を守るためには、原子力施設のスクラップアンドビルドを説得力あるコストと期間で完了することが不可欠である。	Scrap&Buildの技術的・制度的方策	5. 研究	1. 基盤
課題の「核燃料サイクルの成立性を定量的に調査・評価するための「論点」」ですが、ウラン資源の観点から、地球温暖化の観点から、等々、と言っても未来のことを予測することは不可能なので、人によって意見は異なるのが常であり、それが合っている、間違っているということとはできないと思います(反原子力の人間を説得するための成立する要件を将来に求めても、それは考え方の問題になってしまい、トランス・サイエンスです)。 ただ、逆に、核燃料サイクルが成立するために必要な条件として、やはり「人材」は重要な項目だと思います。現在の所属や立場、目先の欲(金儲け?)から離れて、原子力利用が将来の人類にとって必要不可欠と本心から思い、他人から非難されても、ぐっとこらえて原子力技術の維持・革新にコソコソ取り組む人材がいなくては原子力利用自体の成立性がそもそもないと私は思います。	人材	6. リソース	1. 人材育成
大学の研究、人材育成はどうすべきか(最近の大学人のはやりの言葉、リスクマネジメント、レジリエンス、グレイデッドアプローチ すべてこれ前向きの技術開発の言葉ではない)	大学における研究と人材育成	6. リソース	1. 人材育成
1F廃棄物(そこにある危機)の処理の行方 これが決まらずSF,HLWの処分を先に決められるか(対国民目線)	1F廃棄物問題	7. 外乱	

また、将来の核燃料サイクルのために必要となる技術開発・人材育成を議論するために、将来シナリオを幅広く想定した諸量解析が行われた。諸量解析では、軽水炉・高速炉の将来発電量、使用済燃料再処理量等を設定し、ウラン消費量、使用済燃料蓄積量、プルトニウム蓄積量、ガラス固化体発生量等を見積もった。本解析で想定されたシナリオは以下ようになる。また、各シナリオにおける原子力発電容量を図 3-1 に示す^[3-24]。

- シナリオ A: 原子力利用が最も大きい場合。事故以前の計画に近い 66GWe の容量に拡大
 - A: 44%を 2050 年以降維持。全基 60 年延長。
 - A': 2040 年から年間 1.1GWe で緩やかに容量を増加。44%を 2100 年以降維持。全基 60 年延長。
- シナリオ B: 現状維持の場合。原子力発電容量は国の計画値である 33GWe 程度を維持
 - B: 22%を 2030 年以降維持。全基 60 年延長。
 - B': 2040 年から年間 1.1GWe で緩やかに容量を増加。22%を 2100 年以降維持。全基 60 年延長。
- シナリオ C: 最も原子力利用が小さい場合。将来の新設・リプレースを想定せず、原子力発電の寿命に従ってフェーズアウト
 - C: 新設／リプレースなし。全基 60 年延長。

- C' : 新設／リプレースなし。運転延長許認可取得済みのみ 60 年延長。

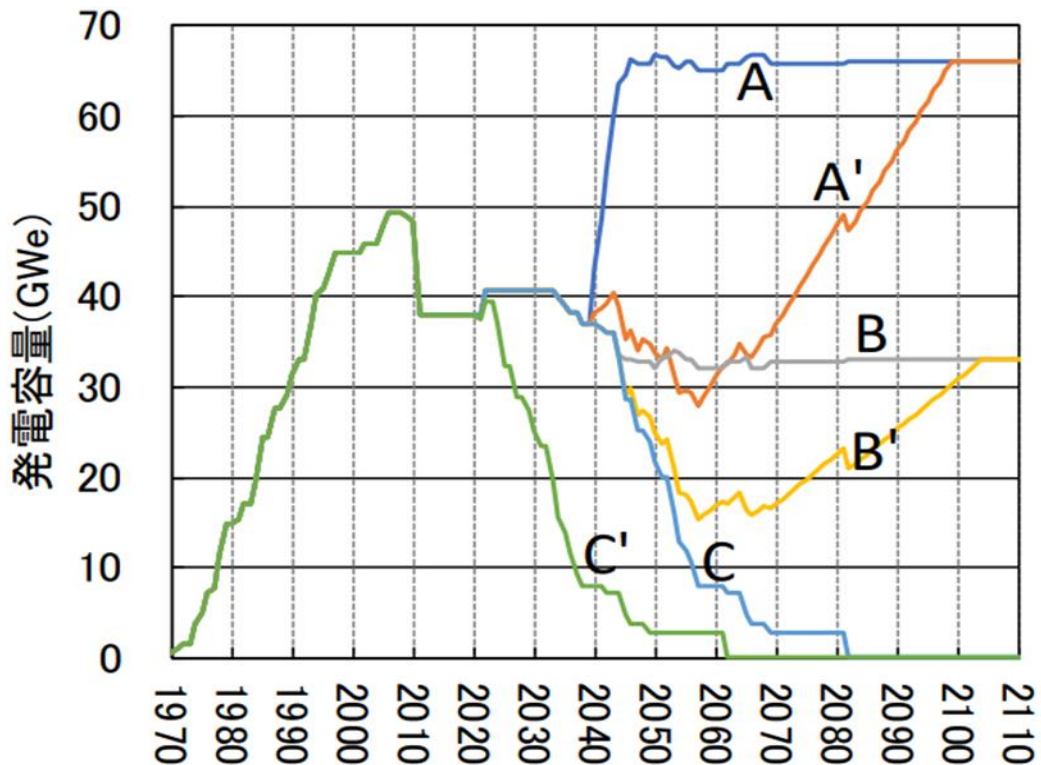


図 3-1 各シナリオの原子力発電容量

シナリオ A、シナリオ B における諸量解析結果をそれぞれ図 3-2、図 3-3 に示す。シナリオ A においては、使用済燃料のリサイクルによらず 2060 年前後までの天然ウラン需要量が契約済のウラン量を上回ることから、長期的なウラン資源の確保が必要といえる。また、シナリオ A、B とともに、使用済燃料をリサイクルすることによって、その蓄積量を大幅に低減でき、現在計画されている使用済燃料貯蔵容量（現時点で 2.1 万トン、5 年後には 2.3 万トン^[3-25]）の追加対策で対応可能となることが明らかとなった。

その他、原子力発電容量が異なることによって、シナリオ A とシナリオ B とで Pu や MA の蓄積量、ガラス固化体の数は変化するが、リサイクル導入の有無に関するケースごとの変化の傾向は同様であり、原子力発電の利用が継続する両シナリオにおいて、核燃料サイクルのために必要となる技術開発や人材育成の観点から本質的な相違は見られないことが分かったと結論付けられている^[3-26]。

シナリオ	A1 軽水炉 ワンススルー	A2 プルサーマル導入	A3 高速炉導入	A3 高速炉導入 MA リサイクル
天然ウラン需要量*	76.5 万 t	69.0 万 t	67.0 万 t	68.1 万 t
使用済燃料貯蔵量 最大貯蔵量 (時期)	9.52 万 t 単調増加	1.94 万 t 2.84 万 t (2063 年)	1.10 万 t 2.66 万 t (2063 年)	1.19 万 t 2.66 万 t (2063 年)
Pu 保有量	990t	735t	871t	906t
使用済 U 燃料	953t	153t	141t	152t
使用済 MOX 燃料	37t	541t	0t	0t
FBR サイクル リサイクル在庫		41t	245t 485t	259t 494t
MA 量	226t	265t	229t	214t
使用済 U 燃料	211t	23t	21t	23t
使用済 MOX 燃料	9t	85t	0t	0t
FBR サイクル リサイクル在庫	0t	0t	10t	40t
廃棄物	0t	0.4t	10t	83t
ガラス固化体	6.2t	157t	189t	67t
	0.55 万本	9.23 万本	11.0 万本	9.18 万本

* : 2014 年-2100 年の需要量

図 3-2 シナリオ A における 2100 年時点の諸量解析結果

シナリオ	B1 軽水炉 ワンススルー	B2 プルサーマル導入	B3 高速炉導入	B3 高速炉導入 MA リサイクル
天然ウラン需要量	45.5 万 t	39.5 万 t	37.7 万 t	37.7 万 t
使用済燃料貯蔵量 最大貯蔵量 (時期)	6.84 万 t 単調増加	0.79 万 t 2.26 万 t (2025 年)	0.13 万 t 2.26 万 t (2025 年)	0.13 万 t 2.26 万 t (2025 年)
Pu 保有量	677t	474t	553t	565t
使用済 U 燃料	640t	18t	14t	14t
使用済 MOX 燃料	37t	407t	0t	1t
FBR サイクル リサイクル在庫	0t	0t	164t	188t
	0t	48t	375t	362t
MA 量	159t	192t	167t	148t
使用済 U 燃料	144t	2t	2t	2t
使用済 MOX 燃料	9t	69t	0t	0t
FBR サイクル リサイクル在庫	0t	0t	6t	27t
廃棄物	0t	1t	7t	52t
ガラス固化体	6t	119t	153t	67t
	0.55 万本	7.27 万本	8.85 万本	7.36 万本

* : 2014 年-2100 年の需要量

図 3-3 シナリオ B における 2100 年時点の諸量解析結果

また、シナリオ C に関して諸量解析を行い、その評価結果に基づき、そのようなシナリオ下で顕在化すると考えられる核燃料サイクル上の技術的、社会・制度的な課題を抽出し、原子力需要の減少シナリオ下で核燃料サイクルに求められる技術開発・人材育成を議論した。シナリオ C のサブケースを以下に示す。

- C-1:ワンススルー(六ヶ所再処理工場稼働無し)
- C-1.5:一部再処理(余剰 Pu を生じさせない)
- C-2:全量再処理(必要なら六ヶ所延長)

※使用済 MOX 燃料の再処理は想定せず

将来的な再処理を仮定しないシナリオ C-1、C'-1 では、全原子炉の運転終了時の軽水炉ウラン燃料由来の使用済燃料は以下になる。

- C-1:48,000tHM(2080 年)

- C' -1:34,000tHM(2060 年)

また、使用済燃料の一部の再処理を仮定するシナリオ(C-1.5、C' -1.5)や全量再処理を仮定するシナリオ(C-2、C' -2)でのガラス固化体発生量は以下ようになった。

- C-1.5:45,000 本(2080 年)、C-2:54,900 本(2080 年)
- C' -1.5:21,600 本(2060 年)、C' -2:37,100 本(2060 年)

シナリオ C 群と C' 群では、運転期間を延長する原子炉の基数が異なることで、使用済燃料やガラス固化体の発生時期と発生量が異なるのみであり、抽出される課題は共通であった。本委員会で抽出されたシナリオ C に関する課題を以下に示す^[3-27]。

- 使用済燃料の管理・処分

- 使用済燃料の直接処分は、我が国では技術的な成熟度がガラス固化体の地層処分と比べて遅れていることから、先行しているスウェーデン、フィンランドなどの例を参考に、処分概念の確立や安全評価手法のための技術開発を進める必要あり
- 処分場の立地、建設は数十年以上の長期間を要することから、再処理工場から返却分も含めた使用済燃料の長期保管の場所、方法に加えて、社会的合意を原子炉自体の廃止措置との関係から検討する必要あり

- 分離 Pu 対策

- シナリオ C-2 では、限られたプルサーマル容量の中で、使用済燃料の全量再処理を行うことから、余剰の分離 Pu が発生。また、Pu の分離と消費をバランスさせるシナリオ C-1.5 でも、プルサーマル対応の発電所の計画外の停止等により、Pu 消費のバランスが崩れ、分離 Pu が発生することも想定
- 分離 Pu への対策として、将来的な Pu 専焼炉とそれに付随した燃料サイクルの導入、あるいは、保管や直接処分、さらには、海外への譲渡に向けた技術開発や制度設計が要求される。また、そのような分離 Pu 対策に対する保障措置、国際政治上の懸念や社会による受容も課題。

- 再処理工場の高経年化対策

- シナリオ C-2 では、全量再処理を行うために再処理工場を 60 年以上操業する必要がある、原子力プラントと化学プラントの両方の性質を有する再処理工場の高経年化の評価と対策、そして、社会の合意が要求される。

以上が、2022 年 3 月時点で公表されている結果であり、今後本委員会にて提言がまとめられると考えられる。

(2)「将来原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会

1)「将来原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会の概要

「将来原子力システムのための再処理技術」研究専門委員会では、再処理の観点から、近未来のみならず、100 年先の将来の原子力システムへの対応をも見据え、再処理に関連する技術、再処理の発展や深化に係わる科学について調査・研究すると共に、将来世代への再処理技術の伝承を目的として 2017 年 8 月より設置された。

設置の前提として、原子力利用においては使用済燃料再処理の役割は燃料再生に留まらず、核燃料サイクルの要となるプラットフォームとして廃棄物処分の負荷低減に寄与し、核種分離をも伴うものへと深化しつつあること、また、将来の原子力システムはエネルギー以外にも広がり、その結果、再処理の役割と求められる要件の多様化が予想されることが挙げられている^[3-28]。

活動内容は以下のように設定されている。

1. 将来の原子力システムのための再処理に必要な技術についての調査・研究
2. 再処理技術の発展・深化に必要な科学に関する調査・研究
3. 将来の再処理に必要な技術の継承および科学の発展に関する調査・研究
4. 再処理技術に関する技術の観点からの将来の原子力システムについて議論

また、本委員会では、再処理技術の将来像を描くためのアプローチとして、将来の核燃料サイクルで考えられる再処理技術へのニーズ、および将来の再処理技術を支えるシーズの 2 つの観点から調査・研究を行い、2020 年日本原子力学会 秋の大会にて報告している。以下にその報告内容を示す。

2) 再処理のシーズ

まず、将来の再処理技術を支えるシーズという観点から調査が行われ、モリブデン(Mo)・白金金属分離、放射線科学、沈殿法再処理、金属燃料・乾式再処理、熔融塩炉等の再処理技術に寄与し得る研究がピックアップされている。

革新的な研究として以下の研究が挙げられている^[3-29]。

- An 錯体科学を駆使した沈殿法再処理技術先進基盤研究(東工大)
 - 複数の誘導体を用いた分離プロセス
 - U 選択性沈殿剤を用いたトリウム燃料の簡易再処理技術基盤の確立
- 放射性核種分離に係る放射線化学研究(JAEA)
 - 水の放射線化学(反応の種類、メカニズム、LET 依存など)
 - アクチノイド化学:水の放射線化学の影響
 - 有機溶媒や抽出剤の放射線化学、放射線分解の影響評価(抽出性能劣化など)
- 福井大学における再処理関連研究紹介ー乾式再処理と金属燃料・熔融塩炉(福井大)
 - 基礎物性(状態図、蒸気圧)
 - 金属燃料製造時(溶解、固化)挙動

