



JAEA-Data/Code

2020-005

DOI:10.11484/jaea-data-code-2020-005

幅広い原子力発電利用シナリオの諸量評価

Material Balance Analysis for Wide Range of Nuclear Power Generation Scenarios

西原 健司

Kenji NISHIHARA

原子力科学研究部門

原子力科学研究所

原子力基礎工学研究センター

分離変換技術開発ディビジョン

Partitioning and Transmutation Technology Division

Nuclear Science and Engineering Center

Nuclear Science Research Institute

Sector of Nuclear Science Research

July 2020

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

JAEA-Data/Code

本レポートは国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。
本レポートの入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、下記あてにお問い合わせ下さい。
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ホームページ (<https://www.jaea.go.jp>)
より発信されています。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 研究連携成果展開部 研究成果管理課
〒319-1195 茨城県那珂郡東海村大字白方2番地4
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency.
Inquiries about availability and/or copyright of this report should be addressed to
Institutional Repository Section,
Intellectual Resources Management and R&D Collaboration Department,
Japan Atomic Energy Agency.
2-4 Shirakata, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan
Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

© Japan Atomic Energy Agency, 2020

幅広い原子力発電利用シナリオの諸量評価

日本原子力研究開発機構 原子力科学研究部門 原子力科学研究所
原子力基礎工学研究センター 分離変換技術開発ディビジョン
西原 健司

(2020年5月29日 受理)

将来の核燃料サイクルのために必要となる技術開発等を検討するために、原子力利用の将来シナリオを幅広く想定した諸量解析を行った。諸量解析では、軽水炉・高速炉の将来発電量、使用済み燃料再処理量等を設定し、ウラン需要、使用済み燃料蓄積量、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。

Material Balance Analysis for Wide Range
of Nuclear Power Generation Scenarios

Kenji NISHIHARA

Partitioning and Transmutation Technology Division
Nuclear Science and Engineering Center
Nuclear Science Research Institute, Sector of Nuclear Science Research
Japan Atomic Energy Agency
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received May 29, 2020)

In order to discuss the technological development and human resource development necessary for the future nuclear fuel cycle, various quantitative analyzes were conducted assuming a wide range of future nuclear power generation scenarios. In the evaluation of quantities, the future power generation of LWR and fast reactor, the amount of spent fuel reprocessing, etc. were assumed, and the amount of uranium demand, the accumulation of spent fuel, plutonium, vitrified waste etc. were estimated.

Keywords: Material Balance Analysis, Nuclear Power Generation Scenario, NMB Code

目 次

1. 緒言	1
2. 解析手法	2
3. 解析シナリオ	3
3.1 2019年の状況	3
3.2 将来シナリオ	5
3.2.1 上振れシナリオ	5
3.2.2 現状シナリオ	6
3.2.3 下振れシナリオ	6
3.3 原子炉設定	7
3.4 再処理設定	8
3.4.1 軽水炉・ガス炉使用済み燃料の再処理	8
3.4.2 プルサーマル、高速炉使用済み燃料の再処理	10
3.4.3 ガラス固化処理設定	10
4. 解析結果	11
5. 考察	34
5.1 発電容量	34
5.2 原子力発電プラント	34
5.3 再処理プラント	35
5.4 天然ウラン需要	38
5.5 ウラン使用済み燃料	40
5.6 プルサーマル使用済み燃料	41
5.7 プルトニウム	42
5.7.1 プルトニウム在庫	42
5.7.2 ウラン使用済み燃料中のプルトニウム	43
5.7.3 プルサーマル使用済み燃料中のプルトニウム	44
5.8 マイナーアクチノイド	45
5.9 ガラス固化体	46
6. まとめ	47
謝辞	48
参考文献	48
付録 CD-ROM	

