

デコミッショニング技報

Journal of RANDEC

No. 66
2025

総説

わが国の廃止措置の黎明期から本格的な廃炉時代を迎えた今日までの経過

21世紀後半の軽水炉から高速炉への移行期における核燃料サイクル政策
—最終処分場への影響を中心に—

廃止措置実施方針に基づく廃止措置で発生する放射性廃棄物の特性評価

RANDEC

RANDECは、原子力バックエンドの確立に向けた技術の調査・研究及び普及・啓蒙活動等の下記の公益目的事業を行っています。

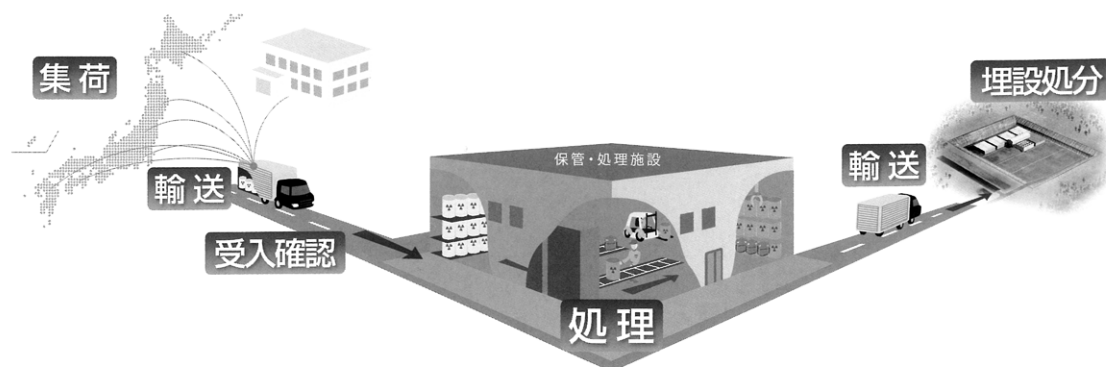
国内の研究施設等廃棄物の集荷・保管・処理事業の確立

デコミッショニング及び放射性廃棄物処理処分に係わる調査・研究

福島県及び関東一円の環境回復に関する技術開発

原子力バックエンドに係わる研究成果の普及

これらの事業を通し、わが国の科学技術及びエネルギー事業の振興に寄与しています。



デコミッショニング技報

第66号 (2025年7月)

目次

21世紀後半の軽水炉から高速炉への移行期における核燃料サイクル政策 —最終処分場への影響を中心に—	1
	竹下 健二、岡村 知拓
廃止措置実施方針に基づく廃止措置で発生する放射性廃棄物の特性評価	11
	柳原 敏
<総 説>	
わが国の廃止措置の黎明期から 本格的な廃炉時代を迎えた今日までの経過	21
	佐藤 忠道

Journal of RANDEC

No. 65 Jul. 2025

CONTENTS

Technical Review

Nuclear Fuel Cycle Policy in Transitional Period from LWR to FR in the
Second part of 21st Century

~Focusing on Impact on Final Disposal Site~ 1

Kenji TAKESHITA and Tomohiro OKAMURA

Characterization of radioactive waste arising from decommissioning of
nuclear power plants based on the data of decommissioning
implementation policy 11

Satoshi YANAGIHARA

Progress from the dawn of decommissioning in our country to the present
day 21

Tadamichi SATOH

SUMMARIES

Nuclear Fuel Cycle Policy in Transitional Period from LWR to FR in the Second part of 21st Century ~Focusing on Impact on Final Disposal Site~

Kenji TAKESHITA
and Tomohiro OKAMURA

J. RANDEC, No. 66 (Jul 2025), page 1 –
10, 8 Figures

We evaluated the dynamic mass balance of the nuclear fuel cycle during the transition period from light-water reactors (LWRs) to fast reactors (FRs) in the second half of this century by the dynamic nuclear fuel cycle simulator NMB4. In the future, the LWR multi-cycle will continue until the introduction of commercial FRs, but the Pu recovered at the PUREX reprocessing plant is consumed as LWR-MOX fuel, so that nuclear power can be used sustainably while maintaining the upper limit of Pu stock in Japan (47.3 ton). At this time, the spent LWR-MOX contains high-order Pu is not reprocessed for the time being, but is processed at the MOX reprocessing plant constructed with the introduction of FRs in the second half of this century, and the higher-order Pu is burned in the FRs. In addition, the heat generation of the vitrified waste can be suppressed effectively by introducing the separation process of MA from

high-level radioactive liquid waste (HLW) as early as possible, and the disposal site area can be greatly reduced. By promoting the above nuclear policies, both the sustainable use of nuclear power and the significant reduction of disposal site area can be achieved simultaneously.

Characterization of radioactive waste arising from decommissioning of nuclear power plants based on the data of decommissioning implementation policy

Satoshi YANAGIHARA

J. RANDEC, No. 66 (Jul 2025), page 11
– 19, 8 Figures

Nuclear facilities even under operating are required by law to disclose their decommissioning implementation policies in Japan. In this study, data on the amount of radioactive solid waste was extracted from the information of 51 commercial nuclear power plants and analyzed the characteristics of the materials arising from decommissioning in terms of radioactive waste and clearance materials. In addition, as a case study based on decommissioning time schedule the weight of materials were compiled to predict the accumulation of total amount of materials with time. It

will be contributed to the measure of waste management issues.

Progress from the dawn of decommissioning in our country to the present day

Tadamichi SATOH

J. RANDEC, No. 66 (Jul 2025), page 20
– 27, 5 Figures, 2 Table

In Japan, 26 power reactors (including JAEA facilities) were in the decommissioning phase as of July 2025, and decommissioning work, including dismantling of the reactor itself, is expected to get underway in earnest in the future. This paper reviews the progress of decommissioning from the dawn of decommissioning to the present day.

21 世紀後半の軽水炉から高速炉への移行期における

核燃料サイクル政策

～最終処分場への影響を中心に～

竹下 健二、岡村 知拓

**Nuclear Fuel Cycle Policy in Transitional Period from LWR to FR in
the Second part of 21st Century**

～Focusing on Impact on Final Disposal Site～

Kenji Takeshita and Tomohiro Okamura

動的核燃料サイクルシミュレーター NMB4 を用いて、今世紀後半の軽水炉から高速炉への移行期における核燃料サイクルの諸量評価を行った。今後、高速炉（商用炉）の導入までの間、軽水炉のマルチサイクルを続けることになるが、再処理工場で回収された Pu はプルサーマルで消費することにより Pu キャップ(47.3 t) を維持しつつ、持続的な原子力利用が可能である。この時、発生する使用済みの軽水炉 MOX は高次 Pu を含むため当面再処理せず、今世紀後半の高速炉導入に合わせて設置される MOX 再処理工場で処理することにより高次 Pu は高速炉で消滅できる。また、高レベル放射性廃液からの MA 分離プロセスをできるだけ早期に導入することで、MA 含有ガラス固化体の発熱量が抑制され、処分場面積は大幅に低減できる。以上の政策を進めることで、原子力の持続的な利用と処分場面積の大幅な低減を同時に達成できる。

We evaluated the dynamic mass balance of the nuclear fuel cycle during the transition period from light-water reactors (LWRs) to fast reactors (FRs) in the second half of this century by the dynamic nuclear fuel cycle simulator NMB4. In the future, the LWR multi-cycle will continue until the introduction of commercial FRs, but the Pu recovered at the PUREX reprocessing plant is consumed as LWR-MOX fuel, so that nuclear power can be used sustainably while maintaining the upper limit of Pu stock in Japan (47.3 ton). At this time, the spent LWR-MOX contains high-order Pu is not reprocessed for the time being, but is processed at the MOX reprocessing plant constructed with the introduction of FRs in the second half of this century, and the higher-order Pu is burned in the FRs. In addition, the heat generation of the vitrified waste can be suppressed effectively by introducing the separation process of MA from high-level radioactive liquid waste (HLW) as early as possible, and the disposal site area can be greatly reduced. By promoting the above nuclear policies, both the sustainable use of nuclear power and the significant reduction of disposal site area can be achieved simultaneously.

1. はじめに

2025 年 2 月に閣議決定された「第 7 次エネルギー基本計画」において再生可能エネルギーとともに原子力エネルギーの最大限利用が謳われている。第 7 次エネルギー基本計画の原子力政策は以下のようにまとめられる⁽¹⁾。

(1) 既設炉の最大限利用: 現在稼働できる原子炉は 14 基。2040 年に全発電量の 20% を原子力が担うには 30 基以上の稼働が必要で、現在稼働可能な原子炉をほぼ全て稼働する必要がある。

(2) 次世代革新炉の開発: 将来の発電炉として革新軽水炉及び高速炉を開発している。既設炉から革新軽水炉へのスムーズな移行と高速炉の実用化を目指した実証炉を開発している。

(3) 核燃料サイクル政策の堅持: 六ヶ所再処理と JMOX の早期竣工によって、使用済み UO_2 燃料の再処理と Pu の効率的利用。

(4) 高レベル廃棄物の最終処分の推進: 北海道寿都町・神恵内村の法定プロセス、佐賀県玄海町の文献調査の継続。更なる候補地の発掘

(5) 持続的原子力活用への事業環境整備: サプライチェーンの構築・強化。技術継承と人材育成、ウラン燃料の安定供給。

今後、これらの政策を具体化するための検討が必要になるが、経済産業省総合資源エネルギー調査会原子力小委員会で原子力の最大限利用を目指した議論が開始されている⁽²⁾。

また、今後の国内企業の DX 化に伴う AI 利用が促進されることが予想され、データセンターの新設などにより大幅な電力需要の増加が見込まれる⁽³⁾。わが国の既設炉のうちの 24 基は廃炉が決まっているが、残りの 30 基を稼働できれば、当面原子力で総発電量の 20% を確保できると思われる。しかしながら、2040 年以降、60 年の運転期間を終えて廃炉になる炉の数が増えてくる⁽⁴⁾。特に 2050 年からは廃炉が増えて急速に発電容量が低下することが想定されることから、既設炉の再稼働だけでは間に合わず、早期に原子力発電所のリプレース及び新設に着手するべきである。

発電量を維持するには次世代炉のうち技術的に完成度の高い革新軽水炉を建設することが現実的である。革新軽水炉は安全系を複数備えているなど安全重視の設計になっているものの、炉本体の構成はこれまでの大型軽水炉と変わらず、早期導入が可能である。実用化の時期は 2030 年代前半とされており、2040 年以降の建設・運転は技術的には十分に間に合うが、原子力発電

所の稼働までのリードタイムは我が国の場合 20 年と長いことを考えれば、2040 年以降の設備容量の減少を革新軽水炉で補うには直ぐにでも発電所の建設計画を立案し、実行する必要がある。また革新軽水炉の導入が進めば、その稼働期間を 60 年とすると、今世紀中は軽水炉の利用が想定されるが、その間に次の主力発電設備として Na 冷却高速炉の実用化を進めていく必要がある。実用化に向けた計画が原子力小委員会の下に設置された革新炉 WG で議論されている⁽⁵⁾。この計画によれば 2028 年に Na 冷却高速炉実証炉 (0.6GWe) の基本設計が開始され、2045 年を目途に運転開始が検討されている。計画通り 2045 年に実証炉の運転が開始された場合、2060 年～70 年ころには商用炉建設が可能になると期待される。その後は、革新軽水炉が寿命を迎えるタイミングで、総合的な経済性の判断により高速炉の導入割合が決められるものと思われる。

以上のような長期見通しを考えると、今世紀後半から来世紀にかけて軽水炉から高速炉への移行期が想定される。本稿では、軽水炉から高速炉への移行期における持続的な原子力利用に必要な原子力政策について議論する。こうした長期にわたる原子力システム全般の評価には、核燃料サイクルに対する動的な物質収支解析が不可欠である。そこで JAEA と東京科学大学で共同開発した動的核燃料サイクル解析シミュレーター NMB4 を用いて将来シナリオの解析研究を行った⁽⁶⁾。これまでの議論でもあった通り、今後、革新軽水炉の導入により軽水炉を使う期間が長くなることを想定し、軽水炉のマルチサイクルシナリオ (シナリオ A) と、今世紀後半から来世紀にかけて軽水炉から高速炉に移行される高速炉移行シナリオ (シナリオ B) の 2 つについて検討する。

2. 核燃料サイクルの将来シナリオ

本稿で想定される核燃料サイクルを図 1 に示す。図 1 (a) の軽水炉サイクルでは 800t-HM/y PUREX 再処理が行われる。そこで回収された Pu から J-MOX (MOX 燃料工場) で軽水炉 MOX (LMOX) 燃料が製造され、軽水炉で燃焼される。使用済み LMOX (spent LMOX) は貯蔵され、PUREX 再処理では使用済み UO_2 燃料だけが処理される。回収 U は再濃縮せず、貯蔵される。2065 年以降、使用済み LMOX の一部が再処理され、高次 Pu も含めた回収 Pu で LMOX が製造され、軽水炉マルチサイクル運転が継続される。

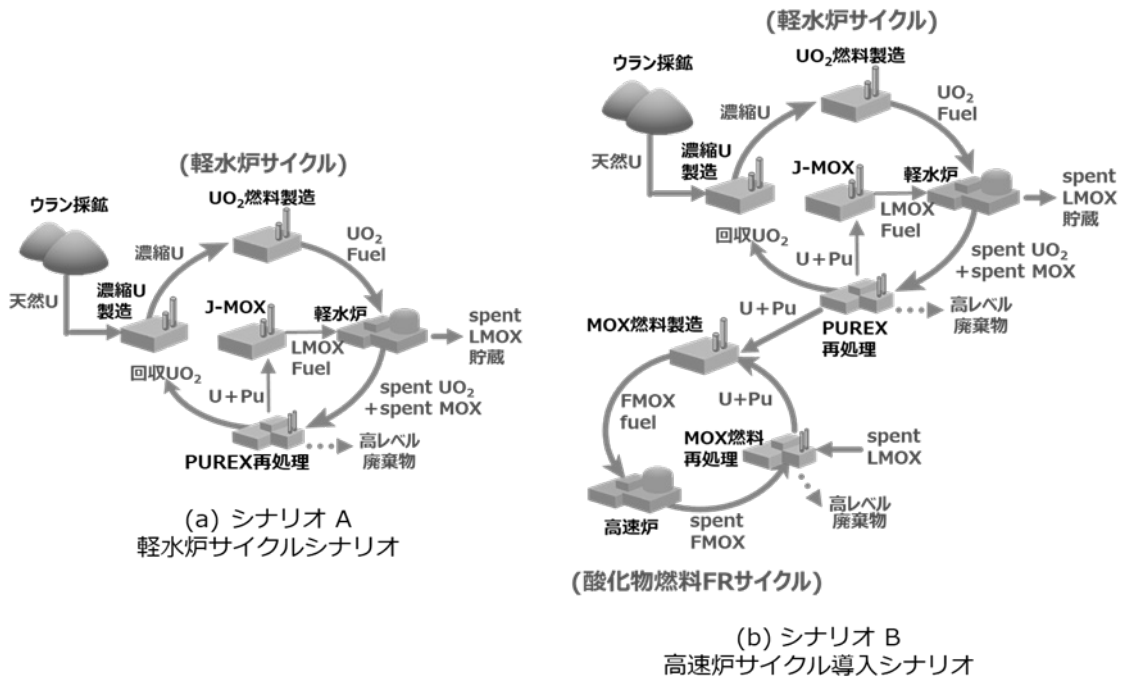


図1 本研究で想定される核燃料サイクル

図1(b)では高速炉と高速炉サイクル導入を想定している。回収PuからLMOXと高速炉MOX燃料(FMOX)が製造される。使用済みのFMOX及びLMOXは、2066年に高速炉サイクルに設置される200t/y MOX再処理プラントで処理され、軽水炉サイクルのPUREX再処理では600t/y規模でUO₂燃料再処理が継続される。また必要に応じて高レベル放射性廃液に含まれるAm、Cmなどのマイナーアクチノイド(MA)分離プロセスがPUREX再処理及びMOX再処理に導入される。使用済みLMOX及びFMOXの再処理技術としてJAEAで開発中のコプロセスング法⁽⁷⁾が、高レベル放射性廃液からのMA分離はJAEAで開発中のSELECT法⁽⁸⁾が実装でき