- HLLW からの Mo、白金族分離とガラス固化・最終処分への影響(東工大)
 - フェロシアン化物(フェロシアン化 Al)との反応による Mo、白金族 FP の分離
 - Mo、白金族それぞれの分離・回収(HDEHP 吸着材、アミド系吸着材)
 - 資源化、ガラス固化工程安定運転、処分負荷低減

また、将来の再処理技術を刺激する他分野研究として以下が挙げられている。

- 最近の晶析工学の動向(早稲田大)
 - 晶析による分離・結晶生成の原理と特徴、パラメータ
 - 新しい潮流(結晶制御方法、医薬品・食品・環境分野、など)
- 放射線環境下における各種ロボット技術の紹介(日立 GE)
 - 1F の状況把握、除染、デブリ取出、廃止措置に必要な遠隔操作技術の開発状況
 - 多様な条件(陸上／空中／水中、アクセス経路・寸法、線量、必要装備など)
- レーザーの分離・分析への応用(東京大)
 - レーザー冷却による同位体分析精度の向上
 - 再処理への応用(燃料にならないものを分離)など
- レーザー偶奇分離法について(理研)
 - 奇数質量数同位体(^{105}Pd , ^{107}Pd)のみがレーザー光によりイオン化される状態に
 - イオン化スキーム改良(3レーザー→2レーザー偶奇分離)による効率向上など
- レーザーを用いた光化学反応による元素分離法開発(量研機構)
 - レーザーを用いた元素分離研究の経緯と課題
 - 溶媒抽出法などを組み合わせたハイブリッド法の開発など

3) 将来の再処理技術へのニーズ

将来の再処理技術へのニーズについては、多様化する上流側(炉型)からのニーズ、下流側(燃料製造、処分)からのニーズという観点で調査・研究が行われた^[3-30]。

再処理に対する「上流」として調査対象となったのは、再処理工場へ使用済燃料を送り出す軽水炉、高速炉等である。本委員会では、各調査対象に対する現状の要求を整理した上で、将来に向けた要求はどのようなものがあるか調査・研究を行った。その結果を図 3-4 に示す。高速炉の本格導入や軽水炉燃料の高燃焼度化等に伴う処理燃料の多様化への対応が上流側からのニーズとなっている。

調査対象	現状の要求	将来に向けた要求（本研究専門委員会での調査研究）
① 軽水炉	・ウラン燃料(PWR, BWR) 処理（=U,Pu回収） ・燃焼度：最大55GWD/t（平均45GWD/t）	① プルサーマル(MOX)燃料処理 ② 高燃焼度化に伴う以下事項への対応（55→75GWD/t） ・PWR燃料（中性子吸収剤の増加，被覆管材料の変更） ・BWR燃料（水素吸収/脆化による被覆管の延性低下） ・事故耐性燃料ATF（被覆管材，燃料材の変更） ・FP，不溶解残差，MA含有量の増加 ・使用済燃料Puのfissile比率の低下
② 高速炉	・MOX燃料(常陽，もんじゅ) 処理 ・燃焼度：96GWD/t（もんじゅ炉心） ・Pu富化度：最大30%（～32%）	① 高速炉の特徴を生かした再処理コストの低減 ・低除染燃料を許容（例：先進湿式法再処理） ② 金属燃料への対応（高線量&高発熱量への適応） ③ 軽水炉／高速炉双方に対応するMOX再処理技術の確立 ・Pu含有率の変動(1～30%)に対しても安定した分離性能
③ その他	・ATR燃料の処理 ・ガス炉（東海第1）燃料の処理	① 大学研究炉燃料への対応 ・使用済燃料の処置（サイト内への蓄積,処理後の廃棄物） ② 高温ガス炉燃料への対応（直接処分を前提。再処理への要求はない）

図 3-4 将来の再処理技術へのニーズ 上流側からの要求

また、再処理に対する「下流」として燃料製造、廃棄物処分、ウラン濃縮が挙げられており、下流側からのニーズは図 3-5、図 3-6 のように整理されている。

調査対象	現状の要求	将来に向けた要求（本研究専門委員会での調査研究）
① 燃料製造側から	・1:1 MOX粉末取合 ・Pu組成成り行き	① 回収Puの保管に伴うAm蓄積の低減（Pu保管をなくす） ② ダーティスクラップの処理（溶解精製）→ 再処理側で実施 ③ MOX加工の安定操業のためのPu同位体組成の変動低減（再処理側でせん断する燃料の合理的な選択）
1) 軽水炉MOX	・1:1 MOX粉末取合 ・Pu組成成り行き	① 原料供給の溶液化 ② ダーティスクラップの処理（溶解精製）→ 再処理側で実施 ③ 原料輸送の安全と効率確保に適した再処理との隣接立地
2) 高速炉MOX	・1:1 MOX粉末取合 ・Pu組成成り行き	① 原料供給の溶液化 ② ダーティスクラップの処理（溶解精製）→ 再処理側で実施 ③ 原料輸送の安全と効率確保に適した再処理との隣接立地
3) 高速炉金属	— (未実施)	① アクチニド回収物中への希土類FPの混入率の低減 ② 雰囲気管理による燃料の酸化，粉体化，散逸防止
4) L/F移行期	— (未実施)	① 炉側要求仕様を満足するPu組成での原料溶液供給（Pu-f率，富化度等，Pu製品の品質管理） ② 移行期初期はGBでの燃料製造 ⇒ 高除染は必須 ③ 燃料製造の精度確保，Pu定量(保障措置)対応への悪影響から大量のCm取扱い困難 ⇒ MA回収でAm/Cm分離 ・分離Cmは減衰またはADS等の専用システムで消滅

図 3-5 将来の再処理技術へのニーズ 下流側(特に燃料製造側)からの要求

調査対象	現状の要求	将来に向けた要求（本研究専門委員会での調査研究）
② 廃棄物処分側から	ガラス固化体 ・FP等濃度制限 ・発熱量制限	① 廃棄物最小化をはかること（放射能，体積） a. 工程廃棄物の最小化 （試薬のリサイクル(硝酸，抽出剤等)，分析系廃棄物等） b. 分離変換の組み入れ c. 廃止措置廃棄物の最小化 （セル合理化による汚染面積縮減，解体容易な機器配管等） ② 地層処分の安全評価上の支配核種による被ばく線量の低減 （特にI-129） ③ 処分負荷低減（処分場面積，期間等）に向けたシステム開発 特に分離変換の実用化 ✓ 分離変換の効果の限界を評価したうえでの分離対象の選択 ✓ 技術的にも経済的にも成立させた形での実用化像を示すこと
③ ウラン濃縮側から	—（当面貯蔵）	（調査手配中）

図 3-6 将来の再処理技術へのニーズ 下流側(特に廃棄物処理側)からの要求

(3) 「放射性廃棄物処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会

1) 「放射性廃棄物処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会の概要

「放射性廃棄物処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会は、分離・変換技術を含む先進的な核燃料サイクルについて調査し、二次廃棄物も含めた各種廃棄物の処理・処分に及ぼす影響を定量的、総合的に検討・整理することによって、処分場の長期の放射線安全や処分場閉鎖後の人間侵入事象における安全性向上などに寄与する実現可能な技術オプションとなり得るための分離・変換技術への提言を行うとして再処理、処分、核変換などの広範囲の専門家を委員とし、2019年6月に設置された。

活動の目的として、分離・変換技術の適用がサイクル全体としての総合性能に及ぼす効果については、その利点・欠点を含めて全体最適化の観点からの具体的・定量的な評価を行うものとしている。検討する観点として以下のように挙げられている^[3-31]。

- 分離・変換が高レベル廃棄物の処理・処分に及ぼす効果
- サイクル全体としての総合性能に及ぼす効果
- 様々な観点から可能な限り具体的・定量的に評価
- その適用のあり方について現実的かつ合理的な提案

2) 核燃料サイクルシナリオ検討

「放射性廃棄物処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会では、分離・変換技術が核燃料サイクルに与える影響を網羅的に評価するために、図 3-7 のような技術-特性マトリクスを用いた評価手法を考案している^[3-32]。

	特性									総合
	1. 経済性	2. 資源	3. 安定性	4. 環境影響	5. 安全性	6. セキュリティ	7. 核不拡散性	8. 技術成立性・実現性	9. 柔軟性	
技術	1.U探掘									
	2. 転換/濃縮									
	3. 燃料製造									
	4. 原子炉									
	5. SF貯蔵・輸送									
	6. 再処理・廃棄体化									
	7. HLW貯蔵・輸送									
	8. 処分									
	総合									

図 3-7 技術-特性マトリクス

また、図 3-8 に示す 3 つの観点でワーキンググループ(WG)を編成し、各々で評価対象の核燃料サイクルを選定した。

WG	A	B	C
目標	現行軽水炉サイクルを対象とした検討	MOX プルサーマルサイクルを対象とした検討	高速炉サイクルを対象とした検討
観点	現行の核燃料サイクル（軽水炉使用済み燃料再処理）で発生する HLW への分離・変換技術の適用。	MOX プルサーマルサイクルでの使用済み燃料再処理への分離・変換技術の適用	高速炉から発生する HLW に対して、MA リサイクルを適用。また、ADS で MA 核変換を実施

図 3-8 着目した核燃料サイクルオプション

本委員会は日本原子力学会 2022 年春の年会にてシナリオ検討の結果を報告している。以降、その概観を示す。

3) 現行軽水炉サイクルを対象とした検討

WG-A(現行軽水炉サイクルを対象とした検討)では、図 3-9 のようにシナリオを設定した。参照シナリオとしては現在採用されている Pu 一回りサイクル(UOX 使用済み燃料再処理、Pu 一回りサイクル、MOX 使用済み燃料貯蔵)を設定した。分離変換技術を適用した場合として、20 年間程度で技術的に六ヶ所再処理工場に適用可能性があるという観点から、発生する高レベル放射性廃棄物に対して「MA 分離貯蔵シナリオ」、「Sr/Cs 分離シナリオ」、「PGM/Mo 分離資源化シナリオ」の3つのシナリオを設定し、参照シナリオと比較した^[3-33]。

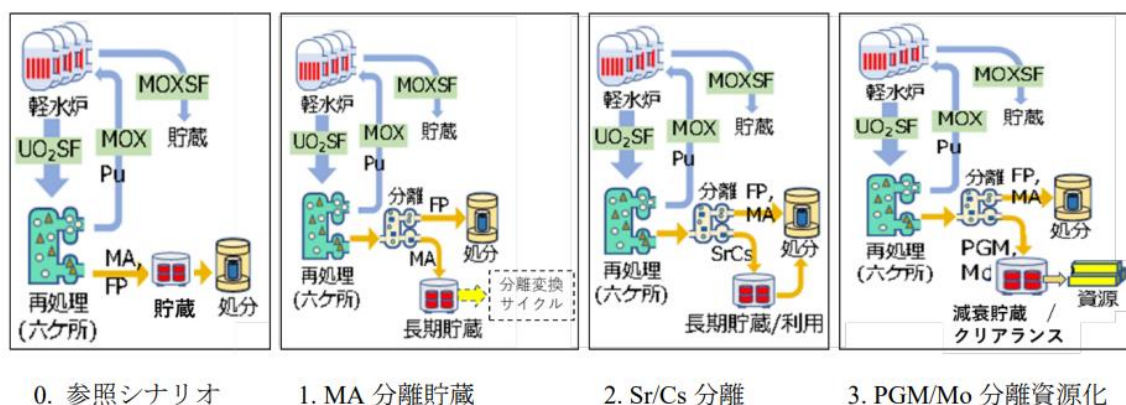


図 3-9 WG-A における検討シナリオ

WG-A で得られた成果の主要な一部は以下のように整理されている^[3-34]。

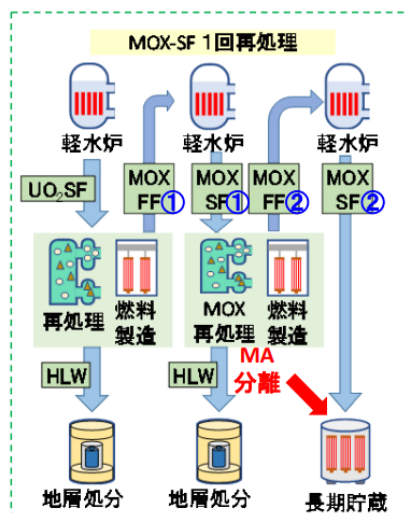
- 「MA 分離貯蔵シナリオ」では発熱性核種である MA の低減により、廃棄体(ガラス固化体)の発生本数や発熱量が減少し処分場規模を低減できることから、「8.HLW 処分」での「安全性」「経済性」「柔軟性」が向上するが、その程度は限定的であることが推定された。
- 一方、再処理プロセスへの MA 分離工程および MA 安定化／貯蔵工程の追加により「6. 再処理・廃棄体化」における「安全性」「経済性」が低下する。従って、その実施の判断には両者のトレードオフ関係の詳細な定量的評価が必要である。

- また、分離した MA の取扱い方(変換の有無および安定化/貯蔵方法)がそれらプロセスにおける性能の得失に影響を与えることが分かった。

4) MOX プルサーマルサイクルを対象とした検討

WG-B(MOX プルサーマルサイクルを対象とした検討)では、現行軽水炉サイクルを経て製造された MOX-FF①、その燃焼(MOX-SF①)、その再処理からの MOX 燃料の製造(MOX-FF②)及びその燃焼(MOX-SF②)を対象とした(図 3-10 左)。その中で、MOX-SF①に対する「6.再処理」～「8.処分」、及び MOX-SF②に対する「1.U 採掘」～「5.2SF 貯蔵輸送」までのプロセス(図 3-10 右)において、MA 分離の影響を評価した。分離技術は WG-A での MA 分離貯蔵シナリオについての検討を参考として MA・RE 一括分離を想定し、分離対象は MOX 単独の再処理として、MA 分離がサイクルの各技術分野に及ぼす影響を検討した。