Contents

1. Introduction-----	1
2. Analysis method -----	2
3. Scenario-----	3
3.1 Situation of 2019 -----	3
3.2 Future scenario -----	5
3.2.1 Upside scenario-----	5
3.2.2 Nominal scenario-----	6
3.2.3 Downside scenario -----	6
3.3 Assumptions on nuclear power plant-----	7
3.4 Assumptions on reprocessing -----	8
3.4.1 Reprocessing of spent fuels from LWR and gas reactor-----	8
3.4.2 Reprocessing of spent fuels from plu-thermal LWR and fast reactor -----	10
3.4.3 Assumptions on vitrification-----	10
4. Analysis result-----	11
5. Consideration -----	34
5.1 Generation capacity-----	34
5.2 Nuclear power plant -----	34
5.3 Reprocessing plant -----	35
5.4 Natural uranium demand -----	38
5.5 Uranium spent fuel-----	40
5.6 Plu-thermal spent fuel-----	41
5.7 Plutonium -----	42
5.7.1 Plutonium stock-----	42
5.7.2 Plutonium in uranium spent fuel-----	43
5.7.3 Plutonium in plu-thermal spent fuel -----	44
5.8 MA-----	45
5.9 Vitrified waste -----	46
6. Summary -----	47
Acknowledgements-----	48
References -----	48
Appendix CD-ROM	

1 緒言

2011年の福島第一原子力発電所事故を境に、国による原子力発電の将来利用計画は大きく下方修正された。事故以前 50GWe の発電容量を擁した我が国は、2020年にはさらに 58GWe へ増大する計画¹⁾を進めるとともに、ウラン資源の節約や放射性廃棄物の削減のために、使用済み燃料再処理、プルサーマル利用、高速増殖炉への移行することが標準的な将来予測とされていた。しかし、事故以降、核燃料再処理路線の堅持と最低限必要な原子力発電の維持は示されている²⁾ものの、その規模は 30GWe 台に縮小され、また、2030年以降の原子力発電に対する計画は示されていない。

このような状況下で、今後の発電・核燃料サイクルについて幅広く討議し、どのような原子炉および核燃料サイクルの技術開発・人材育成が必要か検討するために、日本原子力学会において「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会が 2017年に立ち上げられた。本評価はこの委員会での現実的な検討に資するために行われたものである。

将来シナリオとして、大胆な原子力発電の利用幅を以下のように想定した。A:最も大きい場合、事故以前の計画に近い 66GWe の容量に拡大する。B:現状維持の場合、国の計画値である 33GWe 程度を維持し続ける。C:最も利用が小さい場合、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する。この A～C のシナリオに対し、核燃料サイクルについて、再処理なし、軽水炉ウラン使用済み燃料再処理、高速炉移行、高速炉におけるマイナーアクチノイド(MA)リサイクルの 4つのサブケースを想定した。それぞれのサブケースに対して、発電容量、再処理量、天然ウラン需要、燃料貯蔵量、プルトニウム(Pu)・MA 蓄積量、ガラス固化体発生量などを評価し、考察を行った。また、詳細な数値を付録 CD-ROMとして添付した。

2 解析手法

マテリアルバランスの解析では、日本原子力研究開発機構が開発している NMB (Nuclear Material Balance)コード³⁾を用いた。本コードは過去に開発していた SCENARIO コード⁴⁾の後継であり、使用可能な炉型などが拡張されている。このコードでは、入力された各年の商業炉発電量や再処理容量等から、使用済燃料、Pu 在庫、廃棄物などに移行するアクチノイド核種のマスフローを計算する。

本コードは以下の特徴を有する。

- 半減期が数日よりも長い 26 のアクチノイド核種と 2 つの核分裂生成核種(表 1)に対して、燃焼及び貯蔵期間中の組成変化を計算する。計算精度は、ORIGEN コード⁵⁾等の燃焼コードと同等である。
- 初期の ²³⁵U 濃縮度や Pu 富化度を、無限実効増倍率を用いて決定する。その事で Pu 富化度の Pu 組成や MA 添加への依存性を考慮できる。
- 軽水炉、CANDU 炉、ガス炉、ナトリウム冷却高速増殖炉(FBR)、加速器駆動システム(ADS)が利用可能である。それぞれの炉心は、UO₂、MOX、窒化物燃料等と組み合わせることが出来る。
- 核分裂生成物を幾つかのグループに分けて評価し、廃棄体発生量を評価可能である。その際には、温度制限を考慮して地層処分場の専有面積も評価する。
- Microsoft® Excel®上で動作する。