ることを想定する。

本稿では図1(a)(b)に示した2つのシナリオ、軽水炉マルチサイクル(シナリオA)と高速炉移行シナリオ(シナリオB)について解析する。図2には各シナリオの発電容量を示す。シナリオAでは図1(a)に示すように高速炉は導入されず、再処理工場で回収されたPuはLMOXとしてプルスーマル利用される。シナリオBでは、図1(b)に示すように軽水炉での回収Puのプルスーマル利用は2100年までに終了され、軽水炉から高速炉に全面移行され、回収PuはFMOXとして利用される。

3. NMB4の計算条件

動的核燃料サイクルシミュレーターNMB4は

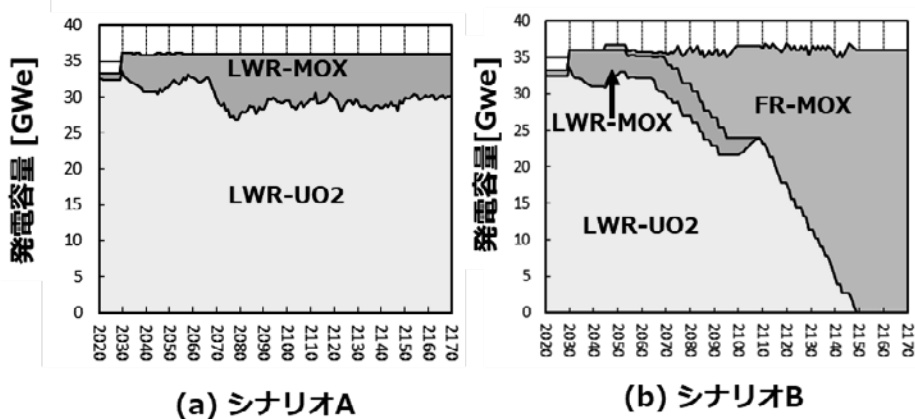


図2 各シナリオで想定される原子炉燃料と発電容量の関係

日本原子力学会「諸量評価委員会」において世界で開発が進められている同様の計算コードと比較され、計算の信頼性が実証されている⁽⁶⁾。NMB4 では時間軸に伴う核燃料サイクルの動的な物質収支が評価できると同時に、原子炉の燃焼計算、使用済み燃料の核種組成、高レベル放射性廃液の核種組成、再処理工場で製造されるガラス固化体の核種組成や発熱量などを計算できる。その結果から、ガラス固化体最終処分した場合の処分地面積を評価できる。

NMB4 の計算条件について述べる。解析期間は 1970 年～2105 年とし、現在～2105 年の総発電量は、今後のデータセンターや半導体工場の稼働で必要電力量が増加することを想定して 36GWe±1GWe とした。既設炉、新設炉の稼働期間は 60 年とした。軽水炉の燃焼度は既設炉で低燃焼度 (33/45 GWd/tHM)、新設炉で高燃焼度 (50 GWd/tHM) とした。MOX 燃料装荷は PWR で 1/4 炉心、BWR で 1/3 炉心とした。フル MOX 炉では全量 MOX 燃料とし、MOX 不足時は UO₂ 燃料を使うことにする。高速炉は実証炉で計画されている 0.6GWe 酸化物燃料炉心 (均質炉心) とし、TRU 含有量は内側炉心で 20.2%、外側炉心で Pu 24.5%、MA の上限は 5% とする。Pu 富化度は Pu 組成や MA 含有量で変動する。なお高速炉開発については、経産省原子力小委員会の下に設置された革新炉 WG の想定に沿って、2045 年に実証炉が稼働し、2070 年には商用炉が実装できるものと想定した⁽⁵⁾。

再処理に関しては、現在、全国の各原子力発電所に貯蔵されている使用済み UO₂ 燃料が軽水炉サイクルの 800t-HM/y PUREX 再処理工場で順次処理される。2065 年からは 200t-HM/y 規模の MOX 燃料再処理工場の稼働させ、軽水炉サイクルの PUREX 再処理は、600t-HM/y 規模で継続される。SELECT 法による MA (Am, Cm) 分離プロセスが導入される場合には 2045 年あるいは 2065 年に設置、稼働するものとし、MA 回収率は 99.9% とした。再処理工場では HLW 含有ガラス固化体が製造される。HLW の含有量は通常は 10wt% 程度であるが、発熱制限 (発熱量 : 2.3 kW 以下、固化体を取り囲むベントナイトの温度 : 100°C 以下) を満足する限り最大 25wt% まで充填可能である。ガラス固化体の処分までの貯蔵期間は MA 分離をしない場合で 50 年、MA 分離をした場合で 120 年とする。MA 分離をするとガラス固化体から MA のような長期発熱核種がなくなるが、¹³⁷Cs や ⁹⁰Sr などの短期の発熱核種が存在し、それらを減衰させるために 120 年の貯蔵期間を設定することでガラス固化体の発熱量を著しく低減できる。ガラス固化体の処分場での定置方式は、MA 分離をしない場合、横置き of PEM 方式を、MA 分離をした場合、120 年の長期冷却でガラス固化体の熱量が大きく低下するために、6 体のガラス固化体を高密度充填できる MPEM6 方式を採用する。

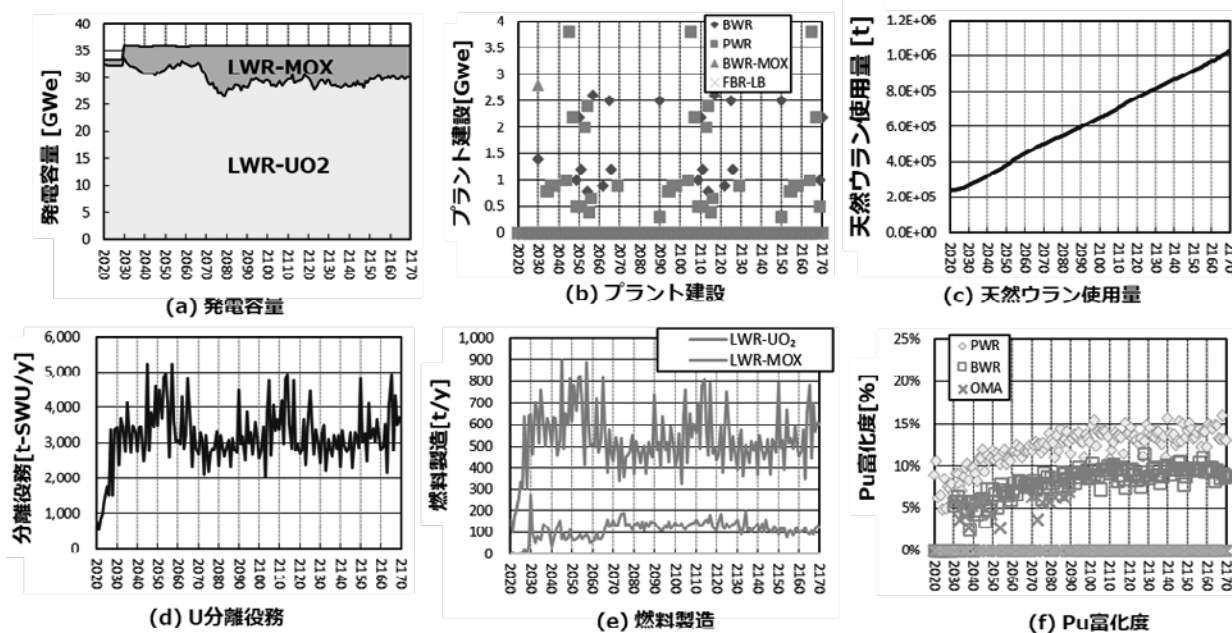


図 3 軽水炉サイクルのフロントエンド解析結果 (シナリオA)

4. シナリオ解析結果と考察

4.1 軽水炉サイクルシナリオ (シナリオ A)

高速炉 (商用炉) が導入されるまでは当面、軽水炉および軽水炉サイクルが利用されるが、我が国独自の Pu 保有量の制限政策「Pu キャップ」(47.3 トン) を守りながら持続的に原子力エネルギーの供給をしていくことが求められる。そのためには PUREX 再処理工場で回収された Pu を MOX 化して軽水炉で燃やすプルサーマルを確実に実施しなければならない。

図3には核燃料サイクルのフロントエンドの解析結果をまとめた。図3(a)の発電容量に示されるように、UO₂ 燃料に加えて再処理で回収された Pu を LMOX として燃焼することで36GWeを維持している。図3(b)に示すようにこの発電容量を維持するには、PWR と BWR を炉の稼働期間で想定された60年周期で廃炉、増設を繰り返している。図3(c)に示すように36GWeの発電量を維持しつつ軽水炉を稼働させるために天然ウランの使用量は直線的に増加している。濃縮ウラン生産に必要な分離役務は図3(d)に示すように3000~5000 t-SWU/yである。しかしな

がら、わが国のウラン濃縮設備は現在 100 t-SWU/y ほどしかなく、450 t-SWU/y まで拡張することが計画されているものの、大半の分離役務は外国の濃縮施設に頼るしかない状況にある。軽水炉による持続的な原子力エネルギー確保には濃縮ウランの安定供給が不可欠であり、軽水炉を利用する限りは、わが国のウラン濃縮の実態を鑑み、ウラン安定供給にむけた政策を早急に立案する必要があることが分かる。図3(e)には軽水炉燃料の製造量の変化を示す。500~800 t/y で UO₂ 燃料が製造される一方で、PUREX 再処理で回収された Pu を使って LMOX が 100 t/y 程度製造され、図3(f)に示すように MOX 中の Pu 富化度は高次 Pu の影響で徐々に上昇させる必要がある。

図4にはシナリオ A のバックエンドの解析結果を示す。図4(a)には再処理量の推移を示す。使用済み UO₂ 燃料を 800t/y で PUREX 再処理し、2065年から貯蔵されている使用済み MOX の再処理を 80t/y で開始する。こうした再処理計画が進めると、図4(b)に示すように当初2万t以上あった使用済み UO₂ 燃料は PUREX 再処理によ

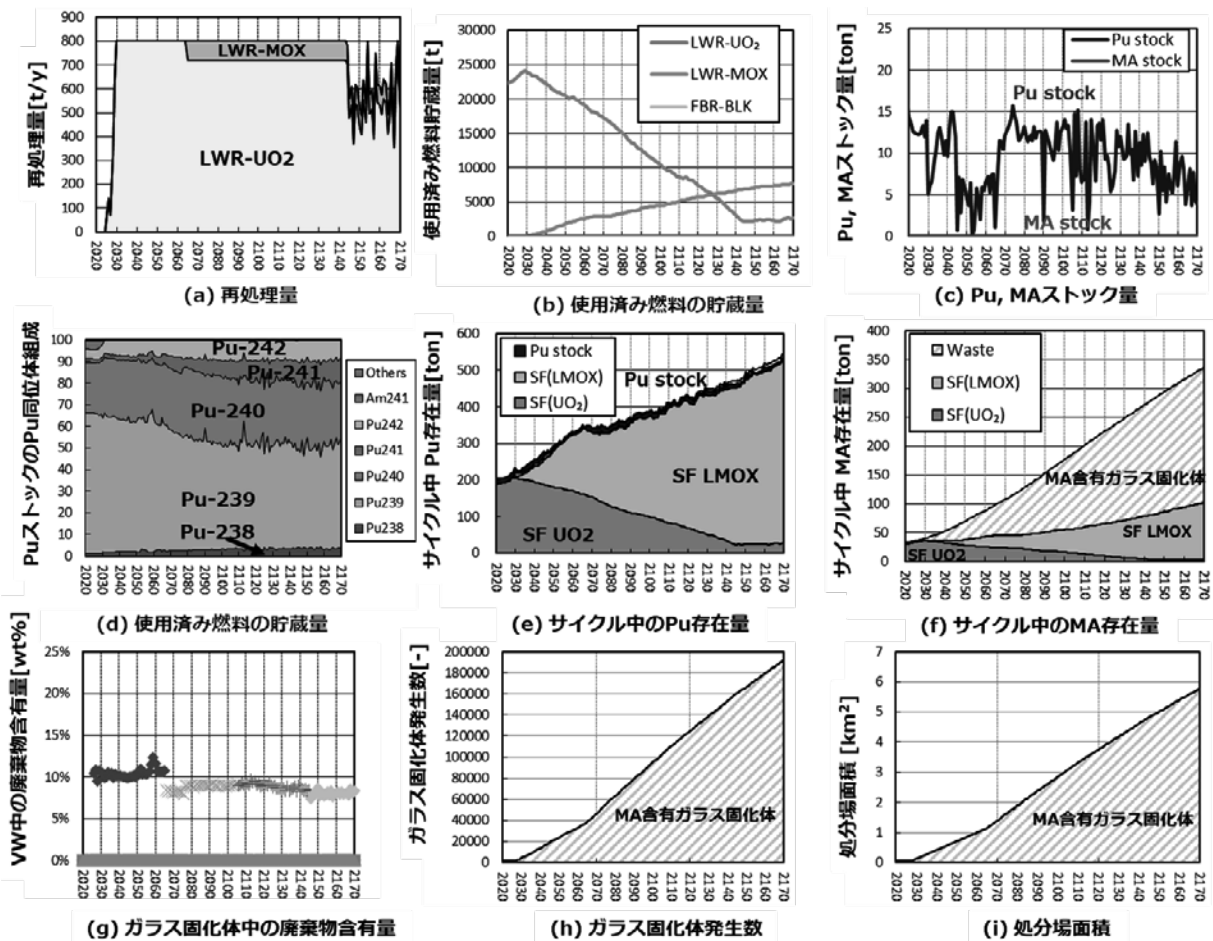


図4 軽水炉サイクルのバックエンド解析結果 (シナリオA)