2021年度検討での対象シナリオ: LWR-MOX-SFの1回リサイクル+MA分離



WG-Bで対象とするMOXの状態とプロセスの関係

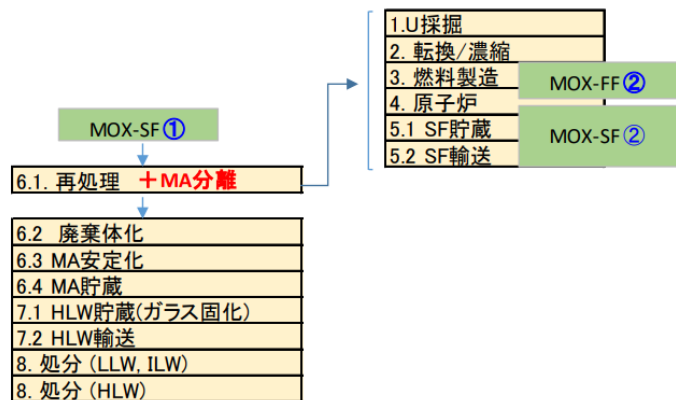


図 3-10 WG-B での検討対象シナリオ及び MA 分離影響の検討で対象とするプロセス

MA 分離の主な影響の特徴や傾向は特性ごとに以下のようにまとめられている^[3-35]。

- 経済性
 - 再処理～処分のほぼすべての技術分野への影響が挙げられたが、廃棄体数や発熱量の低下が生じる場合に「8.処分」で期待される処分場面積減少などの好ましい影響以外は、MA 分離工程及びそれに伴う後工程の追加によるコスト増などの経済性に対して好ましくない方向につながると考えられる。
 - また、他の特性に比べて、MOX サイクルでの MA 分離に特有な点として評価されるものが多く、これは MA 分離やその後の工程に MOX 特有の対応が必要になる可能性があることを示唆している。
- 安全性
 - 再処理～処分のほぼすべての技術分野への影響が挙げられ、MA 分離工程やそれに伴う工程の追加は、リスクの増加など安全性に対して好ましくない方向につながると考えられた。
 - 一方、「6.2 廃棄体化」の MA 分離による放射線量の低下がもたらす安全性の向上、また

「8.処分(HLW)」では MA 分離による MA インベントリ低減による一部のシナリオでの線量評価結果の低減など好ましい方向につながる可能性が挙げられた。

- セキュリティ、核不拡散性
 - 「6.3MA 安定化」「6.4MA 貯蔵」での MA 分離に伴う安定化工程や貯蔵工程の追加による防護対象(施設、MA 製品)の増加が、好ましくない方向につながる影響として挙げられた。
- 技術成熟度、技術実現性
 - 再処理～処分における課題や技術成熟度・実現性は、既存技術の適用、あるいはそれを基盤とすることで対応可能と考えられることから、現行軽水炉サイクルでの MA 分離と基本的に同様と評価された。
- 柔軟性
 - 「8.処分(HLW)」について、発熱性核種低減による処分場レイアウト設定の柔軟性が挙げられた。
 - 「6.4 MA 貯蔵」では、将来 MA 核変換が実施されない場合の対処方法の必要性が指摘された。

5) 高速炉サイクルを対象とした検討

WG-C(高速炉サイクルを対象とした検討)では、図 3-11 に示すように以下の 3 つのシナリオを対象として、MA 分離核変換導入の得失を比較評価した。ここで、シナリオ 0 として高速炉による U, Pu リサイクルをリファレンスとした^[3-36]。

シナリオ 0:U, Pu リサイクル(Na 冷却酸化物燃料高速炉+先進湿式再処理(Np 分離まで))

シナリオ 1:高速炉分離変換(Na 冷却酸化物燃料高速炉+先進湿式再処理(MA 分離含))

シナリオ 2:高速炉分離変換(金属燃料高速炉+乾式再処理)

シナリオ 3:ADS 分離変換(ADS 核変換サイクル+高速炉発電サイクル)

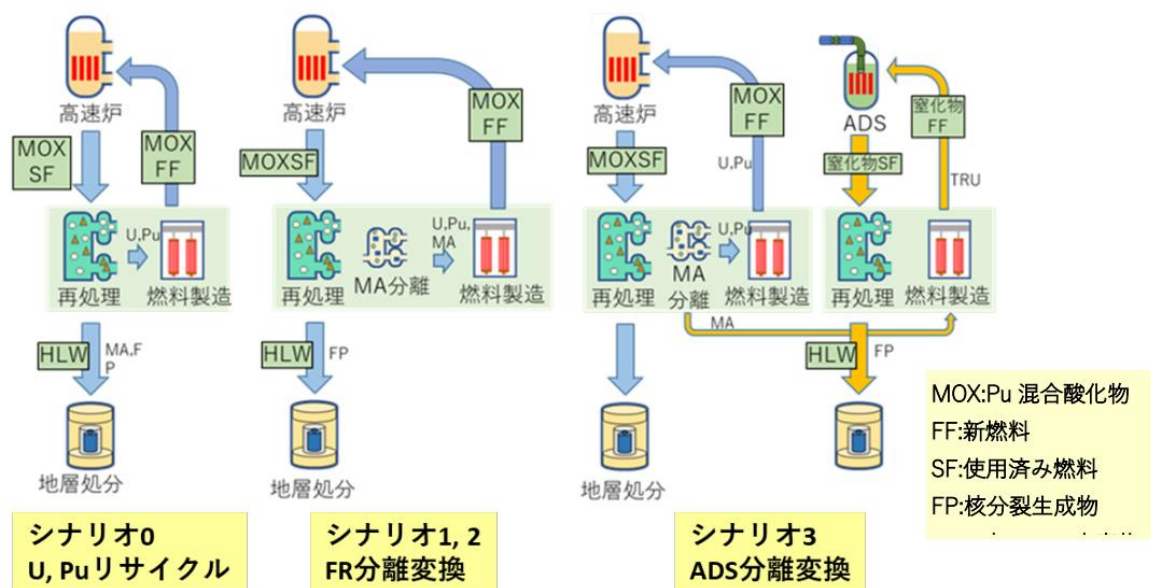


図 3-11 WG-C での検討対象シナリオ

また、研究開発途上である高速炉および ADS に関しては、軽水炉技術と同様に技術-特性マトリクスの評価を行うため、公開文献をベースとした調査が行われた。高速炉システムに関しては FS^[3-37]、FaCT プロジェクト^[3-38]等、ADS に関しては JAEA のレポート^[3-39]や OECD/NEA の報告書^[3-40]等を基に調査を行った。

WG-C で得られた成果の主要な一部は以下のように整理されている^[3-34]。

- シナリオ 1(高速炉分離変換(Na 冷却酸化物燃料高速炉+先進湿式再処理))では MA 分離核変換による発熱性核種の低減によって「8. HLW 処分」での「安全性」「経済性」「柔軟性」が向上するが、MA 回収工程の追加等により「6. 再処理・廃棄体化」での「経済性」が約 30%低下することが推定された。
- また、燃料製造における MA 取扱い技術や再処理における MA 分離技術がまだ開発段階(TRL4~5)であり、実用化までの期間とコストに不確実性があることが分かった。
- シナリオ 3(ADS 分離変換)では効率的な MA 核変換により「8. HLW 処分」での「安全性」「経済性」「柔軟性」が大幅に向上するものの、大強度加速器の設置や窒化物燃料を使用することによる燃料製造プロセスの追加等により「経済性」が大幅に低下し、発電単価が上述の高速炉サイクルに比較して高くなることが推測された。
- また、ADS 炉及び窒化物燃料製造技術がまだ基礎研究レベル段階(TRL3)であり、「技術成立性・実現性」に大きな不確実性があることが推定された。

3.2.4 その他

(1) 電力中央研究所における乾式再処理プロセスの研究動向

電中研は、金属燃料高速炉と乾式再処理を想定した乾式再処理プロセスに係る研究開発を進めている。以降、乾式再処理プロセスの概要と現在までの研究開発動向を示す。

1) 乾式再処理プロセスの概要

乾式再処理プロセスは、金属燃料を水を用いずに高温で処理するプロセスであり、電解精製によるウランとプルトニウムの回収、電解や還元・抽出による超ウラン元素の回収、それら回収物を金属燃料高速炉にリサイクルするための射出成型法による燃料製造、並びにウラン・超ウラン元素回収後の廃棄物を処理するための塩処理・固化といった基礎技術から成り立っている。また、使用済酸化物燃料は、熔融塩化リチウム中で電気分解の原理を用いて金属に転換されたうえで乾式再処理に導入される。

乾式再処理は湿式再処理と比較して以下のような特徴がある^[3-41]。

1. 減速材となる水や、放射線に対し不安定な有機溶媒を使用しないため、体積当たりに扱える核燃料量が大きく、高放射線の燃料が扱える。
2. 分離性能が低い。しかし、中性子のエネルギーが高い高速炉においては燃料を高純度に精製する必要が無く、むしろ廃棄物として処分される MA の低減に寄与する。
3. 工程がシンプルなことから高い経済性が期待される。

4. 常に超ウラン元素に U が随伴することにより核拡散抵抗性の向上に寄与する。

2) これまでの研究開発動向

電中研は、以下の 3 つの課題を一つのシナリオに統合したトータルシステムを「乾式リサイクル技術」と称し、研究開発を進めている。

1. 金属燃料高速炉と乾式再処理を取り入れた燃料サイクル
経済性、安全性、核拡散抵抗性の向上、環境負荷の低減等の要件を満たす将来の理想的なシステムとして昭和 60 年頃より開発を進めている。
2. 乾式技術を取り入れた長半減期核種の分離、金属燃料高速炉による変換技術
高レベル放射性廃棄物処分の社会的受容性向上を目的として上記と同時期より開発を進める。
3. 酸化物燃料の金属への還元技術
高速炉導入の遅れにより当面は軽水炉が主流になると考えられることから、乾式再処理技術を軽水炉の酸化物燃料にも適用するための技術として平成 7 年より開発を進めている。

乾式技術は 1950 年代から 60 年代の初頭にかけて、動力炉の燃料として金属燃料が検討されていた時代にアメリカやヨーロッパ等各国で研究が盛んに行われた。その後、開発の勢いは衰えたが、アメリカのアルゴンヌ国立研究所(ANL)では金属燃料の研究が継続されており、また、金属燃料に乾式再処理を適用するための研究も並行して進められていた。ANL は 1984 年から 1994 年にかけて IFR (Integral Fast Reactor)計画と呼ばれる金属燃料高速炉サイクル研究開発プロジェクトを実施し、電中研は 1990 年より IFR 計画の一部(Pu を用いた試験などによる乾式再処理要素技術開発、高速実験炉 EBR-II 使用済金属燃料を用いた工学実証試験)に参画した。また、電中研は金属燃料高速炉サイクルにおける MA の分離・核変換の実証に向け、アメリカ ロックウェル・インターナショナル社やミズーリ大学、超ウラン元素研究所(欧州連合)との共同研究を行ってきた。さらに平成 10 年からは乾式再処理を酸化物燃料に適用するための還元技術についてイギリス AEA テクノロジー社との共同研究を開始した。

2002 年以降は核燃料サイクル機構(現日本原子力研究開発機構)でのプロセス連続試験やフランスの高速原型炉フェニックスでの照射試験、照射済み燃料の乾式再処理ホット試験、照射済み MOX を用いた電解還元試験、MA 乾式分離試験などを実施し、プロセスの成立性を実証した。

2006 年以降は、FaCT プロジェクトで「MOX 燃料 Na 冷却高速増殖炉、先進湿式法再処理及び簡素化ペレット法燃料製造」が「主概念」、対する金属燃料-乾式再処理からなる組み合わせは「副概念」として位置付けられ、上記プロセス開発に加えて、国の競争的資金を活用した工学規模機器開発及び模擬サイクル試験、施設概念検討などを実施した。その結果、主要工程については工学規模での実証に進める段階に達していると評価されている^[3-42]。

4. 核燃料サイクル技術等の現状・動向調査(将来)

4.1 原子力小委員会における議論

原子力小委員会では、第 23 回委員会(2021 年 4 月 14 日開催)において、これまでの原子力小委員会での議論を整理しており、その中で「核燃料サイクルの確立に向けた取組」の整理と核燃料サイクルに係るこれまでの小委員会での主な意見がまとめられている。^[4-1]

なお、本報告書執筆時点で最新の 24 回委員会(2022 年 2 月 24 日)においては、「今後、具体的に議論していくべき論点(例)」を 6 つ挙げ、その 6 点目に「6. 核燃料サイクルの着実な推進と最終処分を含むバックエンド課題への取組」という内容で記載されており、今後議論が進められるものと考えられる。^[4-2]

核燃料サイクルの確立に向けた取組

- 核燃料サイクルは、高レベル放射性廃棄物の減容化、有害度低減、資源の有効利用等の観点から、使用済燃料問題の解決策として、引き続き推進することが重要。
- 現在、核燃料サイクルは実用化段階に入りつつあり、関係者の理解を得ながら、早期確立に向けて、官民一体で取組を加速。
 - ① 六ヶ所再処理工場・MOX 燃料工場の竣工
 - － 審査対応・安全対策工事等に関する日本原燃による取組を強化
 - － 日本原燃に対する電力大の人的支援等を強化
 - ② 使用済燃料対策の加速
 - － 貯蔵容量拡大や理解確保に向けて、個社の取組を最大限強化。電力大の連携・協力を具体化
 - － 国が前面に立ち、主体的に対応(地元理解・国民理解に向けた最大限の努力、工程管理等のための官民連携の枠組みづくり等)
 - － 実用段階における使用済 MOX 燃料再処理技術の研究開発を加速。2030 年代後半を目途に技術確立を目指す
 - ③ プルトニウムバランスの確保
 - － 再稼働・プルサーマルに向けた事業者の取組を強化
 - － 地元理解に向けた官民の取組を強化
 - － 国内外の Pu 保有量削減に向けた事業者連携を具体化
 - ④ 高速炉開発の推進
 - － 民間イノベーションの活用による多様な技術間競争を促進
 - － 日仏、日米等の国際連携の活用