り順次処理され、2140 年以降は貯蔵した使用済み UO_2 燃料はなくなり、発電で発生した使用済み UO_2 燃料のみを処理することになるので、再処理工場はフル運転を必要としない。一方、使用済み LMOX は、高次 Pu の含有量を抑制するために全量再処理しないために使用済み LMOX 貯蔵量は増加している。こうした政策を進めれば、図 4 (c) に示すように、Pu ストックは 15 トン以下を維持され、Pu キャップを順守できる。図 4 (d) に Pu ストック中の Pu 同位体組成を示す。使用済み LMOX の再処理により Pu-240 や Pu-242 などの非核分裂性の高次 Pu が増えているが、使用済み MOX の再処理量を制限することで高次 Pu の増加は抑制されている。図 4 (e) にはサイクル中の Pu の移行を示す。Pu は、当初、使用済み UO_2 燃料に含まれているが、PUREX 再処理を進めていくことでその量は減少する。再処理工場からの回収 Pu はプルサーマルで消費され、Pu の大部分は使用済み LMOX 中に存在している。LMOX 中の高次 Pu の割合を増やさないために使用済み LMOX は全量再処理できない。使用済み LMOX 再処理で得られる回収 Pu の高速炉での燃焼が将来不可避である。

図 4 (f) には、長期発熱核種として問題となる Am、Cm などの MA のサイクル中での移行を示す。MA は PUREX 再処理ではほぼ全て高レベル廃液に含有され、MA 含有ガラス固化体が製造される。また、貯蔵される使用済み MOX 中では、Pu-241 が年間 5%程度 Am-241 に壊変され

るため、長期にわたる使用済み LMOX の貯蔵は MA の発生源となる。従って、図 4 (g) に示すようにガラス固化体への高レベル廃液の含有量は、2065 年以前は 10~12wt%程度で、六ヶ所再処理工場で計画されている含有量と同等である。2065 年以降、使用済み LMOX 再処理が開始されると、高レベル廃液中の MA 量が増え、それに伴ってガラス固化体の発熱量が増えるために、ガラス固化体の高レベル廃液含有量は 8wt%程度まで低減させる必要がある。

このような軽水炉サイクルによるプルサーマル政策を続けると、ガラス固化体には発熱性の MA が含有され、高次 Pu による燃料の質の低下を避けるために使用済み LMOX を全量再処理できず、その貯蔵量が増えていく。結果として、図 4 (h) (i) に示すように、ガラス固化体の発生本数が増え、6 km² 近くの広大な処分サイトが必要になる。

以上の結果から、持続的な原子力発電を進めるに当面軽水炉のマルチサイクルを進めるとしても、適切な時点で、使用済み MOX 中の高次 Pu の燃焼と MA 核変換が可能な高速炉の導入が不可避であると考えられる。

4.2 高速炉導入シナリオ (シナリオ B)

高速炉は、経済産業省の NEXIP 事業において、Na 冷却高速炉が選定されており、2026 年に燃料型の選定、2028 年から基本設計が開始され、2045 年を目途に実証炉の運転を開始する計画になっ

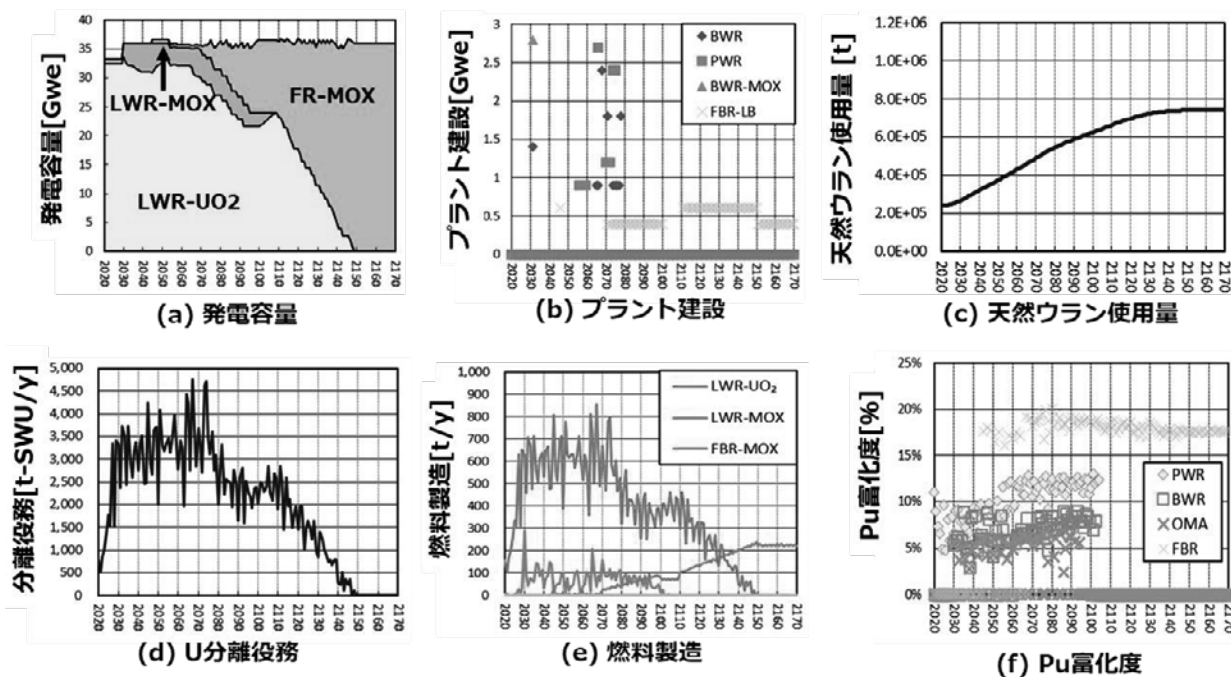


図 5 高速炉導入シナリオ (シナリオB) におけるフロントエンドの解析結果

ている⁽⁵⁾。実証炉で実装技術の更なる高度化を進めても、商用炉の導入は早くとも2070年頃と考えることが妥当であろう。本シナリオでは、**図5(a)(b)**に示すように、高速炉(商用炉)が導入可能な2070年以降、来世紀前半にかけての軽水炉から高速炉への移行期を設定した。軽水炉は2080年まで建設されるが、それ以降は高速炉が建設される。2110年までにプルサーマルを終了し、2150年までに軽水炉は高速炉に完全に入れ替えられる。従って、**図5(c)(d)**に示すように天然ウランは2050年以降必要がなくなり、濃縮役務も高速炉が実用化される2070年以降、徐々に減少していく。MOX燃料として、当初プルサーマル用のLMOXが製造されるが、プルサーマルを終了する2100年に向けLMOX製造量が減り、反対に高速炉が実用化される2070年以降、高速炉用のFMOXの製造量が増える。**図5(f)**には軽水炉燃料と高速炉燃料のPu富化度を示す。MOX再処理工場で回収されたPuを用いてLMOXを製造し軽水炉で燃焼するために2065年以降、高次Puのために軽水炉燃料のPu

富化度は2100年まで徐々に増加する。一方、高速炉燃料として17%程度の高いPu富化度が維持され、燃料として利用されるために、高次Puは高速炉で燃焼・消滅できる。

図6にはシナリオBのバックエンドの解析結果を示す。**図6(a)**には再処理量の推移を示す。計算条件の項で述べたように、800t-HM/y UO₂再処理工場は2065年までの40年間運転され、その後600t-HM/yで使用済みUO₂燃料を再処理し続ける。また、今世紀後半に商用高速炉が増えていくことから、2065年には200 t-HM/y MOX再処理工場を稼働させる。運転当初は使用済みLMOXを再処理し、その後徐々に使用済みFMOXの再処理に移行する。**図6(b)**には使用済み燃料の貯蔵量の推移を示す。使用済みUO₂燃料の貯蔵量は順次減少し、使用済みLMOXは最初貯蔵されるが、2065年のMOX燃料再処理工場の稼働によって処理され、貯蔵量が減少する。シナリオAの軽水炉マルチサイクルの場合(**図4(b)**)と比較すると、軽水炉マルチサイクルでは高次Puのために使用済みLMOXが十分に再

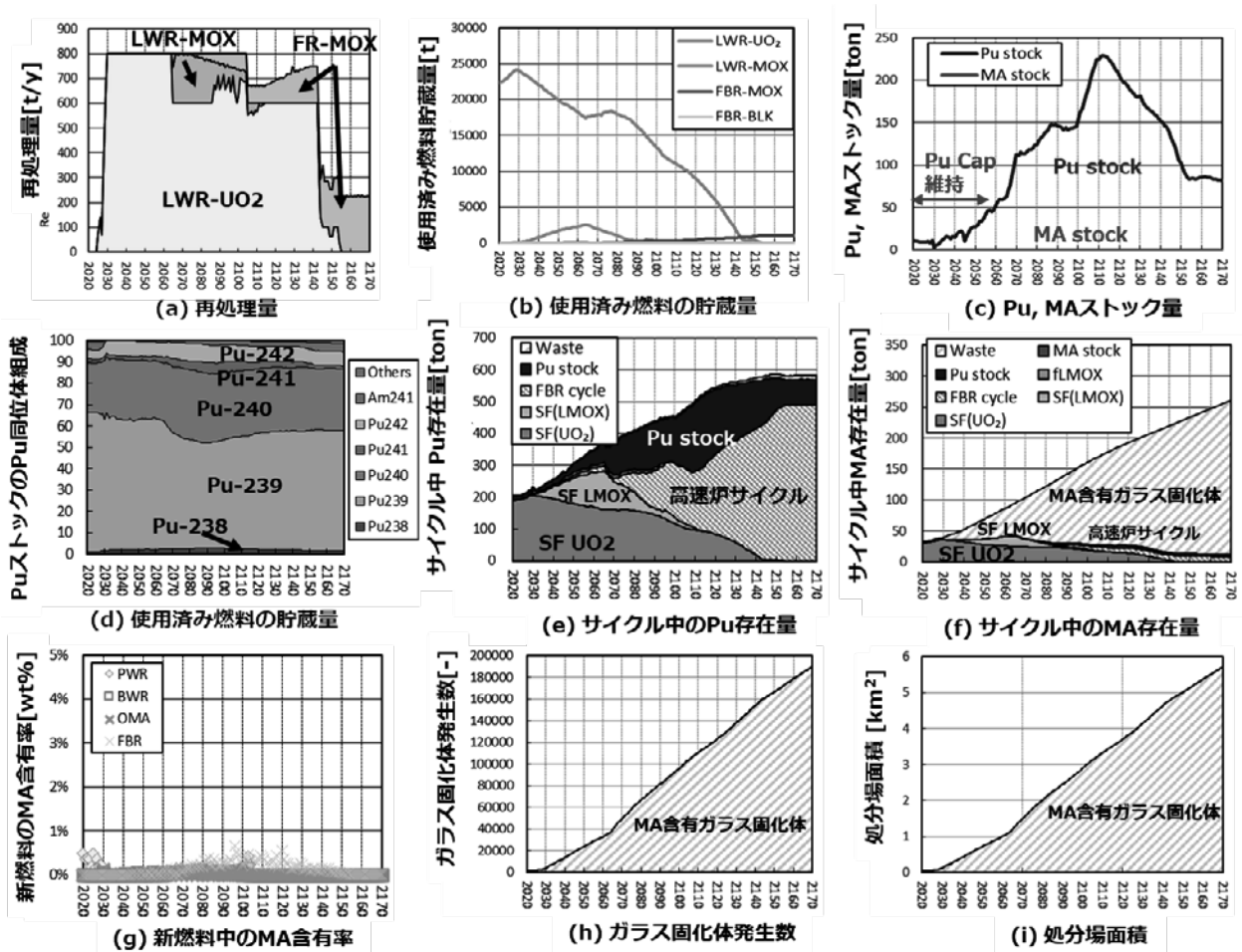


図6 高速炉導入シナリオ(シナリオB)におけるバックエンドの解析結果

処理できず、貯蔵されたが、シナリオ B では 2070 年以降に順次高速炉が実装されるので高次 Pu 燃焼が可能になり、使用済み LMOX を全量再処理できる。

図 6 (c) には Pu 貯蔵量の変化を示す。高速炉の導入前、Pu はプルサーマルで消費され、Pu の貯蔵量は少ないが、高速炉導入に伴い燃料製造に必要な Pu が貯蔵される。2110 年以降、高速炉が増えてくると Pu 貯蔵量は減少し、平衡期には 80t 程度で一定となる。図 6 (d) には貯蔵された Pu の Pu 同位体組成の変化を示す。2065 年からの LMOX 再処理 (図 6 (a) 参照) が開始されると高次 Pu のために Pu-239 の割合が減少するが、高速炉が支配的になると高次 Pu が燃焼され、貯蔵された Pu 中の核分裂性 Pu の割合が回復し、燃料の品質が改善される。図 6 (e) には軽水炉サイクル及び高速炉燃料サイクルにおける Pu の移行を示す。軽水炉マルチサイクル (図 3 (e)) では蓄積された使用済み LMOX は MOX 燃料再処理工場で処理され、回収された Pu は FMOX として利用され、高速炉サイクル内に存在する。

次いで図 6 (f) にはサイクル中の MA (Am、Cm) の移行を示す。MA は主に高レベル放射性廃液と共にガラス固化体に移行されている。図 6 (g) には新燃料中の MA 含有率を示す。新燃料中には MA は殆ど含まれず、使用済み LMOX の高次 Pu に含まれる Pu-241 の β 壊変で発生した Am-241 が FMOX に少量見られる程度である。

図 6 (h) (i) はガラス固化体の発生本数とそれらの処分に必要な処分場面積を示す。MA 含有のガラス固化体は増加し、使用済み LMOX の再処理を開始する 2065 年以降ガラス固化体の発生量が更に増えている。発熱性 MA 含むガラス固化体の処分となるために、2170 年に必要になる処分地面積は 6 km² 近くに達し、広大な処分場が必要になる。

4.3 MA 分離プロセスの導入効果

図 7 には、軽水炉サイクルの PUREX 再処理と高速炉サイクルの MOX 燃料再処理の両方に MA 分離プロセスを 2065 年に併設した場合のバックエンドの解析結果を示す。高レベル放射性廃液からの MA 分離プロセスには JAEA が開発中の SELECT 法が想定され、MA の 99.9% を高レベル放射性廃液から分離できる。図 7 (a) には Pu、MA 貯蔵量の変化を示す。MA 貯蔵は MA 分離プロセスが設置される 2065 年以降に開始されるが、FR 導入が進むと MA 貯蔵量は減り始め、FR の発電容量が 12GWe を越えると FR での MA の全量核変換が可能になり、2110 年までに MA 貯蔵量はゼロになる。図 7 (b) には新燃料中の MA 含有率の変化を示す。2065 年以降、使用済み LMOX に含まれる MA が MOX 燃料再処理工場で分離され、FR 燃料中に集められる。高速炉燃料中の MA 含有量は当初 5% に維持されるが、高速炉が増えてくると MA は核変換によ