これまでの小委員会での主な意見

○ 核燃料サイクルを進めるべき

- ・ 我が国は資源が少なく、現実的な視点で考えると、核燃料サイクルを実現させること以外に

選択肢はない

- ・ 国内には 1.9 万トンの使用済燃料があり、将来世代に負担を先送りしない対策を確実に進めることが重要。核燃料サイクルが使用済燃料問題の解決策として有効であることは、議論の余地がない
 - ・ 原子力の利用に賛成の立場の方も含め、使用済燃料は直接処分すべきという意見があるが、ゼロベースの議論ができる局面にない
 - ・ 現在のエネルギー基本計画の「戦略的柔軟性を持たせながら対応を進める」という記載について、核燃料サイクルに対する国の姿勢が曖昧ではないか。全国の立地自治体はそれぞれの立場で悩みや不安を抱えている。引き続き安心して原子力に協力していくためにも、国が責任をもって、核燃料サイクルをしっかり推進してほしい
- 核燃料サイクルをやめるべき、見直すべき
 - ・ 専門家にも直接処分すべきという意見も存在する。サイクル見直しについて、意見の異なる専門家がしっかりと議論し、方向性を再検討すべき
 - ・ 環境保護、経済合理性の観点から、再処理の継続は愚の骨頂ともいえる政策選択であり、早急に撤退することが健全な政策選択
 - 核燃料サイクル確立に向けた取組を進めるべき
 - ・ 核燃料サイクルを回す上で、使用済燃料対策を進めることが重要。近く開催される使用済燃料対策推進協議会で国が事業者と方針を共有し、取組の強化策を明確に示してもらいたい
 - ・ 使用済 MOX 燃料の再処理について、2030 年代後半の技術確立の達成に向けて取り組んで欲しい
 - ・ 研究開発の加速は評価。他方、純粋な研究と事業化に向けた開発は切り分けることが必要
 - 柔軟性を確保すべき
 - ・ より中長期的な視点に立ち、社会情勢や原子力利用の在り方に対応できる柔軟性を確保しておくことが重要
 - 電力自由化を踏まえた措置を行うべき
 - ・ 電力自由化等を踏まえ、バックエンドに係る事業者の費用負担が増している。政府の具体的な措置が更に整備されることを期待
 - 高速炉開発の具体化を進めるべき
 - ・ 原子力は、2030、50、70、100 年という時間フェーズに応じて課題や展望を考えるべき。例えば、高速炉は今世紀後半の時期に、という説明があったが、今何もしなくてよいのではなく、それぞれのフェーズに応じて適切な政策対応を行っていくべき
 - 高速炉開発をやめるべき
 - ・ 世論調査を見れば、原子力への期待は極めて小さく、福島原発事故も踏まえ、高速炉に社会的ニーズがあるとは到底考えられず、建設を受け入れる自治体があるとも考えられない

4.2 日本原子力研究開発機構における計画

第4期中長期計画中の JAEA の研究開発の方針として、「グリーン成長戦略」、「エネルギー基本計画」、「高速炉戦略ロードマップ」を踏まえ、国・産業界と連携して高速炉サイクル、SMR、高温ガス炉、水素製造の研究開発を推進することが掲げられている。表 4-1 に核燃料サイクル技術に関して JAEA が掲げた第 4 期中長期計画中の研究開発における取り組み事項を記載する^[4-3]。

表 4-1 JAEA 第4期中長期計画における核燃料サイクル技術に係る取り組み事項

高速炉開発	➤ 「常陽」「もんじゅ」の開発知見のデータベース化 ➤ 安全性・性能の評価が可能なシステム開発 ➤ 新型炉設計の規格基準類を整備し評価に適用 ➤ AtheNa 等を用いた技術実証、安全評価等の試験研究 ➤ 常陽の運転再開
再処理	➤ プルサーマル燃料再処理技術開発 ➤ 高燃焼度燃料や高 Pu 含有酸化物燃料を含む今後の次世代炉 (SMR 含む) の使用済燃料再処理技術開発 ➤ MA の小規模リサイクル試験 ➤ 白金族元素やモリブデン等の分離技術開発
核変換	➤ 要素技術開発と計算科学を融合させた、減容化・有害度低減に向けた研究開発
地層処分	➤ 幌延の地下研究施設の拡充 ➤ 国際連携強化

また、平成 29 年 4 月に策定され、令和 3 年 4 月に改訂された JAEA 施設中長期計画を調査し、核燃料サイクル関連施設の今後の活用方針を整理した^[4-4]。

施設中長期計画では、施設老朽化、新規制基準への対応、バックエンド対策等の背景から、限られた資源でこれまで通りの施設運用を継続する事は困難とし、今後の研究開発機能の維持・発展を目指すために施設の集約化・重点化が掲げられている。高速炉研究開発、核燃料サイクルに係る再処理、燃料製造及び廃棄物の処理処分研究開発は「原子力機構の使命達成に必要不可欠な施設」として継続利用とされているが、一方で「相対的に重要度の低い一部の研究開発機能の縮小は妨げない」とも示されている。核燃料サイクルに関連する施設のうち、施設廃止が予定され、他施設での試験継続も計画されていない施設を表 4-2 に示す。

表 4-2 廃止が予定され、他施設での試験継続も計画されていない核燃料サイクル関連施設

核燃料サイクルに係る 技術	施設名	試験内容
転換/濃縮	人形峠 濃縮工学施設	ウラン廃棄物の処理処分に関する技術開発
原子炉	高速臨界実験装置 (FCA)	高速炉未臨界度測定技術の試験、核変換に関する 炉物理試験
	もんじゅ	高速増殖原型炉としてプラント運転データ、集合体照 射データ収集
再処理・廃棄体化	東海再処理施設	再処理施設で発生する廃液等の廃棄体化技術開 発、廃止措置技術体系の確立等
	核燃料サイクル 工学研究所 J 棟	FBR 燃料再処理技術開発、廃棄物処理技術開発 ※応用試験棟から J 棟に試験機能を集約したのち、 廃棄物処理施設としても活用。その後、令和 13 年度 以降に廃止措置着手。

また、研究開発機能の集約化・重点化にあたって考慮すべき事項としては、施設機能の多様性や安全対策費用等の観点の他に「外部資金獲得の可能性」が挙げられている。外部資金導入がある核燃料サイクル関連施設を表 4-3 に示す。受託研究ニーズが高く、外部資金獲得の可能性の高い施設は優先的に継続利用の候補とすると方針に示されている通り、表 4-3 に挙げた施設では全施設の継続利用、もしくは試験を他施設に移管しての研究継続が計画されている。

表 4-3 外部資金導入がある核燃料サイクル関連施設

核燃料サイクルに係る技術	施設名	試験内容	今後の方針
燃料製造 再処理	バックエンド研究施設 (BECKY)	核変換燃料製造、乾式処理技術開発等	施設継続利用
燃料製造	廃棄物安全試験施設 (WASTE F)	MA 核変換用燃料の熱物性測定	施設継続利用
	原子力科学研究所 第 4 研究棟	MA 核変換用燃料の製造技術開発等	施設継続利用
再処理・廃棄体化	高レベル放射性物質研究施設 (CPF)	FBR 燃料再処理試験、MA 分離回収試験等	BECKY 等他施設への引き継ぎ検討中。R3 年度までにニーズ動向等を判断し廃止時期と集約先を判断。
	核燃料サイクル工学研究所 応用試験棟	FBR 燃料再処理技術開発	J 棟へ試験機能を引き継ぐ予定
処分	地層処分放射化学研究施設 (QUALITY)	地層処分基盤研究開発	施設継続利用
	土岐地球年代学研究所ペ レトロン年代測定棟	地質、地下水試料の年代測定等	施設継続利用

4.3 高速炉「戦略ロードマップ」(原子力関係閣僚会議)

4.3.1 戦略ワーキンググループについて

平成 28 年 12 月に、高速炉開発の今後 10 年程度の開発作業を特定する戦略ロードマップの策定に向け、実務レベルで技術的な検討を行うため高速炉開発会議の下に設置された。メンバーは高速炉開発会議メンバーの所属する組織の実務担当者で、以下のように構成された。

- 経済産業省 資源エネルギー庁次長
- 文部科学省 大臣官房審議官(研究開発局担当)
- 三菱重工業株式会社 原子力事業部長
- 電力事業連合会 原子力開発対策委員長
- 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 副理事長

検討期間は平成 29 年 3 月 30 日から平成 30 年 12 月 18 日で、計 16 回の会議が開催された。主な検討事項は平成 29 年 3 月時点で以下のように提示された。

- 開発目標の再設定
- 諸元決定の為の考慮要素と段取りの特定
- 今後獲得すべき技術・時期の具体化
- 国際協力と国内技術基盤の活用方策の特定

第二回会議より、NUMO 理事長や大学教授、中国・ロシア・インド・フランス等海外有識者、原子力委員会等から意見聴取・ヒアリングを行った。さらに、これまでの高速炉開発の技術検討結果や第 5 次エネルギー基本計画を踏まえた議論が行われ、戦略ロードマップ案が策定された^[4-5]。

4.3.2 戦略ロードマップで示された方針

ヒアリング・意見交換を経て、国内外の原子力、高速炉開発を巡る経緯を整理した上で今後の開発計画や各プレイヤーの役割が示された。

(1) 高速炉の意義

従来、日本は核燃料サイクルの意義として①資源の有効活用、②高レベル放射性廃棄物量減少、③潜在的有害度低減を掲げており、その一環として高速炉開発を推進する。

(2) 核燃料サイクル技術への言及

戦略ロードマップでは、核燃料サイクルに係る技術に関して、プラント炉型や燃料の種別など具体的な技術的選択肢まで踏み込んだ言及はなかったものの、フロントエンド・バックエンドと網羅的に今後の方針について言及がなされた。

- 燃料製造
「(高速炉に)関連する燃料製造への取り組みが重要」
- 使用済燃料の貯蔵・輸送

- 「貯蔵能力の拡大に向けた政府の取り組みを強化」
- 再処理技術
 - 「高速炉の意義を実現するには再処理技術を伴う必要がある」
- 最終処分
 - 「国が前面に立って最終処分に向けた取り組みを進める」
 - 「選択枝の確保のため、直接処分の調査・研究を着実に推進」

(3) 各プレイヤーの役割

国、国立研究開発法人、メーカー、電気事業者ら各プレイヤーの今後10年程度の役割が以下のように示された。

- 国
 - 民間が技術提案を行う際の前提となる目標を提示する。また、技術成熟度に応じた財政支援、投資促進のための制度面からの支援を行う。さらに、個々の技術について実現可能性やメリット、コストについて検討・評価を行い、以降の技術選択について見直しを行う。
- 国立研究開発法人
 - 開発計画立案・推進に技術面で参画するとともに研究開発基盤の維持発展を図る。
- メーカー
 - 支援制度を適切に活用し、目標に応じた多様な技術開発を推進しつつ炉概念を提案する。
- 電気事業者
 - 最も望ましい炉概念を選択する。最終的な技術選択だけでなく、将来性のある技術に対しては早期の段階から開発に関与していく。

(4) 今後の開発計画

戦略ロードマップでは、高速炉実用化に向けた今後の開発方針を3つのステップに区分している。

- 競争の促進(当面5年程度)
 - これまで培った技術・人材を最大限活用し、民間によるイノベーションの活用による多様な技術間競争を促進。
- 絞り込み、重点化(2024年以降)
 - 国、原子力機構、電力事業者が、メーカーの協力を得て採用可能性のある技術の絞り込みを実施。Pu保有量の削減にも留意。
- 今後の開発課題及び工程についての検討
 - 一定の技術が選択される場合、関係者の理解が共通化されたタイミングで、現実的なスケールの高速炉の運転開始に向けた工程を検討。

4.4 使用済燃料対策に関するアクションプラン(最終処分関係閣僚会議)

エネルギー基本計画(平成26年4月閣議決定)においては、使用済燃料の貯蔵能力を強化することが必要であるとされ、具体的な取組として「発電所の敷地内外を問わず、新たな地点の可能性を幅広く検討しながら、中間貯蔵施設や乾式貯蔵施設等の建設・活用を促進するとともに、そのための政府の取組を強化する」とされていた。

上記も踏まえ、平成 27 年 10 月 6 日に最終処分関係閣僚会議は、「使用済燃料対策に関するアクションプラン」を定め、使用済燃料対策に関する基本的考え方、使用済燃料対策の強化へ向けた具体的な取組、今後の取組をまとめた^[4-6]。

基本的な考え方としては、「政府がこれまで以上に積極的に関与しつつ、事業者の一層の取組を促すなど、安全の確保を大前提として、貯蔵能力の拡大に向けた取組の強化を官民が協力して推進することとする」とされ、政府の役割を明示している。

また、具体的な取組としては、①政府と事業者による協議会の設置、②事業者に対する「使用済燃料対策推進計画」の策定の要請、③地域における使用済燃料対策の強化(交付金制度の見直し)、④使用済燃料対策に係る理解の増進、⑤六ヶ所再処理工場やむつ中間貯蔵施設など核燃料サイクルに係る取組、が挙げられた。

今後の取り組みとしては、以下を挙げている。

- ・ 本アクションプランについて：最終処分関係閣僚会議においてフォローアップを行い、原子力発電所に係る状況等を踏まえつつ、使用済燃料対策 の進捗状況や今後の見通し等について確認する。
- ・ 「使用済燃料対策推進計画」について：政府と事業者による協議会において、適切にフォローアップを行う。

4.5 その他

4.5.1 原子力材料分野のロードマップ(日本原子力学会材料部会)

2021 年 5 月、日本原子力学会材料部会は、原子力材料分野のロードマップを取りまとめた^[4-7]。本ロードマップは、核燃料サイクルそのものに係る研究開発ロードマップではないが、核燃料サイクルの諸要素と関連があるため、本項にて紹介する。

本ロードマップ策定の目的は、21 世紀中期から後期までに必要な原子力システムと材料科学技術について、原子力材料分野の英知を結集し、材料 R&D サイクル効率化や材料科学技術の向上を進めていくためのものである、とされている。

本ロードマップでは、核燃料サイクルの諸要素として、「高速炉」、「高温ガス炉」、「加速器駆動型核変換システム」が取り上げられている。

高速炉に係る革新技术として、「事故時耐性に優れた新型燃料被覆管および高燃焼度化に対応した新型燃料被覆管」、「長寿命プラント設計を可能とする構造材料」、「高速炉を用いた MA 含有 MOX 燃料リサイクル技術」、「高速炉実機環境(ナトリウム、鉛ビスマス、超臨界圧水、熔融塩)での腐食挙動予測技術、防食技術開発、照射試験・照射後試験技術開発、シビアアクシデントなどの安全性向上の対策の1つとしてナトリウムの化学的活性度自体を低減する研究開発」などが挙げられている。

高温ガス炉に関しては、2050 年を目途に商用化を見据えている。

加速器駆動型核変換システムに関しては、今後 10 年程度の期間で、実用規模の ADS の基本設計を開始し、建設の技術的な成立見通しを得ると共に、実証試験施設を具体化していくことを目指している。

また、核燃料サイクルに関連して、「六ヶ所村の再処理施設の稼働、使用済み核燃料の乾式貯蔵の増加、最終処分場の候補地の選定プロセスの進捗など、軽水炉プラント以外の状況変化からも材料研究課題が見いだされる可能性がある」としている。

これらの実現のためには、「国研、大学、産業界、国のそれぞれの役割を定め、相互に連携を取りながら、投資先の効果的な適用を進めていくことが不可欠である」と述べている。

4.5.2 地層処分研究開発に関する全体計画(地層処分研究開発調整会議)

地層処分研究開発調整会議によって平成 30 年 3 月に定められ、令和 2 年 3 月に改訂された「地層処分研究開発に関する全体計画」^[4-8]では、軽水炉サイクルから発生するガラス固化体を念頭において検討がなされており、今後の核燃料サイクルの変化(例えば高速炉等も含む)については言及されていない。

(参考情報)

【海外におけるマルチサイクルの在り方検討例】

令和2年度原子力の利用状況等に関する調査報告書(核燃料サイクル技術等調査)^[4-9]においても報告されているように、フランスを筆頭に海外において軽水炉・高速炉におけるマルチサイクルの在り方について検討が進んでいる。ここでは、国内の核燃料サイクル技術等の動向とは直接関係がないが、国内動向をより多面的に把握するための参考として、マルチサイクルを含む核燃料サイクルに関する比較検討を実施している海外文献情報を4件示す。

(1) Advanced Nuclear Fuel Cycles and Radioactive Waste Management^[4-10]

本文献は、13種類の燃料サイクルシナリオについて、特に放射性廃棄物マネジメントへの影響に焦点を当てつつ、様々な指標について定量的に評価・比較が行われている。13種類のサイクルシナリオを表4-4にまとめる。

表 4-4 13種類の核燃料サイクルシナリオ

スキーム	#	タイトル
既存の産業技術とその発展形	1a	ワンススルーサイクル
	1b	従来の再処理サイクル
	1c	従来の再処理サイクル(1bの変化形)
部分的なクローズドサイクル	2a	軽水炉での Pu の燃焼
	2b	軽水炉での Pu と Am の燃焼
	2c	非均質 Am リサイクル
	2cV	非均質 Am リサイクル(2cの変化形)
完全なクローズド燃料サイクル	3a	高速炉による TRU 燃焼
	3b	階層型サイクル
	3bV	階層型サイクル(3bの変化形)
	3cV1	完全高速炉運転
	3cV2	完全高速炉運転(3cV1の変化形)

(2) Comparison and Screening of Nuclear Fuel Cycle Options in View of Sustainable Performance and Waste Management ^[4-11]

本文献では、(1)の文献と同サイクルシナリオについて、原子力発電の資源利用、廃棄物管理、経済性の観点から、8つのクライテリアを設定し、それぞれに重み付けを行ったケースを複数設定して、原子力発電の各サイクルの評価を試みている。この方法は、当該国の好みと優先順位に応じて最良の核燃料サイクルオプションを見出すために、その国で開始されるあらゆる決定前プロセスを支援するために適用できるとされる。

(3) Inventaire prospectif entre 2016 et 2100 des matières et des déchets radioactifs produits par le parc français selon différents scénarios d'évolution, avec évaluation de l'emprise au stockage^[4-12]

本文献(和訳:フランス国内原子力発電所全体における各種進展シナリオに基づく2016～2100年期放射性物質及び放射性廃棄物インベントリの予測)は、フランス「放射性物質及び放射性廃棄物の管理に関する国家計画」(PNGMDR)に基づき、CEAがフランス電力会社(EDF社)及びアレバ社と連携し検討したシナリオの延長線上で、複数のオプションに対する技術的特性評価に関する調査研究を総括するものである。

「静的手法」と呼ばれる手法で、各オプションが十分に長い期間、人為的に維持されて「安定状態」に至った場合を仮定した場合、および「動的手法」と呼ばれる手法でフランスの原子力発電システムが現在の状況から出発し決定した時間軸にしたがって新たなサイクルオプションに向けて状況を変化させた場合の2つの手法でシナリオ評価を実施している。

表 4-5 検討された6つのシナリオ

記号	シナリオ名	シナリオの特徴
0	オープンサイクル	ウラン、プルトニウム再処理やサイクルを実施しない 仮定のシナリオ
A	軽水炉単一サイクル	使用済 UO_2 燃料のインベントリ安定を目指すシナリオ 軽水炉 100%
B	使用済 MOX 燃料リサイクル	使用済 UO_2 および MOX 燃料のインベントリ安定を目指すシナリオ 軽水炉で MOX 燃料を消費し、高速炉数基で使用済 MOX 燃料を消費する 高速炉の使用済燃料はリサイクルされない
C	Pu インベントリ安定化	軽水炉および高速炉による多重リサイクルを実施 使用済燃料のインベントリと Pu のインベントリ安定を目指すシナリオ
D	天然ウラン依存脱却① (高速炉のみ)	高速炉 100% で構成して MOX 燃料全量を多重サイクルする
D2	天然ウラン依存脱却② (軽水炉/高速炉ハイブリッド)	軽水炉/高速炉のハイブリッドで構成して MOX 燃料全量を多重サイクルする

(4) Impact of Partitioning, Transmutation and Waste Reduction Technologies on the Final Nuclear Waste Disposal, 2007^[4-13]

本文献では、5つのシナリオを評価しており、主に廃棄物(量と毒性)に着目した整理を行っている。
5つのシナリオを表にまとめる。

表 4-6 検討された5つのシナリオ

記号	タイトル
A1	UO_2 軽水炉サイクル(再処理無し)→ $3.87\text{m}^3/\text{Thw(e)}$
A2	A1+再処理(MOX プルサーマル)→ $2.14\text{m}^3/\text{Thw(e)}$
A3	高速炉マルチサイクル(MOX)→ $1.27\text{m}^3/\text{Thw(e)}$
B1	A3+MA 燃焼→ $1.21\text{m}^3/\text{Thw(e)}$
B2	軽水炉+ADS(MA 燃焼)→ $1.41\text{m}^3/\text{Thw(e)}$

5. 主要技術間の比較評価

本章では、主に 3 章、4 章で取り上げた核燃料サイクル技術を中心に、核燃料サイクル技術や核燃料サイクルシステムの比較評価を行っている事例を調査・整理した。

5.1 各技術の TRL

将来の核燃料サイクル技術(原子炉、燃料、再処理)の組合せや、各技術の TRL を評価した事例として、原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会の資料^[5-1]が挙げられる。当該資料では、Generation IV International Forum (GIF)にて示された燃料サイクル概念の例を図 5-1 の様に取りまとめている。また、原子炉、再処理技術等に関する TRL 評価結果を図 5-2、図 5-3 の様に取りまとめている。図中において TRL は、緑色の濃さで表現されており、薄い緑が TRL1～3、中くらいの緑が TRL4～6、濃い緑が TRL7～9を示している。ただし、「TRL は本来、研究段階から開発段階を経て実用化するまでの研究開発プログラム策定に資するツールであり、異なる技術間の比較を目的とはしていない」とも指摘しており、これらまとめ表を用いて検討を行う際には留意が必要であると考えられる。

システム	燃料				リサイクル	
	酸化物	金属	窒化物	炭化物	先進湿式	乾式
超高温ガス炉 (VHTR)	P					
超臨界水炉 (SCWR)	P				P	
ガス冷却炉 (GFR)			S	P	P	P
鉛冷却炉 (LFR)		S	P		P	P
Na冷却炉 (SFR)	P	P			P	P
熔融塩炉 (MSR)	—	—	—	—	—	—

P:第一候補 S:第二候補

図 5-1 GIF で想定された燃料サイクル概念の例

カテゴリ	システム	TRL	主な事例または検討のレベル (※: 要素技術実験施設)
Gen-IV	超高温ガス炉		概念設計レベル
	超臨界水炉		概念設計レベル
	ガス冷却高速炉		概念設計レベル
	鉛冷却高速炉		KALLA(独)※ 等
	ナトリウム冷却高速炉		SPX(仏), もんじゅ(日), BN-600(露)等
	熔融塩炉		MSRE(米)
高温ガス炉	HTR		HTTR(日), FSV(米) 等
新型転換炉	ATR		ふげん(日)
加速器駆動システム	ADS		J-PARC(日)※、MEGAPIE(スイス)※など
小型炉・長寿命炉	TWR		概念検討レベル
	4S		米でライセンス申請を計画
トリウム燃料	軽水炉・ガス炉他		FSV(米), Shippingport(米), AVR(独)など

図 5-2 原子炉システムの TRL

※薄い緑が TRL1～3、中くらいの緑が TRL4～6、濃い緑が TRL7～9 を示している。

カテゴリ	システム	TRL		主な事例または 検討のレベル
		軽水炉	高速炉	
湿式	PUREX			La Hague再処理工場(仏)等
	先進湿式	—		FaCTの再処理システム(日)
	群分離		—	UREX法(米)等
乾式	金属電解法	—		IFRの再処理システム(米)など
	酸化物電解法		—	実験室規模試験レベル
トリウムサイクル	固体燃料(酸化物)		—	概念検討レベル
	液体燃料(熔融塩炉)		—	概念検討レベル
海水ウラン捕集				JAEA(日)

図 5-3 再処理技術等の TRL

※薄い緑が TRL1～3、中くらいの緑が TRL4～6、濃い緑が TRL7～9 を示している。

5.2 FS フェーズⅡ

FS フェーズⅡの概要については 2 章にまとめたが、ここでは、比較評価という観点で技術総括結果を図 5-4 に再掲する。

FS フェーズⅡでは、以下の 3 つの高速炉サイクルを提案し、安全性、経済性、環境負荷低減性、資源有効利用性、核拡散抵抗性の観点で評価を行っている。

- 主概念：簡素化ペレット法 + Na 冷却炉(酸化物燃料) + 先進湿式法(NEXT)法
- 副概念：射出鑄造法 + Na 冷却炉(金属燃料) + 金属電解法(乾式)
- 副概念：被覆粒子燃料製造法 + He 冷却炉(窒化物被覆粒子燃料) + 先進湿式(NEXT)法

表- I -28 高速増殖炉サイクルの技術総括結果

対象概念			開発目標への適合可能性				
	FBR システム	燃料サイクル システム	安全性	経済性 (将来軽水炉の発電 原価以下)	環境負荷低減性 (放射性廃棄物、潜在的有害度(1000 年後)の低減、軽水炉からのMA受け 入れ能力)	資源有効利用性 (LWRからFBRへの移行完了 までの天然ウラン累積需要 量)	核拡散 抵抗性
(a)	Na冷却炉 (MOX燃料)	先進湿式法 + 簡素化 ペレット法	設計基準事象に対する 安全性及び設計基準 事象を超える事象に対す る安全性を確保できる見 通し。	約60% (注1)	・高レベル廃棄物発生量 1.0 (相対値) (注2) ・低レベル廃棄物発生量 1.0 (相対値) (注2) ・潜在的有害度(1000年後) 1.0 (相対値) (注2) ・軽水炉からのMAの受け 入れが可能	天然ウラン在来型 資源量の約5%	低除染 TRU燃料 サイクル U、Pu、Np の共回収
(b)	Na冷却炉 (金属燃料)	金属電解法 + 射出鑄造法	設計基準事象に対する 安全性及び設計基準 事象を超える事象に対す る安全性を確保できる見 通し。	約70% (注1)	・高レベル廃棄物発生量 1.7 (相対値) (注2) ・低レベル廃棄物発生量 1.0 (相対値) (注2) ・潜在的有害度(1000年後) 2.1 (相対値) (注2) ・軽水炉からのMAの受け 入れが可能	天然ウラン在来型 資源量の約5%	低除染 TRU燃料 サイクル U、TRU の共回収
(c)	He冷却炉 (窒化物 被覆粒子 燃料)	先進湿式法 + 被覆粒子 燃料製造法	設計基準事象に対する 安全性及び設計基準 事象を超える事象に対す る安全性を確保できる見 通し。	約70% (注1)	・高レベル廃棄物発生量 0.9 (相対値) (注2) ・低レベル廃棄物発生量 2.1 (相対値) (注2) ・潜在的有害度(1000年後) 1.4 (相対値) (注2) ・軽水炉からのMAの受け 入れが可能	天然ウラン在来型 資源量の約6%	低除染 TRU燃料 サイクル U、Pu、Np の共回収

注(1): 将来軽水炉の発電原価に対する%を示す。(資源型炉心) 注(2): (a)の廃棄物発生量及び潜在的有害度を1とした場合の相対値を示す。

図 5-4 FS フェーズⅡにおける主概念と副概念の比較評価結果

5.3 学会の比較評価

本節では、主要技術の横断的な比較、評価結果として、3.2.3 にて前述した原子力学会研究専門委員会での検討結果を改めて整理した。

5.3.1 「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会

「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会では、核燃料サイクルの在り方を検討するために、以下に示す複数の核燃料サイクルシナリオの検討を実施している。

- 軽水炉のみのシナリオ
- 従来シナリオを含めた軽水炉－高速炉シナリオ
- 高速炉＋先進炉シナリオ

さらに、大きく分けて下記の3つのシナリオが検討されており、軽水炉・高速炉の将来発電量、使用済燃料再処理量等を設定し、2100 年時点におけるウラン消費量、使用済燃料蓄積量、プルトニウム蓄積量、ガラス固化体発生量等を見積もっている。

- シナリオ A: 原子力利用が最も大きい場合。事故以前の計画に近い 66GWe の容量に拡大
- シナリオ B: 現状維持の場合。原子力発電容量は国の計画値である 33GWe 程度を維持
- シナリオ C: 最も原子力利用が小さい場合。将来の新設・リプレースを想定せず、原子力発電の寿命に従ってフェーズアウト

さらに、シナリオ A、B においてはそれぞれ軽水炉ワンススルー、プルサーマル導入、高速炉導入、高速炉導入 MA リサイクルの 4 パターンを検討しており、シナリオ C においては、ワンススルー、一部再処理(余剰 Pu を生じさせない)、全量再処理の 3 パターンを検討している。

ここではシナリオ B における比較評価結果に着目して述べる。表 5-1 に、シナリオ検討結果を示す。本シナリオ検討における主要技術は、①プルサーマル技術、②高速炉、③高速炉＋MA リサイクルの 3 点であり、それぞれ 3 点に観点を分けて、ワンススルーの場合と比べて廃棄物量等に与える影響について整理^[3-26]した。