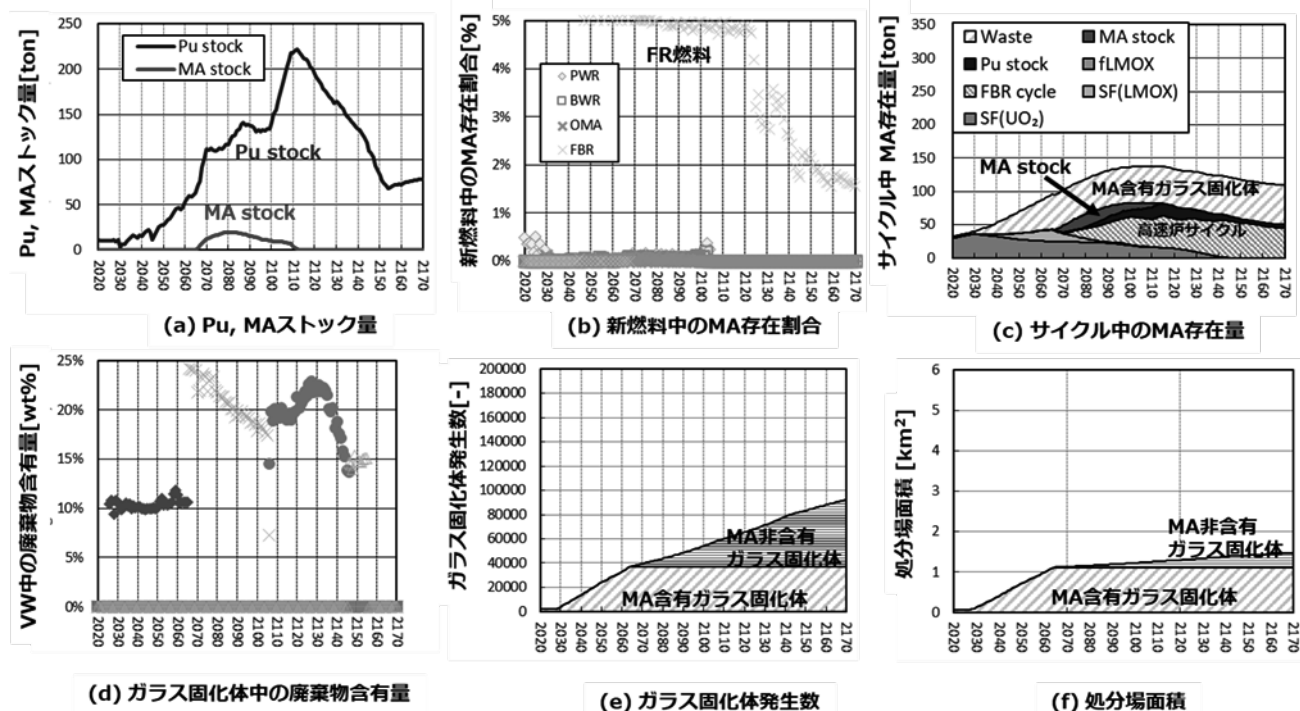


図 7 2065年MA分離導入を想定したシナリオBのバックエンドの解析結果

り消滅されるために、新燃料中の MA 含有率は低下する。図 7 (c)にはサイクル中の MA の移行を示す。MA 分離なしの図 6 (f)と比較すると、MA 分離プロセスの導入により高速炉での MA 核変換が可能になり、2170 年には MA の総量は MA 分離なしの場合の 260 t から 100 t にまで大幅に減少している。特にガラスに固化される MA 量は MA 分離なしの 250 t から 50 t と 1/5 に減少している。ガラス中の発熱性 MA の含有量が少なくなることから、図 7 (d)に示すようにガラス固化体への高レベル放射性廃液の含有率を上げることができ、ガラス固化体の発生本数は少なくなる。2170 年時点で比較するとガラス固化体は MA 分離なし (図 6 (h)) では 19 万本程度発生するが、2065 年の MA 分離プロセス導入により 9 万本まで減少する (図 7 (e))。計算条件で述べたように MA 分離ありの場合、ガラス固化体には 120 年の長期冷却を想定しており、その間に ^{137}Cs 、 ^{90}Sr などの発熱核種が崩壊され、ガラス固化体の発熱量は大幅に低下する。そうしたガラス固化体は MPEM6 による高充填処分が可能になり、コンパクトに処分することができる。その結果、図 7 (f)に示すように、処分場面積は MA 分離プロセスなしに比べて約 1/5 (1.2 km²) まで低減できる。MA 分離プロセスの導入は処分場面積低減に大変に有効である。

図 8 には、MOX 再処理工場への MA 分離プロセス導入を 2065 年、軽水炉サイクルの PUREX

再処理工場への MA 分離プロセス導入を 2045 年と早めた場合の解析結果を示す。図 8 (a) (b)には貯蔵される Pu、MA 量及び新燃料に含まれる MA 含有率の変化を示す。本ケースでは使用済み UO₂燃料から早期に MA が回収されるために MA 貯蔵量は多少増えるが、2065 年からの MOX 燃料再処理により MA 含有率 5% の FMOX 燃料が製造され、MA 貯蔵量は 2120 年にはゼロになる。図 8 (c)にはサイクル中の MA の移行を示す。ガラス固化体に含有される MA 量が 2170 年時点で 100 t から 80 t まで減っている。発熱性の MA が早期に高レベル放射性廃液から分離されているために、図 8 (d)に示すように、ガラス固化体への高レベル放射性廃液の含有量を 2045 年以降 25wt% (最大値) まで高めることができた。そのために図 8 (e)に示すようにガラス固化体の発生本数が図 7 (e)と比べて更に減少し、特に MA 含有ガラス固化体の割合が減っている。ガラス固化体は MPEM6 での処分が可能になり、図 8 (f)に示すように 2170 年時点で必要になる処分地面積は 1 km² 以下と更にコンパクトな処分が可能になる。早期の MA 分離プロセスの導入は十分に今後の原子力政策として考慮されるべきである。

5. まとめ

動的核燃料サイクルシミュレーター NMB4 を用いて、今世紀後半の軽水炉から高速炉への

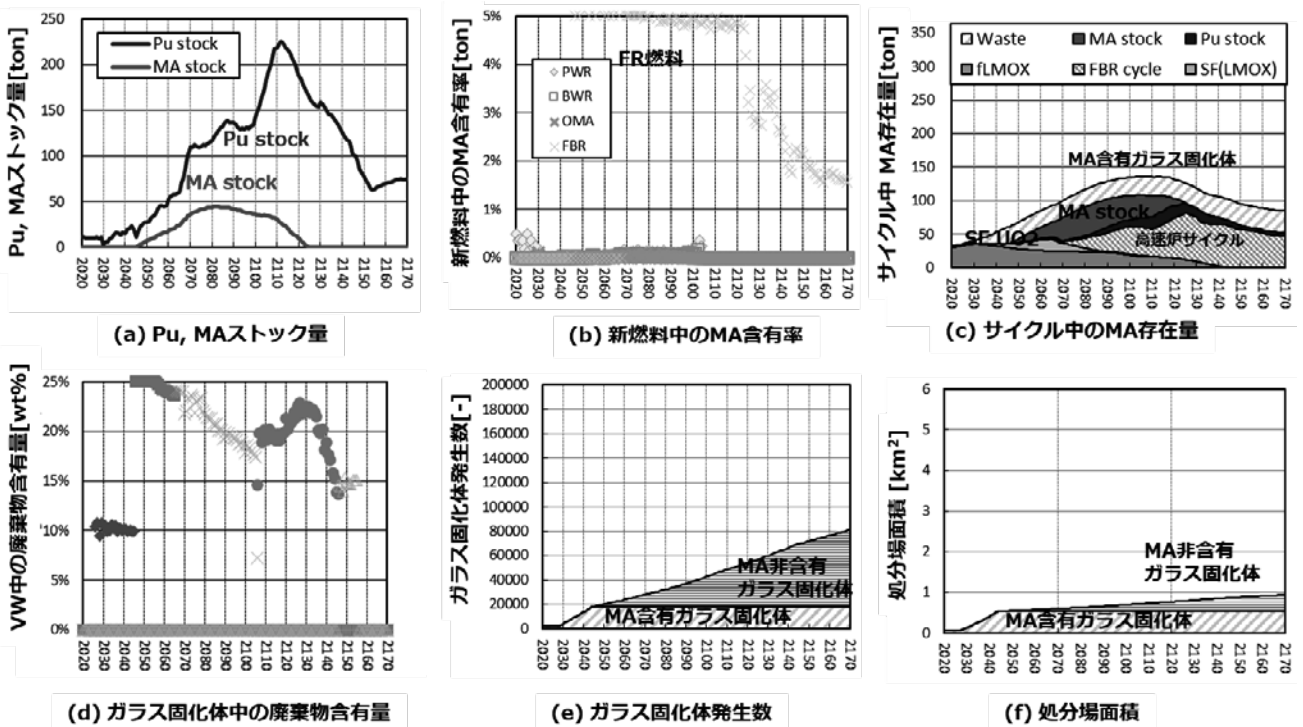


図 8 2045年MA分離導入を想定したシナリオBのバックエンドの解析結果

移行期における核燃料サイクルの諸量評価を行い、以下のような結論が得られた。

- (1) 今後、高速炉（商用炉）の導入数が増えるまでの間、軽水炉のマルチサイクルを続けることになるが、再処理工場で回収された Pu はプルサーマルで消費することで当面は Pu キャップ(47.3 t) を維持しつつ、持続的な原子力利用が可能である。
- (2) この時に発生する使用済み LMOX は高次 Pu を含むため当面再処理せず、今世紀後半の高速炉導入に合わせて設置される MOX 再処理工場で処理することで高次 Pu は高速炉で燃焼できる。
- (3) 高レベル放射性廃液からの MA 分離プロセスを導入することで、MA 非含有のガラス固化体が製造され、固化体の発熱量が抑制されることから、処分場面積を大幅に低減化できる。
- (4) 軽水炉サイクルの PUREX 再処理工場にできるだけ早期に MA 分離プロセスを併設させることで、MA 含有ガラス固化体の発生数が減少し、最終処分場面積の更なる低減が可能になる。早期に分離された MA は当面暫定保管し、今世紀後半の高速炉導入に合わせて FMOX 燃料に含有させることにより高速炉で核変換処理できる。
- (5) 以上の結論に沿った原子力政策を今後進めることにより、原子力の持続的な利用と処分場面積の大幅な低減を同時に達成することができる。

参考文献

- (1) https://www.enecho.meti.go.jp/category/others/basic_plan/pdf/20250218_01.pdf
- (2) 経済産業省「第 45 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 2 第 7 次エネルギー基本計画を踏まえた原子力政策の具体化に向けて(2025 年 6 月 24 日)
- (3) 経済産業省「第 39 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 1 原子力に関する動向と課題・論点(2024 年 6 月 25 日)
- (4) 経済産業省「第 40 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 1 事務局説明資料(2024 年 8 月 20 日)
- (5) 経済産業省「第 8 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

革新炉ワーキンググループ」、資料 1 次世代革新炉の現状と今後について(2024 年 10 月 22 日)

- (6) Tomohiro Okamura, Ryota Katano, Akito Oizumi, Kenji Nishihara, Masahiko Nakase, Hidekazu Asano, Kenji Takeshita, “NMB4.0: development of integrated nuclear fuel cycle simulator from the front to back-end”, *EPJ Nuclear Sci. Technol.*, 7, 19 (2021)
- (7) Kohei Yamamoto, Futoshi Yanagibashi, Ikuo Fujimoto, Takehiko Sato, Tomoyuki Ohbu, Kiyotaka Taki, and Shinichiro Hayashi, “Development of U and Pu Co-Recovery Process (Co-Processing) for Future Reprocessing”, Global 2013, Salt Lake City, Utah, September 29-October 3, 2013
- (8) Suzuki, Hideya, Ban, Yasutoshi, “Efficient separation of americium by a mixed solvent of two extractants, a diamideamine and a nitrilotriacetamide”, *Analytical Sciences*, 39(8), 1314-1318 (2023)

廃止措置実施方針に基づく廃止措置で発生する放射性廃棄物の特性評価

柳原敏¹

Characterization of radioactive waste arising from decommissioning of nuclear power plants based on the data of decommissioning implementation policy

Satoshi Yanagihara¹

日本では、運転中の原子力施設であっても、廃止措置の実施方針を公表することが法律で義務付けられている。本研究では、51の商用原子力発電所の情報から放射性固体廃棄物の量に関するデータを抽出し、廃止措置に伴い発生する物質の放射性廃棄物とクリアランス物質の観点からその特性を分析した。さらに、廃止措置のスケジュールに基づいたケーススタディとして、物質の重量を集計し、時間経過に伴う物質の総量の蓄積を予測した。これは、廃棄物管理問題の対策に寄与するものである。

Nuclear facilities even under operating are required by law to disclose their decommissioning implementation policies in Japan. In this study, data on the amount of radioactive solid waste was extracted from the information of 51 commercial nuclear power plants and analyzed the characteristics of the materials arising from decommissioning in terms of radioactive waste and clearance materials. In addition, as a case study based on decommissioning time schedule the weight of materials were compiled to predict the accumulation of total amount of materials with time. It will be contributed to the measure of waste management issues.

¹福井大学 附属国際原子力工学研究所 客員教授

Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui

1. はじめに

わが国における原子力の平和利用は 1950 年代の基礎研究から始められたが 1966 年には東海発電所の運転が開始され、これまでに商業用原子力発電所（実用炉）60 基（建設中を含む）が建造され電力供給に役立てられてきた¹⁾。しかし、2011 年 3 月に発生した東日本大震災に起因する福島第一原子力発電所 1-3 号機の事故を契機に法律が改正されて厳格な安全対策が求められることになった。また、施設の経年劣化に係る懸念から運転期間が基本 40 年（最長で 60 年）に規定されたことから、経済性の低い幾つかの原子力施設が運転から廃止措置に移行した。さらに、原子力施設のライフサイクルを勘案した廃止措置の検討が不十分であったことなどから、全ての原子力施設に対して廃止措置実施方針の作成が義務付けられた²⁾。廃止措置実施方針には廃止措置の作業計画や安全評価に加えて放射性廃棄物の発生見込み量や費用の総見積額の記載が求められた。

原子力発電所の廃止措置に係る除染・解体は既存技術の適用で十分に対処できることがこれまでの経験によって実証されているが^{3) - 5)}、発生する大量の放射性廃棄物の最終処分に向けた取り扱いに係る対策は急務である。わが国では放射性廃棄物は高レベルと低レベルに分類されており、高レベル廃棄物は使用済み燃料の再処理で発生するガラス固化体、低レベル廃棄物は原子力施設の運転及び廃止措置で発生するものである。このうち、低レベル廃棄物は処分の形態に応じて「放射能レベルが比較的高い廃棄物 (L1)」、「放射能レベルが低い廃棄物 (L2)」、「放射能レベルが極めて低い廃棄物 (L3)」に分類されており、廃止措置で発生する放射性廃棄物は全て低レベルに分類される。原子力開発において放射性廃棄物対策は先送りされてきた。原子力の研究・開発、利用、廃止措置、事故由来の負の遺産処理などで蓄積された放射性廃棄物の処分が進まなければ、その蓄積量は将来にわたって増加することになる。

他方、2000 年に立法化された循環型社会の創生を目指す取り組み⁶⁾は原子力の開発及び利用に関しても共通するものであり、可能な限り放射性廃棄物を低減することが重要であることは言を俟たない。IAEA の報告書では廃棄物ヒエラルキーの考え方に基づいて、放射性廃棄物発生量の抑制、低減、再利用・再使用などの必要性が強調されている⁷⁾。

本研究では実用炉 51 基の廃止措置実施方針の内容を分析し、廃止措置を実施する上で重要な要素である作業工程及び廃棄物発生量などの特徴を明らかにした。本報告はこれらの成果をまとめたものである。

2. 資料調査と分析方法

2.1 資料の分析

原子力規制庁のホームページにはこれまでに建設された実用炉 60 基のうち、福島第一原子力発電所（6 基）及び建設中のもの（3 基）を除く 51 基について廃止措置実施方針が公開されている。実用炉には廃止措置段階施設（18 基）、運転段階施設（33 基）があり施設の状況に応じて廃止措置実施方針の記載内容の詳細度は異なっている。また、廃止措置段階施設では廃止措置実施方針として廃止措置計画を公開しているが、廃止措置計画では不足する項目を別途補足している。

本研究では実用炉に限定して廃止措置実施方針の記載内容を分析し、放射性固体廃棄物の発生見込み量を抽出・整理した。また、電気事業者などのホームページに掲載されている施設概要、運転履歴、廃止措置計画、廃棄物発生量の予測などの情報も参照した。なお、本研究で対象とした廃止措置の物量は廃止措置実施方針では「見込み」として記載されているが、本報告では「見込み」であることを前提として「物量」と表現することにした。

2.2 施設特性と物量整理

廃止措置実施方針は全体で 17 項目から構成されており (Appendix-1)、第 8 章の「廃止措置において廃棄する核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の発生量の見込及びその廃棄」には「放射性廃棄物 (RW:L1+L2+L3)」、「放射性廃棄物として扱う必要のない物 (CL)」、「放射性廃棄物ではない廃棄物 (NR)」に分類された物量が示されている。第 15 章の「廃止措置の工程」では全工程を 4 段階 (日本原子力発電の施設は 3 段階) に区分しているが、東海発電所及び浜岡原子力発電所 1 号機と 2 号機に関しては各段階の RW と CL 物量が記載されている。また、美浜発電所 1 号機と 2 号機は除染 (DF100) の結果としての物量、東海発電所及び浜岡原子力発電所 1 号機と 2 号機には除染後と除染前の物量が記載されている。他の施設に関しては除染有無に係る記述がないため除染前の物量とした。調査対象とした実用炉の施設概要と廃止措置に係る主要項目を抽出し、運転段階と廃止措置段階の施設に区分して整理した結果を Appendix-2 に示す。本報告では上記付録に示す略称を原子力発電所の名称として用いることとする。なお、伊方発電所 3 号機の CL 物量は他施設と比較して際立って高い値であるため、分析では同程度の施設規模 (PWR) の平均値を用いた。

3. 結果と考察

3.1 廃止措置物量の内訳に係る分析

調査対象とした実用炉の物量総計 (L1+L2+L3+CL+NR:「廃止措置物量 (WH)」と記す) の内分けを Fig. 1 に示す。WH 物量は約 2,200 万トン、RW 物量は約 44 万トン、CL 物量は約 87 万トン、RW+CL 物量 (RWCL 物量) の合計は約 134 万トンであり、WH 物量に対する比率は、RW: 2%、CL: 4%、RWCL: 6%であった。運転段階と廃止措置段階の施設を区分して RW 物量と CL 物量及び WH 物量に対する比率は以下の通りである。

運転段階施設

- RW 物量 : 約 29 万トン (2%)

- CL 物量 : 約 53 万トン (4%)

廃止措置段階施設

- RW 総量 : 約 16 万トン (3%)
- CL 物量 : 約 35 万トン (6%)

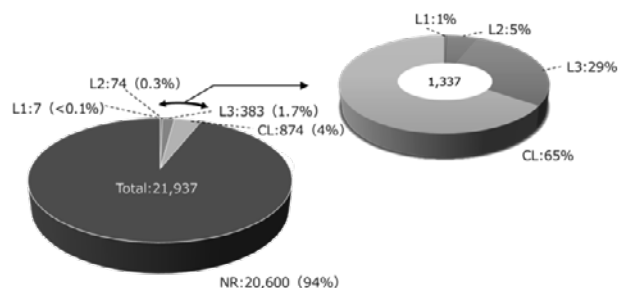


Fig.1 Breakdown of the weight of decommissioning materials

廃止措置段階施設では WH 物量に対して比較的大きな値が RW 物量及び CL 物量として記載されているが、廃止措置計画では施設特性の綿密な調査により物量の予測がなされていることに拠ると思われる。即ち、L1 物量の多くは材料の放射化に起因しているものの、L2 と L3 物量の多くは放射性核種による汚染に起因し、L2 と L3、L3 と CL の物量配分が施設特性評価の詳細度により異なるものと考えられる。廃止措置段階施設の L3 と CL の物量 (L3CL 物量) を整理した結果を Fig. 2 に示す。電気出力が小さい東海の物量が際立って大きいこと、BWR は PWR よりも大きな値になる傾向にあること、また、電気出力に顕著な関係はなく物量配分は施設により変動していることが分かる。

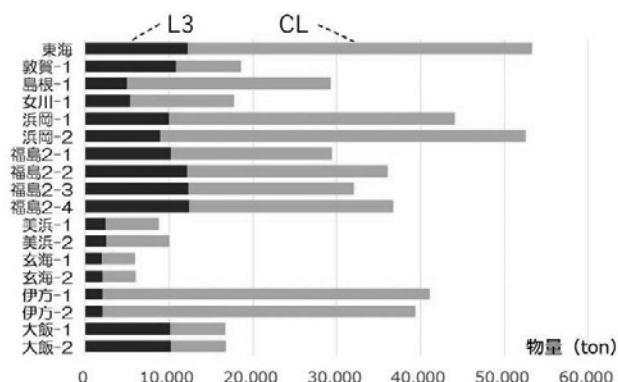
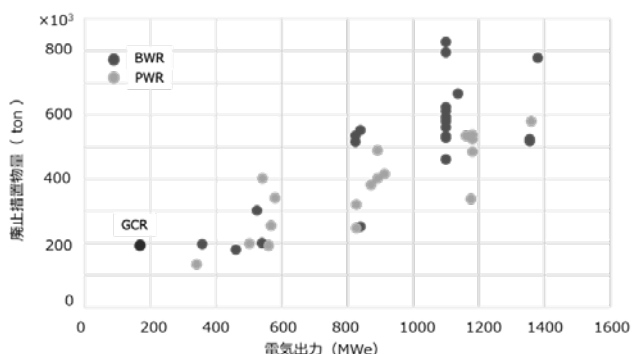


Fig.2 Weight of L3 and CL materials in the facilities under decommissioning

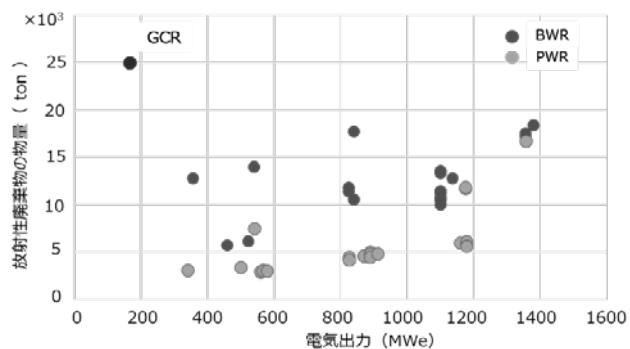
3.2 施設容量と物量の関係評価

施設規模は電気出力に関係することから電気出力を変数にして WH、RW、CL の物量を整理した (Fig. 3 (a) (b) (c))。電気出力に応じて WH 物量は増加するが、同程度の電気出力であっても施設によって大きな相違がある。また、RW 物量と CL 物量については電気出力との顕著な関係がみられない (Fig. 3(b) (c))。なお、東海は同程度の電気出力を有する施設と比較して RW 及び CL 物量が大きい、ガス冷却炉であり減速材に黒鉛を大量に使用しているなど原子炉本体の容量が大きいことに起因している。また、PWR と BWR を比較すると、伊方-1、-2、-3 を除く CL 物量は PWR が BWR より少なく (Fig. 3 (c))、RW 物量は伊方-1、-2、-3 を含めても同様な傾向である (Fig. 3 (b))。

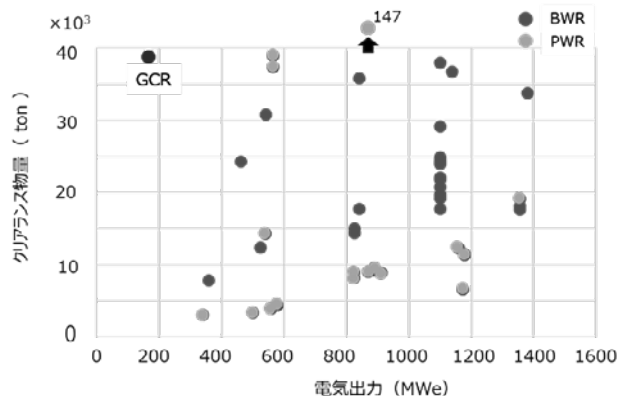
Fig.3 Weight of decommissioning materials as a function of facility output



(a) Weight of total decommissioning materials



(b) Weight of radioactive waste



(c) Weight of clearance materials

施設により RWCL 物量に対する区分別物量の比率の変動の程度を調べるため、廃止措置段階施設の RWCL 物量に対する L2、L3、CL 物量の比率を計算しその平均値と標準偏差を求め、比率の分布が正規分布になると仮定して分布図を作成した (Fig. 4)。本図からは L3 及び CL の比率のパラッキが極めて大きいことが分かる。放射能汚染の極めて低い領域において L3 と CL の区分は放射性廃棄物量の低減にとって重要な判断であり、施設独自の判断基準が影響しているものと考えられる。

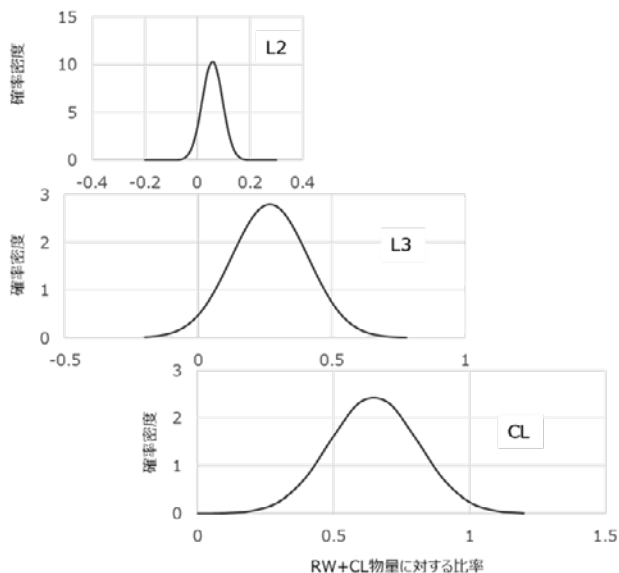


Fig.4 Normal distribution for weight ratio of L2, L3 and CL categories to total RWCL

3.3 施設規模の区分と廃棄物量

電気事業連合会が国の委員会で公開した資料（電事連資料）⁸⁾では、原子力発電所の施設を小規模、中規模、大規模に分類して区分別物量が整理されている。本研究では廃止措置実施方針に示された物量を電事連資料と同様に分類して区分別物量を整理した。即ち、小規模：200-600 MWe、中規模：600-1000 MWe、大規模：1000-1400 MWeとして、それぞれの規模に分類される施設に対して、WH物量、RW物量、CL物量の平均を求め、BWRとPWR毎に比較した。施設規模で分類したRW(L1、L2、L3)とCL平均物量を比較した結果（Fig. 5）は、何れの施設規模においてもCL物量が最も大きな値で次にL3物量であるが、特にL3物量は中規模BWRが大規模BWRよりも大きい値であることが分かる。

これは、浜岡-2のL3物量が大きな値であるのに加え、大規模BWRの柏崎-1～柏崎-7のL3物量が比較的小さな値であることによる。また、PWRのCL物量に関しては小規模が中規模と大規模よりも大きな値であるが、これは伊方-1と-2のCL物量の値が大きいことによる。電事連資料ではBWRとPWR何れの区分物量も電気出力に対応して増加しているのに対して、廃止措置実施方針では上述する変動が見られることに大きな特徴がある。

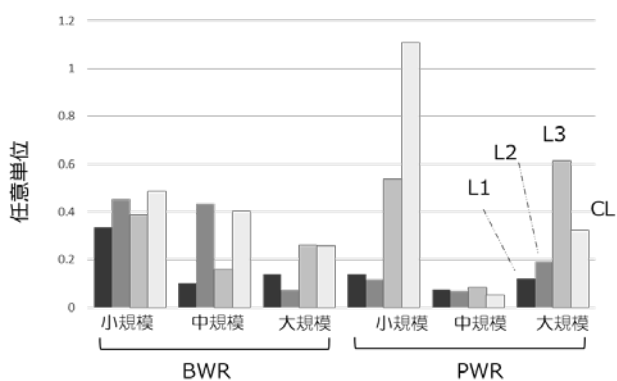


Fig.5 Comparison of average weight by categorized facility size

BWRとPWRに関して区分別物量の平均値に対する変動の程度を見るために変動係数（標準偏差/

平均値）を求めた（Fig. 6）。小規模BWRを除いてL1物量以外は変動係数が大きく、即ちバラツキの中が大きいことが分かる。小規模BWRのL1平均物量の変動係数が大きいのは、浜岡-1のL1物量比其他施設に比べて際立って大きい値（100トン）であることによる。また、小規模PWRのCL平均物量の変動係数が大きいことが顕著であるが、伊方-1と-2のCL物量が他と比べて際立って大きい値であることによる。

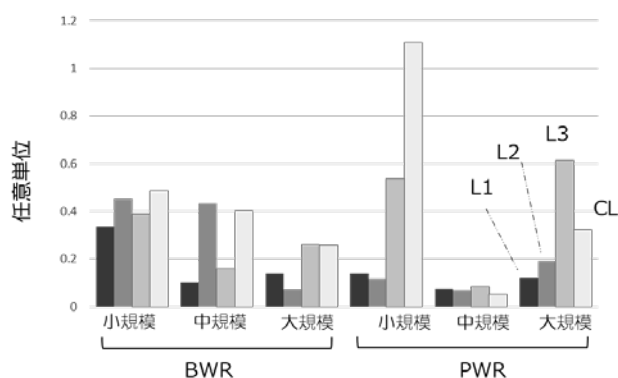


Fig.6 Coefficients of variables related to averaged weight of categorized facility size

3.4 廃棄物管理に係るケーススタディ

廃止措置段階施設には第1段階から第4段階終了までの西暦（又は和暦）と大まかな作業内容が、また、浜岡-1と2には4段階に区分した物量が記載されている。そこで、浜岡-1と2の物量を用いて、廃止措置段階施設の物量（RWとCL）を年単位で求めた上で区分別物量の積算量を試算した（Fig. 7(a)(b)）。本図（a）におけるGCRとBWRのCL物量が2030年頃から増加し始め2035年頃になると急激に増加するが、これは2030年頃には浜岡-1と2及び東海で第3段階と第4段階の作業が実施されること、また、東海の第4段階の工程が1年と設定されており短期間にCL物量が発生するためである。PWRに関しては2045年頃からCL物量が増加し始めるが、これは美浜-1と2及び大飯-1と2で第4段階の作業が始まることによる。BWRとGCRを合計したL2物量はL3、CL物量と同様に2035年頃まで急峻な増加が認め