- ① プルサーマル技術(2100 年時点での評価)
- 天然ウラン需要量:13%減
 - 使用済燃料貯蔵量:88%減
 - Pu 保有量:30%減
 - MA 量:21%増
 - ガラス固化体量:13 倍
- ② 高速炉(2100 年時点での評価)
- 天然ウラン需要量:17%減
 - 使用済燃料貯蔵量:98%減
 - Pu 保有量:18%減
 - MA 量:5%増
 - ガラス固化体量:16 倍
- ③ 高速炉+MA リサイクル(2100 年時点での評価)
- 天然ウラン需要量:17%減
 - 使用済燃料貯蔵量:98%減
 - Pu 保有量:17%減
 - MA 量:7%減
 - ガラス固化体量:13 倍

表 5-1 「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会にて検討されたシナリオ検討結果

シナリオ	B1 軽水炉 ワンススルー	B2 プルサーマル 導入	B3 高速炉導入	B4 高速炉導入 MA リサイクル
天然ウラン需要量	45.5 万t	39.5万t	37.7万t	37.7万t
使用済燃料貯蔵量 最大貯蔵量(時期)	6.84万t 単調増加	0.79万t 2.26 万 t (2025 年)	0.13 万t 2.26 万 t (2025 年)	0.13 万t 2.26 万 t (2025 年)
Pu 保有量	677t	474t	553t	565t
MA 量	159t	192t	167t	148t
ガラス固化体	0.55万本	7.27万本	8.85万本	7.36万本

出所)太田宏一ら、(3)原子力需要の成長またはゼロ成長シナリオにおける評価^[3-26]より三菱総合研究所作成

以上が比較評価結果であるが、使用済燃料貯蔵量とガラス固化体量の廃棄物量の違いについて、単純な物量の比較においては、減容しているかどうか判断しづらい。そこで、表 5-1 中の B1 および B2 (再処理の有無)の違いにおける廃棄物量について、使用済燃料とガラス固化体それぞれで処分場への負荷は異なることから、簡易な試算であるが、処分場面積の観点から独自に試算を行った。簡易な試算として、使用済燃料 1 トンあたりの廃棄体専有面積は、 134m^2 と想定^[5-2]し、ガラス固化体 1 本あたりの廃棄体専有面積は 44.4m^2 と想定^[5-3]した。その結果、2100 年断面での、表 5-1 中の B1 シナリオ、B2 シナリオにおける使用済燃料とガラス固化体の処分場専有面積への影響は以下の通りと試算でき、B1 シナリオから B2 シナリオの処分場面積削減効果は 54%となる²。

- B1 シナリオ(軽水炉ワンススルー)
 - 使用済燃料:6.84 万 t $\Rightarrow 9.17\text{km}^2$
 - ガラス固化体:0.55 万本 $\Rightarrow 0.24\text{km}^2$
 - 合計: 9.41km^2
- B2シナリオ(プルサーマル導入)
 - 使用済燃料:0.79 万 t $\Rightarrow 1.06\text{km}^2$
 - ガラス固化体:7.27万本 $\Rightarrow 3.23\text{km}^2$
 - 合計: 4.29km^2

5.3.2 「放射性廃棄物処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会

「放射性廃棄物処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会では、分離・変換技術を含む先進的な核燃料サイクルについて調査し、二次廃棄物も含めた各種廃棄物の処理・処分に及ぼす影響を定量的、総合的に検討・整理している。したがって、ここでは分離・変換技術が核燃料サイクルの各分野にもたらす影響を以下に整理した。表 5-2^[3-33]、表 5-3^[3-35]に図 3-7に示す技術—特性マトリクスで現行軽水炉サイクルにおける MA 分離の影響、MOX プルサーマルでの使用済燃料処理における MA 分離の影響を評価した結果を示す。

本検討結果は、核燃料サイクルの各分野に対して、MA 分離を適用した際の影響を包括的かつ横断的に比較、評価している貴重な事例である。主要技術間での比較ではないものの、今後の主要技術の開発がサイクル全体にどのような影響をもたらすのかを検討するためのアプローチとなりうる。5.1 で述べた各技術の TRL は表 5-2、表 5-3 中の技術成熟度に該当し、主要技術間の横断的な比較評価の際の1つの評価指標となると考えられる。

² ただし、MOX 使用済燃料の再処理等については現在研究開発が進められているところであり、研究開発動向によっては試算結果が異なる可能性がある点に留意のこと。

表 5-2 現行軽水炉サイクルにおける MA 分離貯蔵シナリオの技術-特性マトリクス

	1. 経済性	4. 環境影響	5. 安全性	6. セキュリティ	7. 核不拡散性	8.1 技術成熟度	8.2 技術実現性	9. 柔軟性
6.1. 再処理	[**]MA 分離工程増加		[*]MA 工程増加によるリスク増加	[*]MA 分離工程追加による防護対象(建屋、MA 製品)の増加		[B]DGA により g オクターでの回収に成功している。RE 随伴を許容した MA 高回収率が現実的。	[費用 A][期間 B] 濃縮廃液での試験、スケールアップ試験、基礎設計が必要	
6.2 廃棄体化	[+*]MA 分離により、固化体本数が減少する					[A]PGM 沈殿防止、YP 形成防止に対応した溶融炉のモックアップ試験済	[費用 A] [期間 A] 六ヶ所再処理工場の溶融炉更新での導入検討中	
6.3 MA 安定化	[**]安定化工程追加		[*]安定化工程増加によるリスク増加	[*]安定化工程追加による防護対象(建屋、MA 製品)の増加	・安定化工程追加による防護対象(建屋、MA 製品)の増加	[C]固化手法選定のための初期試験段階	[費用 A] [期間 A]	[+*]フルオライト型(UO ₂)マトリックスからの他の MA 含有燃料への転換は容易であり、柔軟性がある。
6.4 MA 貯蔵	[*]貯蔵施設追加		[*]貯蔵工程増加によるリスク増加	[*]貯蔵工程追加による防護対象(建屋、MA 製品)の増加	[*]貯蔵工程追加による防護対象(建屋、MA 製品)の増加	[A]既往のガラス固化体貯蔵施設概念で対応可能		[+**]MA 核変換を実施する時期の制約がなくなる。 [-**]将来 MA 核変換が実施されない場合の対処方法が必要である。
7.1 HLW 貯蔵	[+*]固化体本数減少、貯蔵期間短縮							
7.2 HLW 輸送	[+*]固化体本数減少							
8. 処分 (LLW、HLW)	[*]分離プロセスからの LLW [+*]固化体本数減少、長期発熱核種の除去により定置間隔縮小により処分場面積を低減できる可能性	[+*]処分場面積低減	[+*]・ガラス溶解速度への熱影響低減。 ・一部シナリオで被ばく線量を低減できる可能性。			[A] CHON 元素であり焼却可能。プロセス廃棄物は LLW となる見込みであり大きな開発課題ではない。		[+*]発熱性核種低減により処分場面積に柔軟性が生じる

[+]性能向上、[-]性能低下、[?]不明（以降の性能変化の程度は評価しない）、空欄は参照シナリオと変化なし；** 変化大、* 変化小、? 不明；(A)

実用化段階、(B)実証段階、(C)基礎段階；(A)10 年以下、(B)10-30 年、(C)30 年以上；(A)1000 億円以下、(B)1000 億-1 兆円、(C)1 兆円以上

表 5-3 MOX プルサーマルでの使用済燃料処理における MA 分離シナリオの技術-特性マトリクス

特性 技術「:」	1. 経済性	2. 安定性	3. 資源	4. 環境影響	5. 安全性	6. セキュリティ	7. 核不拡散性
6.1. 再処理	<MOX サイクル特有> [-?]MA 分離を再処理に含めるなら工程の追加によりコスト増。軽水炉と比べ MOX 燃料は MA 濃度が高いので更にコスト増。	—	—	—	<軽水炉サイクル同様> [-?]MA 分離を再処理に含めるなら新技術の導入で安全性は低下。	—	—
6.2 廃棄体化	<MOX サイクル特有> [-?]MA 分離によりガラス固化体本数が減りコスト低下の可能性。ただし、プロセスの組み方により様々な可能性が考えられる。	—	—	—	<軽水炉サイクル同様> [+?]取り扱う線量の減少で安全性はごく僅かに向上する可能性。	—	—
6.3 MA 安定化	<MOX サイクル特有> [-**]安定化工程追加。規模は MOX の方が大。	—	—	—	<軽水炉サイクル同様> [-*]安定化工程増加によるリスク増加。	<軽水炉サイクル同様> [-*]安定化工程追加による防護対象(建屋、MA 製品)の増加。	
6.4 MA 貯蔵	<MOX サイクル特有> [-*]貯蔵施設追加。規模は MOX の方が大。	—	—	—	<軽水炉サイクル同様> [-*]貯蔵工程増加によるリスク増加。	<軽水炉サイクル同様> [-*]貯蔵工程追加による防護対象(建屋、MA 製品)の増加。	
7.1 HLW 貯蔵 (ガラス固化)	<軽水炉サイクル同様> [+]MA 分離で本数が減る場合、その分のコスト低下が期待される。	—	—	—	—	—	—
7.2 HLW 輸送	<軽水炉サイクル同様> [+]MA 分離で本数が減る場合、その分のコスト低下が期待される。	—	—	—	—	—	—
8. 処分 (LLW, ILW)	<軽水炉サイクル同様> [-?]上流側のプロセスの変更の有無や内容により LLW や ILW の発生量は異なる。	—	—	—	<軽水炉サイクル同様> [-?]MA 分離による LLW、ILW の発生量、核種組成の変化の確認が必要。	—	—
8. 処分 (HLW)	<MOX サイクル特有> [+*]MA 分離による発熱量低減や本数の低減により処分場面積等の低減が期待される。	—	—	—	<MOX サイクル特有> [+?]MA 分離による MA インベントリ低減により一部のシナリオにおいて線量評価結果の低減が期待される。	—	—

【性能変化の程度】** 変化大、* 変化小、? 不明（以降の性能変化の程度は評価しない）

【技術成熟度】(A)実用化段階、(B)実証段階、(C)基礎段階

【技術的実現性（R&D 期間）】(A)10 年以下、(B)10-20 年、(C)30 年以上

【技術的実現性（R&D 費用）】(A)500 億円以下、(B)500 億-5000 億円、(C)5000 億円以上

— : MA 分離の有無による大きな変化や影響はないと考えられる場合

特性 技術「:」	8.1 技術成熟度	8.2 技術実現性	9. 柔軟性
6.1. 再処理	<軽水炉サイクル同様> [B]DGA により g オーダーでの回収に成功。RE 随伴を許容した MA 高回収率が現実的。 [B]抽出法・クロマト法は、プロセスフローシートの研究開発の TRL は 6 と評価されている。	<軽水炉サイクル同様> [費用 A][期間 B]濃縮廃液での試験、スケールアップ試験、基礎設計が必要 [費用?][期間 C]抽出法・クロマト法は、分離割合 99.9%を達成可能と評価されている。	—
6.2 廃棄体化	<軽水炉サイクル同様> [A]PGM 沈殿防止、YP 形成防止に対応した溶融炉のモックアップ試験済	<軽水炉サイクル同様> [費用 A][期間 A]六ヶ所再処理工場の溶融炉更新での導入検討中	—
6.3 MA 安定化	<軽水炉サイクル同様> [C]固化手法選定のための初期試験段階。既存の脱硝方法が適用できると想定。	<軽水炉サイクル同様> [費用 A][期間 A]既存の脱硝方法が適用できると想定。	<軽水炉サイクル同様> [+*]フルライト型 (UO ₂) マトリクスからの他の MA 含有燃料への転換は容易であり柔軟性がある。
6.4 MA 貯蔵	<軽水炉サイクル同様> [A]既往のガラス固化体貯蔵施設概念で対応可能。	<軽水炉サイクル同様> [費用 A][期間 A]大きな研究開発要素は無いと想定（容器に入れて貯蔵を想定）。	<軽水炉サイクル同様> [+**]MA 核変換実施時期の制約がなくなる。 [-**]将来 MA 核変換が実施されない場合の対処方法が必要である。
7.1 HLW 貯蔵 (ガラス固化)	<軽水炉サイクル同様> (A)UO ₂ サイクルでの既存技術等で基本的に対応できると考えられる。	—	—
7.2 HLW 輸送		—	—
8. 処分 (LLW, ILW)		—	—
8. 処分 (HLW)	<軽水炉サイクル同様> (A)処分場面積の低減や線量評価は既存技術で対応可能と考えられる。	—	<軽水炉サイクル同様> [+*]発熱性核種低減により処分場レイアウトに柔軟性が生じる可能性がある。

6. まとめ

本事業は、我が国における核燃料サイクル関連技術の経緯や現状、これからの動向について分析を行うことにより、各技術の長所や課題などの特性を技術的側面から体系的に整理・評価を行い、今後の核燃料サイクル政策の企画・立案に資することを目的として、以下を実施した。

(1) 核燃料サイクル技術等の現状・動向調査

我が国の核燃料サイクル政策の技術・研究開発に関して、以下について体系的に整理・分析を行った。

- ① 過去の経緯や変遷(政策支援や世論、当時の出来事など、技術開発の社会的背景を含む)
- ② 現在の開発状況・実績(公的研究開発事業や学会の動向を含む)
- ③ 将来の動向・展望・今後の課題(実用化に向けた技術・経済・社会的課題を含む)

(2) 主要技術間の比較評価

(1)で調査した内容のうち、②現在の開発状況・実績並びに③将来の動向・展望・今後の課題における主要技術等を対象として、各技術(核燃料サイクル)の比較評価事例を整理した。

「過去の経緯や変遷」については、我が国の原子力・核燃料サイクルの歴史の潮流を整理することに加え、核燃料サイクルに不可欠な技術的要素(フロントエンド／再処理／プルサーマル発電／高速炉)を切り口として整理することに加え、政策的要素という切り口でも整理を行った

「現在の開発状況・実績」については、現在における我が国の核燃料サイクルの位置づけを整理するとともに、各ステークホルダーの動向として、文部科学省／経済産業省、日本原子力研究開発機構、日本原子力学会、電力中央研究所の動向を調査・整理した。

「将来の動向・展望・今後の課題」については、原子力小委員会における議論、日本原子力研究開発機構の研究計画、各種ロードマップ等を調査・整理した。

「主要技術間の比較評価」では、上記②および③で取り上げた核燃料サイクル技術を中心に、核燃料サイクル技術や核燃料サイクルシステムの比較評価を行っている事例を調査・整理した。