られるが、これは CL 物量と同様に東海及び浜岡-1 と 2 が第 3 段階と第 4 段階になるためと考えられる

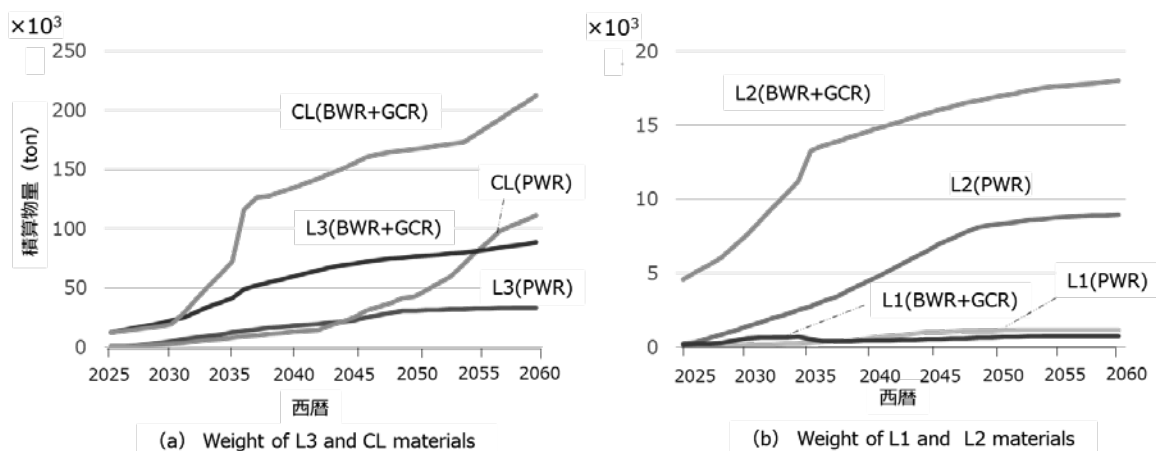
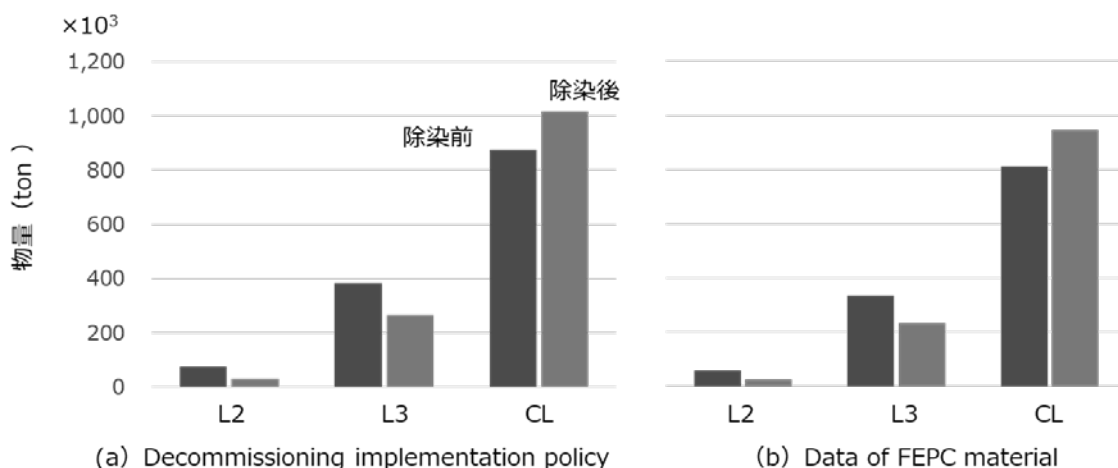


Fig.7 Accumulated weight with time progress of the facilities under decommissioning

廃止措置実施方針に記載された廃止措置工程が予定通りに進めば、徐々に第3段階に入る施設が増え WH 物量が増加することは明らかである。また、福島第一原子力発電所の燃料デブリ取り出し及び除染・解体作業も 2030 年頃から本格化することになれば放射性廃棄物の取り扱いに係る課題が顕著になる。

他方、東海及び浜岡-1&2 の廃止措置実施方針では、RW 及び CL 物量に関して、除染前後の物量が示されている。浜岡-1 と 2 の除染後物量の除染前に対する変化率(浜岡-1 と 2 の平均)は、L2 : 0.40、L3 : 0.69、CL : 1.16 であった。そこ

で、この変化率を他の施設にも適用できると仮定して、廃止措置段階施設の L2、L3、CL 物量を計算した (Fig. 8 (a) (b))。本図 (a) は廃止措置実施方針に記された物量を対象にしており (b) は電事連資料の表から炉型と施設規模の分類に基づいて 51 基の物量を計算した結果である。本図からは除染後 L2 物量は除染前の半分以下になり、L3 物量は 3 割程度少なくなることが分かる。また、CL 物量は 15%程度増加する。廃止措置実施方針の物量と電事連資料に基づく物量を比較すると、電事連資料の物量がやや少なめである。



FEPC: Federation of Electric Power Companies of Japan

Fig.8 Comparison of weight of L2, L3, CL materials before and after decontamination

IAEA の報告書⁹⁾では、廃止措置の実施に関して政策と戦略 (Policy&Strategy) の重要性が指摘されており、その中で廃止措置のエンドステートを達成するまでの廃棄物を適切に管理することの必要性が記されている。このためには廃止措置実施方針 (2024 年) における物量の評価値の更新や除染による廃棄物量の低減策の検討など、わが国の原子力平和利用を進める上で放射性廃棄物の課題をどのように対処するか具体的な戦略検討が求められている。

4. まとめ

- ・廃止措置実施方針に記載された RW 及び CL 物量は同規模の施設であっても大きなバラツキがあり、また、運転段階施設は廃止措置段階施設に比べて RW 物量及び CL 物量ともに小さな値であった。
- ・廃止措置実施方針と電事連資料の物量を比較すると、RW、CL、NR 物量の割合は概ね一致したが、炉型と規模に分類して比較した結果、特に BWR 中規模の物量が大きく異なっていた。
- ・廃止措置の工程に基づいた 51 施設の RW と CL 経年積算量の試算では、2030 年から 2035 年頃に BWR+GCR の L2 と CL 物量の急峻な増大、2045 年頃から PWR の CL 物量の増大が顕著であった。時間軸を考慮した廃棄物対策が必要になる。
- ・廃止措置実施方針は認可が必要な廃止措置計画とは異なる性質を持つ公開資料である。循環型社会の創生に向けた観点から廃棄物対策の具体的な検討を進め順次廃止措置実施方針を更新することが必要と思われる。

参考文献

- 1) 日本原子力産業会議、原子力発電所の運転・建設状況、2025 年 6 月

https://www.jaif.or.jp/cms_admin/wp-content/uploads/2025/06/jp-npps-operation20250605.pdf

- 2) 原子力規制委員会、実用発電用原子炉に係る廃止措置実施方針の公表状況 (ア)<https://www.nra.go.jp/activity/regulation/reactor/haishi/jitsuyou.html>
- 3) IAEA, NUCLEAR information resources, <http://www.iaea.org/PRIS/WorldStatistics/ShutdownReactorsByCountry.aspx>
- 4) IAEA, Global Status of Decommissioning of Nuclear Installations, IAEA NUCLEAR ENERGY SERIES NW-T-2.16, VIENNA, 2023
- 5) Y. Miyasaka, et al., Completion of the Japan Power Demonstration Reactor Decommissioning Program, 10th Pacific Basin Nuclear Conference, Kobe, Japan, 20-25 October 1996
- 6) 環境省、循環型社会の形成 (第 3 章)、令和 7 年度版 環境・循環型社会・生物多様性白書、2025 年 6 月
- 7) IAEA, Nuclear Decommissioning, IAEA Bulletin, April 2023
- 8) 電気事業連合会、原子力発電所等の廃止措置及び運転に伴い発生する放射性廃棄物の処分について、第 2 回廃炉等に伴う放射性廃棄物の規制に関する検討チーム会合、平成 27 年 2 月 12 日
- 9) IAEA, Policies and Strategies for the Decommissioning of Nuclear and Radiological Facilities, No. NW-G-2.1, 2011

Appendix 1 Contents of decommissioning implementation policy

1. 氏名又は名称及び住所
2. 工場又は事業所の名称及び所在地
3. 発電用原子炉の名称
4. 廃止措置の対象となることが見込まれる発電用原子炉施設及びその敷地
5. 前号の施設のうち解体の対象となる施設及びその解体の方法
6. 廃止措置に係る核燃料物質の管理及び譲渡し
7. 廃止措置に係る核燃料物質による汚染の除去（核燃料物質による汚染の分布とその評価方法を含む。）
8. 廃止措置において廃棄する核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の発生量の見込み及びその廃棄
9. 廃止措置に伴う放射線被ばくの管理
10. 廃止措置中の過失、機械又は装置の故障、地震、火災等があった場合に発生することが想定される事故の種類、程度、影響等
11. 廃止措置期間中に性能を維持すべき発電用原子炉施設及びその性能並びにその性能を維持すべき期間
12. 廃止措置に要する費用の見積り及びその資金の調達の方法
13. 廃止措置の実施体制
14. 廃止措置に係る品質マネジメントシステム
15. 廃止措置の工程
16. 廃止措置実施方針の変更の記録（作成若しくは変更又は第百十五条の四の規定に基づく見直しを行った日付、変更の内容及びその理由を含む。）

Appendix 2 Facility characteristics and weight of decommissioning materials

(a) Facilities under decommissioning stage

NO	名称	型式	電気出力 (kWe)	運転開始 (年)	廃止措置物量 (ton)						備考 (略称)
					L1	L2	L3	CL	NR	合計 (WH)	
1	東海発電所	GCR	166	1966	1,540	8,900	12,300	41,100	128,700	192,500	東海
2	敦賀発電所 1 号機	BWR	357	1970	40	1,990	10,760	7,800	176,000	196,600	敦-1
3	島根原子力発電所 1 号機	BWR	460	1974	60	670	4,970	24,320	150,400	180,410	島根-1
4	女川原子力発電所 1 号機	BWR	524	1984	60	740	5,340	12,400	284,000	302,500	女川-1
5	浜岡原子力発電所 1 号機	BWR	540	1976	100	600	10,000	34,100	155,600	200,400	浜岡-1
6	浜岡原子力発電所 2 号機	BWR	840	1978	100	800	8,900	43,600	198,300	251,600	浜岡-2
7	福島第二原子力発電所 1 号機	BWR	1100	1982	90	1,040	10,190	19,200	582,000	612,500	福島2-1
8	福島第二原子力発電所 2 号機	BWR	1100	1984	100	1,110	12,100	24,000	556,000	593,300	福島2-2
9	福島第二原子力発電所 3 号機	BWR	1100	1985	100	1,100	12,300	19,700	548,000	581,100	福島2-3
10	福島第二原子力発電所 4 号機	BWR	1100	1987	90	1,110	12,360	24,400	524,000	561,900	福島2-4
11	美浜発電所 1 号機	PWR	340	1970	80	620	2,380	3,070	126,000	132,400	美浜-1
12	美浜発電所 2 号機	PWR	500	1972	80	790	2,510	3,360	189,000	196,500	美浜-2
13	玄海原子力発電所 1 号機	PWR	559	1975	100	800	1,990	3,920	184,000	190,800	玄海-1
14	玄海原子力発電所 2 号機	PWR	559	1981	90	800	2,040	3,990	186,000	192,910	玄海-2
15	伊方発電所 1 号機	PWR	566	1977	90	880	2,070	39,000	212,000	254,000	伊方-1
16	伊方発電所 2 号機	PWR	566	1982	90	880	2,000	37,400	213,000	253,400	伊方-2
17	大飯発電所 1 号機	PWR	1175	1979	200	1,420	10,080	6,600	319,000	337,300	大飯-1
18	大飯発電所 2 号機	PWR	1175	1979	200	1,430	10,160	6,600	319,000	337,400	大飯-2

(b) Facilities under operating stage

NO	施設名	型式	電気出力 (Mwe)	運転開始 (年)	廃止措置物量 (ton)						備考 (略称)
					L1	L2	L3	CL	NR	合計	
1	女川原子力発電所2号機	BWR	825	1995	80	880	10,830	15,000	490,000	516,800	女川-2
2	女川原子力発電所3号機	BWR	825	2002	80	880	10,460	14,400	509,000	534,800	女川-3
3	豊根原子力発電所2号機	BWR	840	1989	80	830	9,620	17,700	525,000	553,200	豊根-2
4	東通原子力発電所1号機	BWR	1100	2005	90	1,290	10,060	17,700	505,000	534,100	東通-1
5	柏崎刈羽原子力発電所1号機	BWR	1100	1985	90	1,110	8,810	20,800	798,000	828,800	柏崎-1
6	柏崎刈羽原子力発電所2号機	BWR	1100	1990	90	1,020	9,530	21,800	593,000	625,400	柏崎-2
7	柏崎刈羽原子力発電所3号機	BWR	1100	1993	90	1,190	9,240	22,100	497,000	529,600	柏崎-3
8	柏崎刈羽原子力発電所4号機	BWR	1100	1994	90	1,140	9,330	24,000	497,000	531,500	柏崎-4
9	柏崎刈羽原子力発電所5号機	BWR	1100	1990	90	1,130	9,490	24,900	556,000	591,600	柏崎-5
10	浜岡原子力発電所3号機	BWR	1100	1987	100	1,200	12,220	38,000	744,000	795,520	浜岡-3
11	東海第2発電所	BWR	1100	1978	90	1,140	9,980	29,200	422,000	462,410	東海-2
12	浜岡原子力発電所4号機	BWR	1137	1993	100	1,250	11,420	36,700	618,000	667,470	浜岡-4
13	柏崎刈羽原子力発電所7号機	ABWR	1356	1997	130	1,240	15,880	17,600	489,000	523,800	柏崎-7
14	柏崎刈羽原子力発電所6号機	ABWR	1356	1996	130	1,240	16,150	18,100	483,000	518,600	柏崎-6
15	浜岡原子力発電所5号機	BWR	1380	2005	120	1,240	17,050	33,800	726,000	778,210	浜岡-5
16	志賀原子力発電所1号機	PWR	540	1993	60	840	6,530	14,300	381,000	402,800	志賀-1
17	泊発電所2号機	PWR	579	1991	100	960	1,960	4,400	333,000	340,300	泊-2
18	泊発電所1号機	PWR	579	1989	100	960	1,960	4,400	333,000	340,300	泊-1
19	高浜発電所2号機	PWR	826	1975	180	1,450	2,530	8,200	234,000	246,300	高浜-2
20	美浜発電所3号機	PWR	826	1976	170	1,760	2,530	9,000	306,000	319,400	美浜-3
21	高浜発電所1号機	PWR	826	1974	180	1,460	2,520	8,200	234,000	246,400	高浜-1
22	高浜発電所3号機	PWR	870	1985	160	1,570	2,830	9,100	368,000	381,700	高浜-3
23	高浜発電所4号機	PWR	870	1985	160	1,570	2,830	9,100	368,000	381,700	高浜-4
24	伊方発電所3号機	PWR	890	1994	150	1,750	3,100	147,000	389,000	541,000	伊方-3
25	川内原子力発電所1号機	PWR	890	1984	150	1,620	3,030	9,250	476,000	490,030	川内-1
26	川内原子力発電所2号機	PWR	890	1985	150	1,580	2,700	9,570	476,000	489,990	川内-2
27	泊発電所3号機	PWR	912	2009	150	1,460	3,180	8,900	402,000	415,700	泊-3
28	敦賀発電所2号機	PWR	1160	1987	200	1,770	3,990	12,300	518,000	536,260	敦賀-2
29	大飯発電所3号機	PWR	1180	1991	190	2,070	3,800	11,400	469,000	486,400	大飯-3
30	大飯発電所4号機	PWR	1180	1993	190	2,070	3,800	11,400	469,000	486,400	大飯-4
31	玄海原子力発電所3号機	PWR	1180	1994	200	1,670	3,760	11,480	508,000	525,090	玄海-3
32	玄海原子力発電所4号機	PWR	1180	1997	200	1,620	3,750	11,460	523,000	540,010	玄海-4
33	志賀原子力発電所2号機	PWR	1358	2006	130	1,100	15,450	19,100	547,000	582,700	志賀-2

わが国の廃止措置の黎明期から本格的な廃炉時代を迎えた今日までの経過

佐藤忠道 *

Progress from the dawn of decommissioning in our country to the present day

Tadamichi SATOH

わが国では2025年7月現在、26基の発電用原子炉（JAEA施設を含む）が廃止措置段階にあり、今後、原子炉本体解体等、廃止措置の作業が本格化することが見込まれている。本稿では、廃止措置の黎明期から現在に至るまでの経過を振り返る。

In Japan, 26 power reactors (including JAEA facilities) were in the decommissioning phase as of July 2025, and decommissioning work, including dismantling of the reactor itself, is expected to get underway in earnest in the future. This paper reviews the progress of decommissioning from the dawn of decommissioning to the present day.

*原子力デコミッショニング研究会 事務局長

I. 日本唯一のガス冷却炉東海発電所

1966 年 7 月に営業運転を開始した日本初の商業用原子力発電所である東海発電所(電気出力:16.6 万 kWh)は、1998 年 3 月末、31 年余の営業運転を終了した。東海発電所は、当時すでに実用化の段階にあった英国のコールダーホール型原子炉に日本独自の耐震設計や安全設計等を取り入れた改良型炉で、天然ウランを燃料とする黒鉛減速・炭酸ガス冷却型の原子力発電所である。東海発電所はわが国への原子力発電の導入及び定着という役割を担い、ここでの経験が後続の原子力発電所の建設、運転に反映されてきた。

一方、燃料に天然ウランを、冷却材に炭酸ガスを使用しているため、原子炉や熱交換器が大きい割には出力が小さく、国内で唯一の炉型であるため軽水炉に比べて保守費や燃料サイクルコストが割高になってきた。また、海外でも同型の発電所は順次運転を停止しており、同型の発電所が減少していくことにより、共通の設備や部品の調達が困難になってくることや燃料サイクルの合理的な維持が困難になってくることなどが想定され、ますます経済性が悪くなる環境にあった。このような経済性の理由により、東海発電所の運転を停止することが決定された。

II. 東海発電所の廃止措置プロジェクト

—パイオニアとしての新たな役割

研究炉では日本原子力研究開発機構(元原研)の JPDR などの廃止措置の実績はあったが、本格的な商業炉では初めてのケースである。東海発電所の廃止措置は、安全対策、廃棄物対策、そして費用低減に取り組みながら、安全かつ経済性のある商業炉の廃止措置の実証という、新たなパイオニアとしての役割が期待され、将来の軽水炉の廃止措置につながる技術と運用を確立することが求められた。そのため、その廃止措置計画は後述する商業用原子力発電施設の廃止措置標準工程に準拠するもであった。

しかしながら、その決定に至る過程は決して簡単ではなかった。「わが国の初号炉なので歴史遺産にしては」「英国の同型炉は 135 年間長期保管にしている」など標準工程以外のシナリオもあるのではないかとの声の一部が発せられ、改めて様々なケーススタディを行い、総合的な判断として標準工程に沿って進める

ことが適切であることが関係者間で共有された。その大きなインセンティブとなったのは、標準工程通り進めることで難題である廃棄物関係の制度整備及び処分先の確保を前に進めることへの期待であった。

2001 年 10 月、経済産業省に旧原子炉等規制法に基づく原子炉解体届が提出され同年 12 月廃止措置に着手した。その計画内容は、「原子炉領域の安全貯蔵期間 10 年間、全廃止措置期間 17 年、但し廃棄物処分先が確保できない場合は安全貯蔵期間を延長」であった。計画通りであれば 2018 年には終了したはずだが、但し書きが現実のものとなり 4 回の計画変更により安全貯蔵期間が 18 年間延長され現在の計画は安全貯蔵期間 28 年間、全廃止措置期間 36 年と長期化している。

III. わが国の廃止措置の方針

わが国において廃止措置の検討が始められたのは 1980 年代あたり、JPDR が運転を終了して廃止措置の準備を行っており、東海発電所が運転 20 年を迎えつつある時期からである。原子力委員会は 1982 年 6 月の原子力開発長期利用計画において、運転を終了した原子力発電所は解体撤去し跡地を有効に利用していくことを基本方針として示した。

IV. 商業炉の標準工程

動力試験炉(JPDR)の实地解体試験の進捗を見つつ、国は将来訪れる商業用原子力発電所の廃止措置への備えを始める。廃止措置に必要な技術開発と制度整備にはその前提となるシナリオ(廃止措置方式)が求められる。そこで、先ず着手したのが標準工程の設定である。1985 年(昭和 60 年)に旧通産省の諮問審議会である総合エネルギー調査会・原子力部会は、「商業用原子力発電施設の廃止措置に向けて」を取り纏めた。ここでは、適用可能な 3 つの方式、「即時解体撤去方式」「安全貯蔵(5~10 年)後解体撤去方式」「遮蔽隔離(30 年)後解体撤去方式」を選定して、被ばく、廃棄物、費用についてケーススタディが行われた。その結果に基づき、土地資源に乏しく跡地利用が重要であるわが国の実情も鑑みて、標準的な方式として、「安全貯蔵(5~10 年)後解体撤去方式」が設定された。

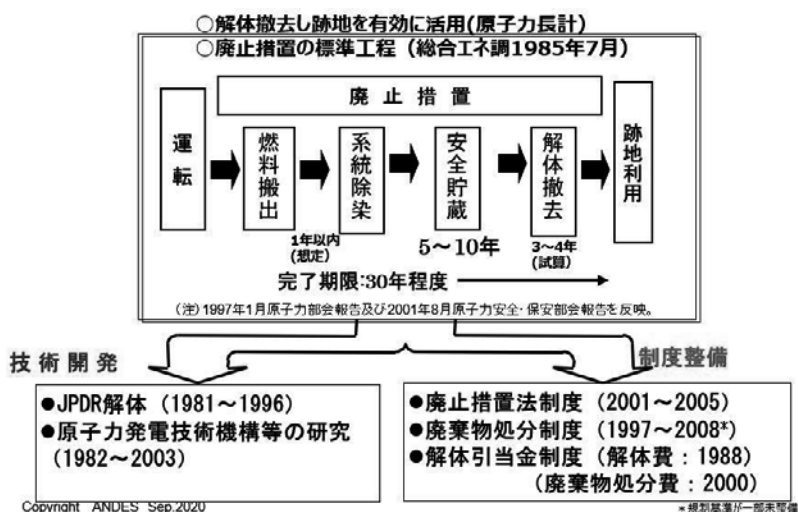
この標準工程を前提として、以降の技術開発や制度整備が進められた。標準工程は、その後 2 回に亘って

再評価が行われ、安全貯蔵期間における原子炉領域以外の設備の先行解体の合理性や廃止措置の完了期限として30年程度を目安とすることが示された。標準工程は、あくまでも国の審議会の報告で示した標準であり直接的な法的拘束力はないが、現在廃止措置を迎えている商業用原子力発電所の計画工程は安全貯蔵期間及び全廃止措置期間とも長期化しており、標準工程とは乖離した現状となっていることに留意しておく必要がある。また、標準工程は、通常の状態です命を全うした原子力発電所を対象にしたものであり、福

島第一原子力発電所のような大事故の廃炉には適用することはできない。

V. 廃止措置技術の開発、実証

上述の標準工程の検討作業と同時に廃止措置の技術開発と制度整備の必要性が認識され、国のプロジェクトとしてJPDRの現地解体試験と旧(財)原子力発電技術機構(NUPEC)による商業用原子力発電所の廃止措置を対象とした技術の確証試験が進められ



JPDRの解体現地試験(1986年~1996年)では、当時の技術を使って必要な技術開発をしつつ全ての原子炉施設を解体撤去して更地にするまでの全プロセスを実地で実証することができ、技術の実証とともに貴重な運用上の経験が蓄積され、ここでの知見がその後の廃止措置に活かされてきている。NUPECの確証試験(1982年~2003年)では、厚く堅牢な鋼材やコンクリートの切断・撤去技術、遠隔操作技術、汚染除去技術、放射線計測技術などの技術について商業用原子力発電所の廃止措置への適用性の確証試験が行われ多くの有用な技術データが蓄積された。この2つのプロジェクトから数多くの成果が生み出され廃止措置を実施するうえで必要となる技術に困難性はなくなり、今やこれら技術をいかに上手く組み合わせる適用していくかの段階になっている。実際の廃止措置対象プラントの現場状況を仔細に把握することと、それに合わせた総合的なプロジェクトマネジメントがプロジェクト

成功の要である。

VI. 必要な制度整備~まずは費用

技術開発と同時に廃止措置に必要なインフラとして制度整備があり、法制度、廃棄物処分制度、費用制度の3つの制度整備が国により段階的に進められた。先立つものはお金、費用制度の検討が早い段階から始められた。原子力発電所の廃炉は一般の工場より相当費用が掛かると当初から認識されていた。しかも費用の支出は発電所が閉鎖された後、すなわち商品である電気が出なくなっているからである。発電所が運転を終了し電気を生み出さなくなると以降、長期間多額の費用が費やされる。費用負担の世代間公平の原則から廃止措置費用は発電に必要な費用として、運転中から料金に含めることにより確保し、運転終了後に備えるしくみが必要であった。

費用制度としては、費用の見積もり方法と資金の確保方法がある。費用の見積もり方法としては、「個

別積算法」や「出力比例法」などがあるが、日本では「物量比例法」を採用している。解体工事費は、「物量一次近似式」と呼ばれる原子力発電所の物量を変数とした方程式を適用して見積額が算定される。近似式とは言っても、基となるデータは複数のモデルプラントの個別積算法で算出されており合理的な見積り方法である。

資金の確保方法としては、「外部基金方式」と「内部基金方式」に大別され、米国と英国は前者を、フランス、ドイツ、日本は後者を採用している。日本では、企業会計上の引当金（内部留保）として取り扱われている。また、税務上は発電に必要な経費として認められ、運転中に電気料金で回収される仕組みである。解体工事費分が先行して 1988 年度（昭和 63 年度）から会計上の引当（積立）が開始され、廃棄物処理処分費は廃棄物処分制度の進捗を待って 2000 年度（平成 12 年度）から追加適応された。電力会社は全ての原子力発電所を対象として毎年一定額の引当（積立）を行ってきている。この引当額の算定ベースになるのが総見積額であり、解体工事費と廃棄物処理処分費の合計額は表の通りである。

引当金制度は、税務当局からすると特別措置であり企業の優遇措置にならによ、費用の見積り額

は抑制的になる傾向がある。実際に掛かる費用が引当金制度の総見積額で十分か否かは今後の実績を評価していく必要がある。福島第一原子力発電所事故後、電力会社各社の経営環境が厳しい状況になっていることに鑑み、国は廃止措置が確実に進める方策を検討した。その結果、2024 年度から引当金制度から外部拠出制度に移行している。

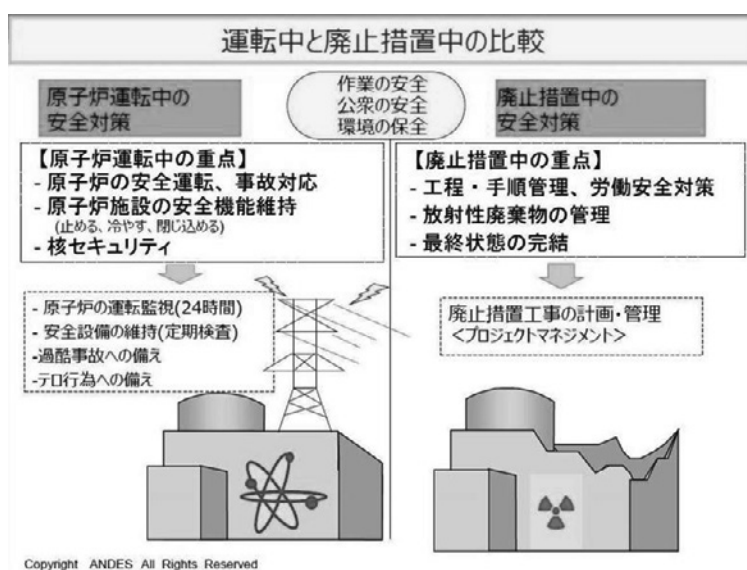
廃止措置費用の内訳（110万kW級） 注：平成16年価格

内訳	BWR	PWR
施設解体費	454億円	422億円
放射性廃棄物処理処分費	206億円	176億円
合計	660億円	598億円

(平成19年2月 資源エネルギー庁資料より)

VII. 廃止措置に相応しい安全規制

廃止措置段階の原子力発電所は原子炉から燃料が取出されてしまえば、もはや核反応は起きないし系統内に放射性の高温、高圧の流体が循環することもない。原子力発電所の安全確保の方法は、運転段階と廃止措置段階では大きく異なる。前者は運転・設備の安全確保、後者は工事の安全確保であり、その規制の焦点も変わっていく必要がある。運転段階に的を当てて整備されてきた安全規制の枠組みは廃止措置段階には過剰なものとなってしまうかねない。



動力試験炉（JPDR）の实地解体試験においても、当然安全確保のための法手続きや規制は行われた。

原子力施設の規制は原子炉等規制法に基づき行われている。この法律は 1957 年に制定され、これ

までの建設・運転経験等を踏まえて度々改正されてきたが、廃止措置に係る安全規制は、2005年に改正されるまで、その実績が少なかったため制定当時で作られたままであった。当時の原子炉等規制法では、廃止措置については原子炉解体前の届出が規定されているだけであった。ただし、これは今の行政手続法で規定されている届出制とは違っていた。婚姻届は一定の書式に記載要件が満たされていれば受理され、受理をもって手続きは完了し有効となる。しかし、原子炉解体届では国が30日間以内であれば必要な場合は措置命令が可能となっていた。必要な場合とは「災害を防止するために必要な場合」であり、届出内容の実質的な審査を予定したものであったが、解体届の記載内容や審査基準を具体的に規定したものはなかった。当時、法律改正が必要とする声もあったが、結局は当時の原子力安全委員会で安全確保のあり方が整理されたが、法令改正までは行われずに行政文書の発出による規制運用が行われるに留まった。これは却って規制側も事業者側も多くの方力と時間を強いることとなった。