7. 参考文献

第2章

- [2-1] 塚原晶大、核燃料サイクル20年の真実、電気新聞、2006年
- [2-2] 高橋啓三、再処理技術の誕生から現在に至るまでの解析および考察、日本原子力学会和文論文誌、2006年
- [2-3] 資源エネルギー庁、日本における原子力の平和利用のこれまでとこれから、
<https://www.enecho.meti.go.jp/about/special/tokushu/nuclear/nihonnonuclear.html>、2022年3月閲覧
- [2-4] 吉岡斉、日本における原子力発電の歴史、福島原発事故調査・検証委員会、
<https://www.cas.go.jp/jp/seisaku/icanps/2011/07/13/0708yoshioka.pdf>、2022年3月閲覧
- [2-5] 内閣府、原子力委員会の歴史(1950年代～現在)、
https://www.cas.go.jp/jp/seisaku/genshiryoku_kaigi/dail/sankou3-1.pdf、2022年3月閲覧
- [2-6] 電気事業連合会、電気の歴史(日本の電気事業と社会) 昭和後期-1 電気の歴史年表、
<https://www.fepc.or.jp/enterprise/rekishi/shouwa1946/index.html>、2022年3月閲覧
- [2-7] 電気事業連合会、電気の歴史(日本の電気事業と社会) 昭和後期-2 電気の歴史年表、
<https://www.fepc.or.jp/enterprise/rekishi/shouwa1970/index.html>、2022年3月閲覧
- [2-8] 電気事業連合会、電気の歴史(日本の電気事業と社会) 平成時代 電気の歴史年表、
<https://www.fepc.or.jp/enterprise/rekishi/heisei1989/index.html>、2022年3月閲覧
- [2-9] 資源エネルギー庁、核燃料サイクルの歴史、
<https://www.enecho.meti.go.jp/about/whitepaper/2018html/img/114-2-1.gif>、2022年3月閲覧
- [2-10] B.回収ウラン利用技術開発委託費に係る事業、第1回核燃料サイクル関連分野に係る 技術に関する施策・事業評価検討会 資料6-B、
https://www.meti.go.jp/policy/tech_evaluation/c00/C0000000H26/150126_saikuru1/saikuru_siryoku6b.pdf
- [2-11] 日本原子力文化財団、原子力・エネルギー図面集、世界の主なウラン転換工場、
<https://www.enel00.jp/zumen/7-3-1>、2022年3月閲覧
- [2-12] Romain Garcier、One cycle to bind them all? Geographies of nuclearity in the uranium fuel cycle、2012年8月
https://www.researchgate.net/profile/Romain_Garcier/publication/290433757_One_cycle_to_bind_them_all_Geographies_of_nuclearity_in_the_nuclear_fuel_cycle/links

[/569d209108aed27a702f8e62/One-cycle-to-bind-them-all-Geographies-of-nuclearity-in-the-nuclear-fuel-cycle.pdf](#)

- [2-13] 原子力学会、再処理・リサイクル部会、3-1 ウラン転換、
http://www.aesj.or.jp/~recycle/nfctxt/nfctxt_3-1.pdf、2022 年 3 月閲覧
- [2-14] 青森県、原子燃料サイクル施設の主な経緯
https://www.pref.aomori.lg.jp/soshiki/energy/g-richi/files/03_siryoku_2019gyousei.pdf、2022 年 3 月閲覧
- [2-15] わが国の海洋投棄中止にいたる経緯、ATOMICA、2005年5月
https://www.pref.aomori.lg.jp/soshiki/energy/g-richi/files/03_siryoku_2019gyousei.pdf
- [2-16] 吉岡 斉、原子力の社会史、朝日新聞出版、2011 年 10 月
- [2-17] 細馬ら、マイクロ波加熱直接脱硝法による混合転換プロセスの実証 20 年の歩みープルトニウム転換技術開発施設の運転経験と技術開発ー、サイクル機構技法、No.24、2004、
<https://rdreview.jaea.go.jp/gihou/pdf2/n24-02.pdf>
- [2-18] 原子力学会再処理・リサイクル部会テキスト「核燃料サイクル」6-4「わが国の再処理(その2)」、2022 年 3 月アクセス、http://www.aesj.or.jp/~recycle/nfctxt/nfctxt_6-4.pdf
- [2-19] 日本原燃、ガラス固化設備について、https://www.iae.or.jp/wp/wp-content/uploads/2014/09/cycle_201308/03_attachment/attachment_02_r.pdf
- [2-20] 原子力委員会、昭和 32 年度原子力開発利用基本計画の決定、昭和 32 年 5 月 30 日
<http://210.173.17.235/jicst/NC/about/ugoki/geppou/V02/N06/195702V02N06.HTML>
- [2-21] 原子力学会再処理・リサイクル部会テキスト「核燃料サイクル」7-1「高レベル廃棄物処理」、2022 年 3 月アクセス、http://www.aesj.or.jp/~recycle/nfctxt/nfctxt_7-1.pdf
- [2-22] 本橋ほか、ガラス固化技術開発施設の建設、動燃技法、No.84、p.35-40、1992、
<https://jopss.jaea.go.jp/pdfdata/PNC-TN1340-92-004.pdf>
- [2-23] 日本原燃、TVF からの設計導入、
<https://www.jnfl.co.jp/ja/business/report/list/detail/file/20080422-12.pdf>
- [2-24] R. DO-QUANG et al., REVIEW OF THE FRANCE VITRIFICATION PROGRAM, WM' 04 conference, 2004、<http://archive.wmsym.org/2004/pdfs/4320.pdf>
- [2-25] 新計画策定会議(第 14 回)資料第 6 号、御発言メモ、2004 年 12 月 10 日、
<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/tyoki/sakutei2004/sakutei14/siryo6.pdf>
- [2-26] 内閣府原子力政策担当室、核燃料サイクルを巡る現状について、新大綱策定会議(第 4 回)資料第 2-1号、平成 23 年 2 月 21 日、
<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/tyoki/sakutei/siryo/sakutei4/siryo2-1.pdf>
- [2-27] 原子力委員会、当面の核燃料サイクルの具体的な施策について、平成 9 年 1 月 31 日、
<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/about/announce/siryo02.htm>
- [2-28] 原子力産業新聞、プルトニウムの軽水炉利用、1968 年 12 月 5 日、
https://www.jaif.or.jp/data_archives/n-paper/sinbun1968-12.pdf

- [2-29] INFCIRC/549、Plutonium Utilization plan of Japan、1997 年 12 月、
<https://www.iaea.org/sites/default/files/infcirc549a1.pdf>
- [2-30] 内閣府原子力委員会、これまでの原子力長期計画、
http://www.aec.go.jp/jicst/NC/tyoki/tyoki_back.htm、2022年3月閲覧
- [2-31] 原子力委員会、原子力政策大綱、平成17年10月11日、
<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/tyoki/taikou/kettei/siryol.pdf>
- [2-32] 国際シンポジウム「核燃料サイクルを考える」、平成 17 年 9 月 4 日、
<https://www.pref.fukushima.lg.jp/sec/11025c/energy50.html>
- [2-33] 原子力委員会、我が国におけるプルトニウム利用の基本的な考え方、平成 30 年 7 月 31 日、
<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/iinkai/teirei/siryo2018/siryo27/3-2set.pdf>
- [2-34] 原子力委員会、電気事業者等から公表されたプルトニウム利用計画について(見解)、令和 4 年 3 月 1 日、http://www.aec.go.jp/jicst/NC/sitemap/pdf/220301_kenkai.pdf
- [2-35] 原子力委員会、使用済燃料再処理機構の使用済燃料再処理等実施中期計画の変更について(見解)、令和 3 年 3 月 24 日、
http://www.aec.go.jp/jicst/NC/iinkai/teirei/siryo2021/siryo09/210324_sekou.pdf
- [2-36] 原子力委員会、使用済燃料再処理機構の使用済燃料再処理等実施中期計画の変更について(見解)、令和 4 年 3 月 23 日、
http://www.aec.go.jp/jicst/NC/sitemap/pdf/220323_seimei.pdf
- [2-37] JAEA、核不拡散・核セキュリティに係る国内外の動向、2014 年 12 月、
<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/iinkai/teirei/siryo2018/siryo27/3-2set.pdf>
- [2-38] ジェームズ・M・アクトン、本末転倒なプルトニウム政策、2015 年、
<https://carnegieendowment.org/files/Report-Wagging the Plutonium Dog-Japanese-final.pdf>
- [2-39] 塙 和也、原子力と政治、白水社、2021 年 2 月
- [2-40] 日本原子力発電株式会社研究開発室、高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究-フェーズⅡ最終報告書-、2006 年 4 月、
<https://jopss.jaea.go.jp/pdfdata/JAEA-Evaluation-2006-002.pdf>
- [2-41] 資源エネルギー庁、原子力立国計画、平成 18 年 8 月、
http://www.aec.go.jp/jicst/NC/iinkai/teirei/siryo2006/siryo33/siryo13.pdf?mscl_kid=58f69868aa4allec80a34958028155f3
- [2-42] 文部科学省、高速増殖炉サイクルの研究開発方針について、平成 18 年 11 月、
https://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/gijyutu/gijyutu2/toushin/06112004.htm
- [2-43] 文部科学省、高速炉開発の方針、平成28年12月、
https://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/gijyutu/gijyutu2/055/shiryo/attach/1381582.htm
- [2-44] 原子力関係閣僚会議、戦略ロードマップ、2018年12月
- [2-45] 日本原子力研究開発機構、高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究-フェーズⅡ最終報告書-、2006 年 6 月

- [2-46] 高速増殖炉サイクル実証プロセスへの円滑移行に関する五者協議会について、2006 年 7 月 13 日、
https://www.fepec.or.jp/about_us/pr/sonota/icsFiles/afieldfile/2008/09/05/20061227a6.pdf
- [2-47] 高速増殖炉サイクル実証プロセス研究会、高速増殖炉に関する中間の論点整理、平成 19 年 3 月 20 日、
https://www.fepec.or.jp/about_us/pr/sonota/icsFiles/afieldfile/2008/09/02/20070508a3.pdf
- [2-48] 軽水炉サイクルから FBR サイクルへの移行に関する検討計画、平成 19 年 3 月 20 日、
https://www.fepec.or.jp/about_us/pr/sonota/icsFiles/afieldfile/2008/09/02/20070508a4.pdf
- [2-49] 第二再処理工場に係る 2010 年頃からの検討に向けた準備の開始について、平成 19 年 4 月 25 日、
https://www.fepec.or.jp/about_us/pr/sonota/icsFiles/afieldfile/2008/09/02/20070508a2.pdf
- [2-50] 高速増殖炉サイクル実証プロセス研究会、核燃料サイクル分野の今後の展開について【技術的論点整理】、平成 21 年 7 月 2 日、
<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/iinkai/teirei/siryo2009/siryo28/siryo1-1.pdf>
- [2-51] 高速増殖炉サイクル実証プロセス研究会、核燃料サイクル分野の今後の展開について【技術的論点整理】(概要)、平成 21 年 7 月 2 日、
<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/iinkai/teirei/siryo2009/siryo28/siryo1-2.pdf>
- [2-52] 日本原子力研究開発機構次世代原子力システム研究開発部門、FS および FaCT の経緯・概要—プロジェクト管理の観点から—、2011 年 1 月 18 日、
<https://www.mext.go.jp/bmenu/shingi/chousa/kaihatu/008/shiryo/icsFiles/afieldfile/2011/01/25/13015476.pdf>
- [2-53] 内閣府、原子力開発利用長期計画と原子力政策大綱、
https://www.cas.go.jp/jp/seisaku/genshiryoku_kaigi/dail/sankou3-2.pdf、2022 年 3 月閲覧
- [2-54] 原子力委員会、「(5)CANDU 炉導入問題について」、1979 年 10 月 12 日
<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/about/hakusho/wp1979/ss1010205.htm>
- [2-55] 電気事業連合会、昭和後期-1 電気の歴史年表(1955～1959 年)
<https://www.fepec.or.jp/enterprise/rekishi/shouwa1955/index.html>、2022 年 3 月閲覧
- [2-56] 原子力委員会、「昭和 60 年版原子力白書 第2章我が国経済社会に根づく原子力 (1)原子力発電 イ)原子力開発利用の曙」、1985 年 12 月
<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/about/hakusho/wp1985/sb2020101.htm>
- [2-57] 原子力委員会、「英国の原子力発電に関する調査報告について 第8章今後の進め方について」、1957 年 1 月 17 日

<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/about/ugoki/geppou/V02/N02/195702V02N02.HTML#07>

第3章

- [3-1] 文部科学省 科学技術・学術審議会 研究計画・評価分科会 原子力科学技術委員会 原子力研究開発・基盤・人材作業部会、群分離・核変換技術評価について(タスクフォースとりまとめ)、令和 3 年 12 月、
https://www.mext.go.jp/content/20211223-mxt_genshi-000019606_1.pdf
- [3-2] 原子力科学技術委員会 原子力研究開発・基盤・人材作業部会、群分離・核変換技術評価タスクフォース、
https://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/gijyutu/gijyutu2/106/index.html、2022 年 3 月閲覧
- [3-3] 内閣府、行政事業レビュー、
<https://www.cao.go.jp/yosan/review.html>、2022 年 3 月閲覧
- [3-4] 文部科学省、行政事業レビュー、
https://www.mext.go.jp/a_menu/kouritsu/detail/1334066.htm、2022 年 3 月閲覧
- [3-5] 経済産業省、行政事業レビュー、
https://www.meti.go.jp/information_2/publicoffer/review2021/saisyu/1-6saisyu.html、2022 年 3 月閲覧
- [3-6] 平成 30 年度経済産業省概算要求の PR 資料 高速炉の国際協力等に関する技術開発委託費、2018 年 3 月、
https://www.meti.go.jp/main/yosangaisan/fy2018/pr/en/denga_riyou_01.pdf?msclkid=dc4439adaf4511ec896cf511ace88370
- [3-7] 令和 2 年度経済産業省概算要求の PR 資料 高速炉に係る共通基盤のための技術開発委託費、2019 年 8 月、
https://www.meti.go.jp/main/yosangaisan/fy2020/pr/en/denga_riyou_01.pdf?msclkid=dc446148af4511ecbel4d52e91555ce5
- [3-8] 平成 30 年度経済産業省概算要求の PR 資料 放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究委託費、2018 年 3 月、
https://www.meti.go.jp/main/yosan/yosan_fy2018/pr/en/denga_riyou_08.pdf
- [3-9] 令和 2 年度経済産業省概算要求の PR 資料 放射性廃棄物の減容化に向けたガラス固化技術の基盤研究委託費、2020 年 9 月、
https://www.meti.go.jp/main/yosan/yosan_fy2021/pr/en/denga_riyou_07.pdf
- [3-10] 原子力発電に係る技術に関する施策・事業 評価用資料、第1回原子力発電に係る技術に関する施策・事業評価検討会、平成 22 年 12 月、
https://www.meti.go.jp/policy/tech_evaluation/c00/C0000000H22/101210_genshiryoku/06.pdf?msclkid=faae1a4caf5b11ecbb8be80c4380760f
- [3-11] 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構の中長期目標を達成するための計画(中長期計画)、

平成 27 年 4 月 1 日、

<https://www.jaea.go.jp/01/pdf/keikaku27.pdf>

[3-12] 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 2020 年度事業報告書、
<https://www.jaea.go.jp/study results/annual report/2021/>

[3-13] 今後の高速炉サイクル研究開発－原子力機構の取組－、2019 年 6 月、
https://www.jstage.jst.go.jp/article/jaesjb/61/11/61_798/pdf/-char/en

[3-14] 群分離・核変換技術評価タスクフォース(第1回)資料 ADSを用いた核変換技術の研究開発状況、
令和 3 年 7 月 30 日、
https://www.mext.go.jp/content/20210730-mxt_genshi-000017219_5.pdf

[3-15] 群分離・核変換技術評価タスクフォース(第1回)資料 MA 分離技術の研究開発状況、令和 3 年 7 月 30 日、
https://www.mext.go.jp/content/20210730-mxt_genshi-000017219_6.pdf

[3-16] 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構の令和3年度の業務運営に関する計画(年度計画)、令和 3 年 4 月 1 日、
<https://www.jaea.go.jp/01/year/year R3.pdf>

[3-17] 平成 30 年度 研究開発・評価報告書評価課題「核燃料物質の再処理に関する技術開発(ガラス固化技術)」、「原子力施設の廃止措置及び関連する技術開発」及び「放射性廃棄物処理処分及び関連する技術開発」(中間評価)、2019 年 8 月、
<https://jopss.jaea.go.jp/pdfdata/JAEA-Evaluation-2019-006.pdf>

[3-18] MOX 燃料製造工程における乾式リサイクル技術開発-乾式回収粉の粒度調整のための粉碎機の選定およびその特性評価-、2021 年 5 月、
<https://jopss.jaea.go.jp/pdfdata/JAEA-Technology-2021-002.pdf>

[3-19] 地層処分研究開発・評価委員会資料 第 3 期中長期計画の研究開発におけるこれまでの成果 ⑤ 使用済燃料の直接処分研究開発、平成 31 年 2 月 21 日、
<https://www.jaea.go.jp/04/tisou/iinkai/hyouka iinkai/27-2-6.pdf>

[3-20] MOX 燃料再処理関連技術の開発、JAEA、第 16 回再処理・リサイクル部会セミナー「核燃料サイクルとゼロカーボンエネルギー」、令和 4 年 3 月 14 日

[3-21] 文部科学省、「日本原子力研究開発機構の検証」に係るご説明資料、令和 2 年 11 月 14 日、
<https://www.gyokaku.go.jp/review/aki/R02/img/s3.pdf>

[3-22] 日本原子力学会ホームページ、2022 年 3 月アクセス、<https://www.aesj.net/>

[3-23] 佐藤勇、井上正、(1)本委員会の設立趣旨と目的、
<https://confit.atlas.jp/guide/event-img/aesj2019f/3I PL01/public/pdf?type=in>

[3-24] 西原健司、(2)多様な原子力発電シナリオに対する諸量評価、
<https://confit.atlas.jp/guide/event-img/aesj2019f/3I PL02/public/pdf?type=in>

[3-25] 電気事業連合会、使用済燃料貯蔵対策の取組強化について、2021 年 5 月 25 日、
https://www.fepc.or.jp/about us/pr/oshirase/ icsFiles/afieldfile/2021/05/25/press 20210525_2.pdf

[3-26] 太田宏一ら、(3)原子力需要の成長またはゼロ成長シナリオにおける評価、

- <https://confit.atlas.jp/guide/event-img/aesj2019f/3I PL03/public/pdf?type=in>
- [3-27] 齊藤拓巳ら、(4)原子力需要の減少シナリオにおける評価、
<https://confit.atlas.jp/guide/event-img/aesj2019f/3I PL04/public/pdf?type=in>
- [3-28] 鈴木達也、将来原子力システムの為の再処理技術(1)専門委員会の活動主旨について、日本原子力学会 2020 年秋の大会、
<http://www.aesj.or.jp/~recycle/2020Sem %E5%B0%82%E9%96%80%E5%A7%94%E5%93%A1%E4%BC%9A%E3%81%AE%E6%B4%BB%E5%8B%95%E8%B6%A3%E6%97%A8%E3%81%AB%E3%81%A4%E3%81%84%E3%81%A6.pdf>
- [3-29] 飯塚政利、将来原子力システムのための再処理技術(2)再処理のシーズ+その他の観点からの検討、日本原子力学会 2020 年秋の大会、2020 年 9 月、
<http://www.aesj.or.jp/~recycle/2020Sem %E5%86%8D%E5%87%A6%E7%90%86%E3%81%AE%E3%82%B7%E3%83%BC%E3%82%BA.pdf>
- [3-30] 島田隆、将来原子力システムのための再処理技術(3)将来の再処理技術へのニーズ、日本原子力学会 2020 年秋の大会、2020 年 9 月、
<http://www.aesj.or.jp/~recycle/2020Sem %E5%86%8D%E5%87%A6%E7%90%86%E3%81%AE%E3%83%8B%E3%83%BC%E3%82%BA.pdf>
- [3-31] 日本原子力学会、2020 年度「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会 成果報告書、2021 年 3 月、
https://www.aesj.net/uploads/com_rwmpt20211004.pdf
- [3-32] 西原健司、分離・変換技術の廃棄物処理・処分への適用：先進的核燃料サイクルの総合的な性能評価 (1)「放射性廃棄物の処理・処分と分離・変換技術」研究専門委員会における活動概要と総合的な性能評価の考え方、日本原子力学会 2022 年春の年会
- [3-33] 中瀬正彦ら、分離・変換技術の廃棄物処理・処分への適用：先進的核燃料サイクルの総合的な性能評価 (2)現行軽水炉サイクルを対象とした評価、日本原子力学会 2022 年春の年会
- [3-34] 稲垣八穂広、分離・変換技術の廃棄物処理・処分への適用：先進的核燃料サイクルの総合的な性能評価 (5)総合的な性能評価のまとめと提言、日本原子力学会 2022 年春の年会
- [3-35] 牧野仁史ら、分離・変換技術の廃棄物処理・処分への適用：先進的核燃料サイクルの総合的な性能評価 (3)MOX プルサーマルサイクルを対象とした評価、日本原子力学会 2022 年春の年会
- [3-36] 渡部創ら、分離・変換技術の廃棄物処理・処分への適用：先進的核燃料サイクルの総合的な性能評価 (4)高速炉サイクルを対象とした評価、日本原子力学会 2022 年春の年会
- [3-37] 高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究－フェーズⅡ最終報告書、JAEA-Evaluation 2006-002、2018 年
- [3-38] 日本原子力研究開発機構、高速増殖炉サイクル実用化研究開発(FaCT プロジェクト)－フェーズⅠ報告書－、JAEA Evaluation、2011-003、2011 年
- [3-39] 大井川宏之ら、原研における長寿命核種の分離変換技術に関する研究開発の現状と今後の進め方、JAERI-Review 2005-043、2005 年
- [3-40] OECD/NEA、Accelerator-driven Systems (ADS) and Fast Reactors (FR)in Advanced Nuclear Fuel Cycles、2002年

- [3-41] 電中研レビュー第 37 号、電力中央研究所、2000 年 1 月
<https://criepi.denken.or.jp/koho/review/No37/No37.pdf>
- [3-42] 乾式再処理に関する国内外の研究開発の現状(3)金属燃料及び酸化物燃料の処理技術の現状、電力中央研究所、2019 年日本原子力学会 春の年会 再処理・リサイクル部会セッション
- 第 4 章
- [4-1] 経済産業省、第 23 回 総合資源エネルギー調査会 電力・ガス事業分科会 原子力小委員会、資料 11 「これまでの議論整理」(事務局提出資料)、令和 3 年 4 月 14 日
https://www.meti.go.jp/shingikai/enecho/denryoku_gas/genshiryoku/pdf/023_11_00.pdf
- [4-2] 経済産業省、第 24 回 総合資源エネルギー調査会 電力・ガス事業分科会 原子力小委員会、資料 11 「これまでの議論整理」(事務局提出資料)、令和 3 年 4 月 14 日
https://www.meti.go.jp/shingikai/enecho/denryoku_gas/genshiryoku/pdf/024_03_00.pdf
- [4-3] 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、第 16 回原子力機構報告会 第 4 期中長期目標期間に向けた原子力機構の挑戦、令和 3 年 11 月 18 日、
<https://www.jaea.go.jp/jaea-houkokul6/shiryo/1-1.pdf>
- [4-4] 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、施設中長期計画、令和 3 年 4 月 1 日、
https://www.jaea.go.jp/about/JAEA/facilities_plan/
- [4-5] 平成 30 年 12 月 21 日 原子力関係閣僚会議 戦略ロードマップ、
https://www.cas.go.jp/jp/seisaku/genshiryoku_kakuryo_kaigi/pdf/h301220_siryou.pdf
- [4-6] 最終処分関係閣僚会議、使用済燃料対策に関するアクションプラン、平成 27 年 10 月 6 日
- [4-7] 日本原子力学会材料部会、原子力材料分野のロードマップ、2021 年 5 月
- [4-8] 地層処分研究開発調整会議、地層処分研究開発に関する全体計画(平成 30 年度～令和 4 年度)、平成 30 年 3 月策定、令和 2 年 3 月改訂
- [4-9] 三菱総合研究所、令和 2 年度原子力の利用状況等に関する調査報告書(核燃料サイクル技術等調査)2021 年 2 月、https://www.meti.go.jp/meti_lib/report/2020FY/000472.pdf
- [4-10] OECD/NEA、Advanced Nuclear Fuel Cycles and Radioactive Waste Management, 2006
https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_14008/advanced-nuclear-fuel-cycles-and-radioactive-waste-management?details=true
- [4-11] Aleksandra Schwenk-Ferrero, Comparison and Screening of Nuclear Fuel Cycle Options in View of Sustainable Performance and Waste Management, Sustainability, 13 September 2017
https://www.researchgate.net/publication/319690980_Comparison_and_screening_of_nuclear_fuel_cycle_options_in_view_of_sustainable_performance_and_waste_management

- [4-12] Inventaire prospectif entre 2016 et 2100 des matières et des déchets radioactifs produits par le parc français selon différents scénarios d'évolution, avec évaluation de l'emprise au stockage, 10 October 2018
<https://www.asn.fr/Media/Files/00-PNGMDR/PNGMDR-2016-2018/Inventaire-prospectif-entre-2016-et-2100-des-matieres-et-des-dechets-radioactifs-produits-par-le-parc-francais-selon-differents-scenarios-d-evolution-avec-evaluation-de-l-emprise-au-stockage>
- [4-13] Impact of Partitioning, Transmutation and Waste Reduction Technologies on the Final Nuclear Waste Disposal
<https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/Public/39/117/39117966.pdf?r=1>

第 5 章

- [5-1] 原子力発電・核燃料サイクル技術等検討小委員会、第8回資料第 1-1 号、2012年
- [5-2] 日本原子力研究開発機構、わが国における使用済燃料の地層処分システムに関する概括的評価―直接処分第 1 次取りまとめ―、2015-016
- [5-3] 原子力発電環境整備機構、包括的技術報告：わが国における安全な地層処分の実現―適切なサイトの選定に向けたセーフティケースの構築―、NUMO-TR-20-01、2021 年 2 月

令和3年度原子力の利用状況等に関する調査(核燃料サイクル技術等調査)

2022年3月

株式会社三菱総合研究所
セーフティ&インダストリー本部
TEL (03)6858-3577

二次利用未承諾リスト

報告書の題名：令和３年度原子力の利用状況等に関する調査
（核燃料サイクル技術等調査） 報告書

委託事業名：令和３年度原子力の利用状況等に関する調査（核燃料サ
イクル技術等調査）

受注事業者名：株式会社三菱総合研究所

頁	図表番号	タイトル
14	図2-1	フランスでの原子力発電に必要な転換施設へのウランの流れ
19	表2-3	混合転換に関する国際合意形成の年表
29	図2-2	検討の前提とされたシナリオ
29	図2-3	検討された主概念と副概念
32	図2-4	五者協議会合意文書（2009年7月）
33	図2-5	五者協議会合意文書（2010年7月）
34	図2-6	FaCTプロジェクトの位置づけ
34	図2-7	達成度評価結果の概要（廃棄物管理性）（1/4）
35	図2-8	達成度評価結果の概要（廃棄物管理性）（2/4）
35	図2-9	達成度評価結果の概要（廃棄物管理性）（3/4）
36	図2-10	達成度評価結果の概要（廃棄物管理性）（4/4）
36	図2-11	FaCTフェーズⅠおよびフェーズⅡ、その後の計画（当時）
41	表2-4	長計・大綱の特徴（初代長計～第4回長計）
42	表2-5	長計・大綱の特徴（第5回長計～第7回長計）
42	表2-6	長計・大綱の特徴（第8、9回長計、大綱）
71	表3-7	核燃料サイクルの成立性を定量的に評価するための「論点」
72	図3-1	各シナリオの原子力発電量容量
73	図3-2	シナリオAにおける2100年時点の諸量解析結果

73	図3-3	シナリオBにおける2100年時点の諸量解析結果
77	図3-4	将来の再処理技術へのニーズ 上流側からの要求
77	図3-5	将来の再処理技術へのニーズ 下流側（特に燃料製造側）からの要求
78	図3-6	将来の再処理技術へのニーズ 下流側（特に廃棄物処理側）からの要求
79	図3-7	技術-特性マトリクス
80	図3-8	着目した核燃料サイクルオプション
80	図3-9	WG-Aにおける検討シナリオ
81	図3-10	WG-Bでの検討対象シナリオ及びMA分離影響の検討で対象とするプロセス
82	図3-11	WG-Cでの検討対象シナリオ
97	図5-1	GIFで想定された燃料サイクル概念の例
98	図5-2	原子炉システムのTRL
98	図5-3	再処理技術等のTRL
99	図5-4	FSフェーズⅡにおける主概念と副概念の比較評価結果
103	表5-2	現行軽水炉サイクルにおけるMA分離貯蔵シナリオの技術-特性マトリクス
104	表5-3	MOXプルサーマルでの使用済燃料処理におけるMA分離シナリオの技術-特性マトリクス