この経験を踏まえ、日本初の商業用原子力発電所の廃止措置である東海発電所の廃止措置を間近にして廃止措置の安全規制の在り方と法制度が本格的に開始された。残念ながら、東海発電所の廃止措置の開始までには間に合わず東海発電所の廃止措置が開始され具体的な廃止措置活動が進むにつれ運転中を対象とした規定の適用に不都合な点が顕在化してきた。分かり易い実例は、核燃料が全て発電所から搬出されているにも拘わらず運転中の法令が適用され中央制御室に運転員が当直体制を維持して常駐せざるを得なかったことである。

国は、廃止措置の現場の実情を踏まえて、より廃止措置に相応しい安全規制の方法の検討を経て、クリアランス制度の導入と併せて2005年に手続きを届出制から認可制に変更し認可基準を明確にするとともに、運転中のみ適用すればよい規定は解除あるいは緩和することとした。この改正により、廃止措置の法的位置づけが明確となり、原子炉設置者は原子炉の運転を止めた後、原子炉施設を安全な状態に復すること、すなわち後片付けを義務付けして、その終了を以て原子炉設置許可を失効させること

が体系付けられた。

廃止措置で行うことは、核燃料の搬出、施設内の汚染除去、施設の解体及び廃棄物の処理処分であり、事業者は廃止措置計画書を策定し国の認可を受けることを必要とした。そして、事業者は廃止措置計画を遵守しなければならず、これを担保するために事業者は保安規定を改正し国の認可を受けた後に廃止措置に着手することとなる。核燃料の搬出終了など廃止措置の進捗に応じて、課せられる規制も段階的に緩和されていく。廃止措置の作業がすべて完了して、国が終了の要件を満たしていることを確認することを以て廃止措置終了となり当該施設の許可が失効し規制から解放される。終了の要件は核燃料が搬出されていること、土地・施設が放射線基準を満たしていること、廃棄物の処理処分が終了されていることなどである。

2020年から新検査制度が導入され運用が開始されたが、検査の焦点は運転中と廃止措置とでは異なっていく必要がある。どうも運転中検査の視点が勝っているように見受けられ廃止措置中の施設維持管理の要件が重視されたりしている。これが廃止措置工事を不必要に規制することにならないよう、規制側と実施側が現場の現実に基づいてしっかりと協議して廃止措置に相応しい規制運用とすべきである。

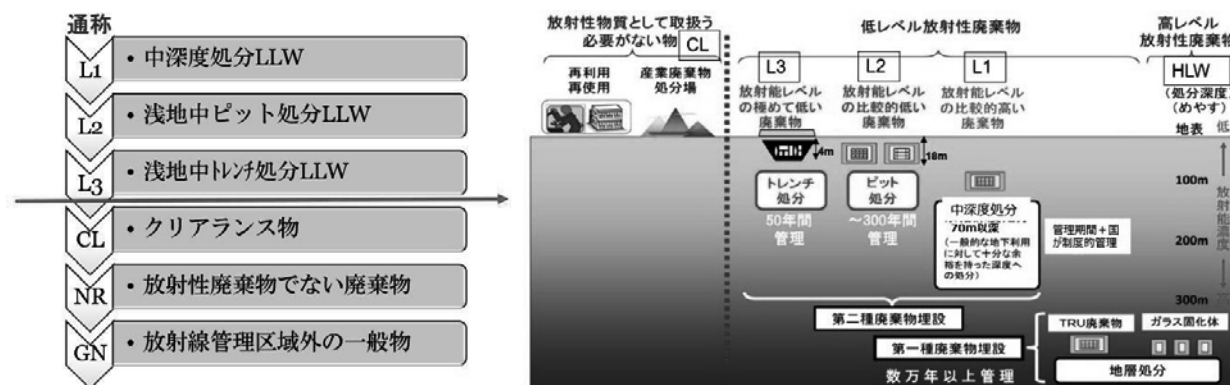
VIII. 廃棄物の分別による合理的処分

もう一つ無くてはならない制度整備は廃棄物処分制度である。もちろん運転中に発生する廃棄物の処分に必要な制度は整備済みであったが、廃止措置では放射能レベルが10桁以上も大きく異なる様々な撤去物が運転中に比べて多量に発生する。放射能レベルに応じて円滑に処理処分できるように制度を予め整備しておかなくては、施設の解体撤去作業が滞ってしまいかねない。国の関係各機関は、東海発電所の廃止措置を機に廃止措置で発生する廃棄物の処分制度の整備に精力的に取り組んだ。放射能レベル毎に安全かつ合理的に処理処分ができるよう、放射能レベルに応じた放射能濃度限度、処分方策や技術基準が法令や指針の制改訂により整備されてきた。これらの制度に基づき、廃止措置で発生

する廃棄物の処理処分の計画立案や実運用が進められる。しかし、残念ながらその進捗は決して順調とは言えない状況である。

L1 (中深度処分) については、2012 年 9 月に発足した原子力規制委員会の規制基準が未整備であり、長らく策定作業が続きようやく 2021 年に整備された。埋設施設の事業化も進んでいない状況にある。L2 (浅地中ピット処分) については、操業中の六ヶ所埋設センター施設では解体で発生する L2 の受入は不可であり、次期埋設施設の事業化が必要な状況にある。L3 (浅地中トレンチ処分) については、JPDR 解体で発生した L3 の JAEA 東海敷地内トレンチ

埋設施設での実地埋設試験が行われた。この経験を踏まえて東海発電所の解体で発生する L3 の敷地内トレンチ埋設が計画され、事業者である日本原子力発電 (株) から埋設事業許可申請が 2015 年に国に提出されたが 10 年経過して未だ審査が終了していない状況である。CL (クリアランス対象物) については、2005 年の制度導入後、東海発電所などの解体工事で発生した金属 CL 物での少量限定再利用に留まっており、本来の自由なりサイクル市場への流通には至っていない。今後、多くの実績を積み重ねて社会の理解を深めて、自由な流通が可能となり制度の目的が活かされるようにしていく必要がある。



いずれの廃棄物や撤去物も行き先が定まらなければ解体工程が遅延するし廃止措置全体にも大きな影響を及ぼしかねず、今後の関係者の一層の努力が期待される。

わが国では廃止措置を行う上で要の3つの制度が整備されてきているが、今後廃止措置の経験が蓄積されるに従って更により良い制度への改善が図られ、本格的な廃止措置時代に備えることが期待される。

IX. 廃止措置の現状

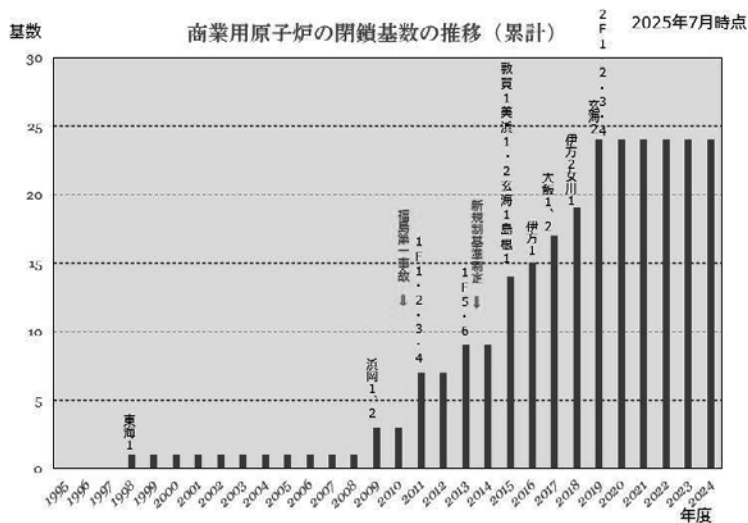
2025 年 7 月現在、世界全体で 22 カ国・地域 218 基の発電用原子炉が閉鎖されている。米国 41 基、英国 36 基、ドイツ 36 基、日本 27 基、フランス 14 基、その他ロシア、カナダ、スウェーデン、台湾などと続く。内、廃止措置を終了したのは僅か 21 基にすぎず、その他は未だ廃止措置中である。

わが国の本格的な大規模施設の廃止措置プロジ

ェクトを以下に概括する。

商業用原子力発電所として初の廃止措置プロジェクトとなる日本原子力発電(株)・東海発電所の廃止措置が 2001 年 (平成 13 年) 12 月に開始された。その後、JAEA ふげん発電所が新型転換炉原型炉 (プルトニウムを燃料として活用) としての使命を達成して政策判断により 2008 年 (平成 20 年) に、中部電力(株) 浜岡原子力発電所 1, 2 号機が耐震設計指針の強化を契機に経営判断され 2009 年 (平成 21 年) に廃止措置を開始した。これら 3 つの本格的な廃止措置プロジェクトによりわが国の廃止措置の実証が進められると見られていた。

2010 年 (平成 22 年)、東京電力(株) 福島第一原子力発電所 1~4 号機の大事故は廃止措置の状況も一変させた。1, 2, 3, 4 号機は 2012 年 (平成 24 年) に、5, 6 号機は 2014 年 (平成 26 年) に電気事業法上の廃止手続きを実施した。



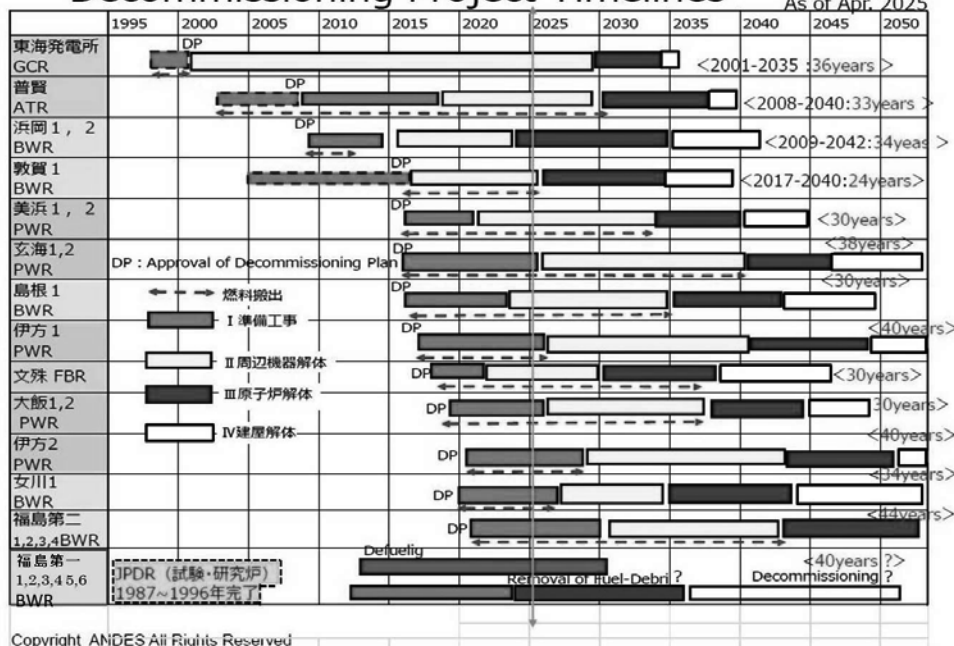
Copyright ANDES All Rights Reserved

更に2013年(平成25年)の規制強化後、規制基準を満たすための設備改造への投資と再稼働後の運転収益を比較考量した結果、経営判断により15基の商業用発電炉と国の政策判断で高速増殖炉原型炉もんじゅが、2019年(令和元年)までに次々と廃止の道を選択した。一気に22基(商業炉21基+もんじゅ)が廃止措置となる世界で例を見ないハイペースの事態となった。これに福島第一事故前から廃止措置中であった4基(商業炉3基+ふげん)と廃止措置を終了したJPDRを加え27基となる。個々のプロジェクトの詳細は誌面の都合で省略するが、各企業・組織のホームページ或いは原子力規制委員

会のホームページで閲覧可能である。福島第一事故後に廃止を選択した発電所は、廃止措置計画の検討に着手していなかったため、現状は調査及び準備の段階といえる。未だ動きは鈍いがこれらの原子炉が同じような工程で廃止措置が進められると、廃止措置の人材が追い付かなくなることが必至である。2024年度から全国の廃止措置の総合調整の役割を担うこととなった使用済燃料再処理・廃炉推進機構(NuRO)を始めとした関係機関が調整して、わが国の廃止措置が円滑に進められていくことを期待する。

Decommissioning Project Timelines

As of Apr. 2025



Copyright ANDES All Rights Reserved

X. デコミ研の活動

原子力デコミッションング研究会 (通称: デコミ研) は、廃止措置に関心を有する様々な企業・機関が集まり、廃止措置に関する勉強を進める民間の自主研究機関 (任意団体) として 1997 年 (平成 9 年) にスタートした。上述したわが国の廃止措置の経過とともに活動してきており廃止措置に関する人材育成とネットワークづくりの場との役割を果たしてきている。設立以来 28 年間で参加した人数は延べ 1300 人になる。2025 年度は、45 法人から 53 名が、電力関係、メーカー関係、ゼネコン関係、工事関係、廃棄物関係、調査・研究機関、商社など、業界・役職・年代など属性の違いを超えて会員として参加している。自由に情報交換し、廃止措置の基礎習得、国内外の廃止措置の情報収集、技術の調査などの活動を行っている。

具体的には、月次定例会での講義・講演・グループ討議、テーマ演習、施設見学会を行い、廃止措置に必要な知識を習得している。これとは別に OB も加わり有志で分科会やチームをつくって特定の課

題について深堀を行っている。

～「廃炉は楽しい仕事」～

「閉鎖」「廃炉」「廃棄物」などの言葉から廃止措置には暗いイメージが付きまとうが、実際の廃止措置に係る人間はとても明るく仕事をしている。経験してみなければ実感できないであろうが、実は廃止措置は素晴らしく楽しい仕事である。実際に廃止措置に携わった国内外の人々もみな同じこと言っている。発電所の建設は組立図通りに造ればいいが、廃止措置は日々放射線への対応をしながら現場に即した工夫が必要でやりがいのある面白い仕事である。未だ経験が少ない新たな分野であり、プロジェクト型の仕事で、その要諦は、徹頭徹尾エンジニアリング、画一的な方法はなく良いと思ったものを選択でき仕事に自由度が大きく工夫がものを言い現場が尊重される。廃止措置を終えた後の、跡地利用の夢のある将来計画に関与できるかもしれない。

以上

RANDEC

Radwaste and Decommissioning Center

RANDEC contributes to establishment of generic nuclear energy backend technology in Japan. The following works are currently intensively involved:

The establishment of business work of consignment, store and process of radwaste from domestic research, industrial facilities etc. for disposal.

The research and development of nuclear facility decommissioning technology and radwaste treatment as well as disposal.

The study on decontamination and environmental restoration of ground in Fukushima and Kanto area.

The dissemination and enlightenment of backend research and development results, and training.

RANDEC works for advancement of science and technology, and sustainable environmental cleanliness.

© デコミッションング技報 第66号

発行日 : 令和7年7月31日

編集・発行者 : 公益財団法人
原子力バックエンド推進センター

〒135-0033

東京都江東区深川1-1-5 和倉ビル402

Tel. 03-6240-3531

Fax. 03-6240-3537

URL : <http://www.randec.or.jp>

E-mail : haiki@randec.or.jp