表 1 NMB コードで用いられている核種

Nuclide	Half-life	Nuclide	Half-life
Th-232	1.405E+10y	Pu-240	6.561E+3y
Pa-231	3.276E+4y	Pu-241	14.29y
Pa-233	26.975d	Pu-242	3.735E+5y
U-232	68.9y	Am-241	432.6y
U-233	1.592E+5y	Am-242m	141y
U-234	2.455E+5y	Am-243	7.37E+3y
U-235	7.038E+8y	Cm-242	162.94d
U-236	2.342E+7y	Cm-243	29.1y
U-237	6.75d	Cm-244	18.11y
U-238	4.468E+9y	Cm-245	8.5E+3y
Np-237	2.144E+6y	Cm-246	4.76E+3y
Np-238	2.117d	I-129	1.57E+7y
Np-239	2.356d	Tc-99	2.111E+5y
Pu-238	87.7y	Other FPs	-
Pu-239	2.411E+4y		

3 解析シナリオ

3.1 2019年の状況

本評価では2019年時点の国の方針、原子力発電所の運転状況を考慮して、将来シナリオを設定した。2015年7月の長期エネルギー需給見通し⁶⁾によると、2030年の電力需要は9,808億kWh、そのために必要な総発電電力量は10,650億kWhと予測され、そのうちの20～22%、すなわち、2,130～2,343億kWhを原子力発電が担うとされている。原子力発電所の設備利用率は75%が想定されているため、32.4～35.6GWeの原子力発電容量が2030年の目標と設定されていることになる。

一方、2019年11月時点における国内の原子力発電所の状況(表2⁷⁾)から予測される発電容量を図1に示す。ただし、現在建設中の原子力炉のうち、進行度が大きい大間原子力発電所および島根原子力発電所3号機は含め、小さい東通原子力発電所は除いた。また、島根原子力発電所3号機の運転開始を2022年、大間原子力発電所を2026年と仮定した。

運転終了日が決まっていない原子炉の寿命については、2つの場合を想定した。一つは、すでに60年の延長申請を実施したものは合格すると仮定し、それ以外の場合は40年とした場合(図1中「延長申請済みのみ60年」)、他方は全基60年の延長申請を実施した場合(図1中「全基60年」)である。

前者の場合、2030年の発電容量は25GWeであり、前述の目標に達しない。一方、全基延長した後者の場合は2044年まで前述の目標以上を維持可能であることがわかる。2044年以降も20～22%の発電容量を維持しようとする、新設または60年以上の(2度目の)運転延長が必要となる。

以上の現状を踏まえ、次節に示す2019年以降のシナリオを設定した。

表 2 国内原子力発電所の状況(2019年11月)⁷⁾

設置者	発電所	号機	炉型	出力(万 kW)	運転開始日	運転終了
東京電力	柏崎刈羽	6	ABWR	135.6	1996/11/7	
東京電力	柏崎刈羽	7	ABWR	135.6	1997/7/2	
中部電力	浜岡	5	ABWR	126.7	2005/1/18	
北陸電力	志賀	2	ABWR	120.6	2006/3/15	
中国電力	島根	3	ABWR	137.3	2022/1/1	建設中
電源開発	大間		ABWR-MOX	138.3	2026/1/1	建設中
日本原電	東海	2	BWR	110	1978/11/28	延長申請済
東北電力	女川	1	BWR	52.4	1984/6/1	2018/12/21
東北電力	女川	2	BWR	82.5	1995/7/28	
東北電力	女川	3	BWR	82.5	2002/1/30	
東北電力	東通	1	BWR	110	2005/12/8	
東京電力	福島2	1	BWR	110	1982/4/20	2017/1/1
東京電力	福島2	2	BWR	110	1984/2/3	2019/9/30
東京電力	福島2	3	BWR	110	1985/6/21	2019/9/30
東京電力	福島2	4	BWR	110	1987/8/25	2019/9/30
東京電力	柏崎刈羽	1	BWR	110	1985/9/18	
東京電力	柏崎刈羽	2	BWR	110	1990/9/28	
東京電力	柏崎刈羽	3	BWR	110	1993/8/11	
東京電力	柏崎刈羽	4	BWR	110	1994/8/11	
東京電力	柏崎刈羽	5	BWR	110	1990/4/10	
中部電力	浜岡	3	BWR	110	1987/8/28	
中部電力	浜岡	4	BWR	113.7	1993/9/3	
北陸電力	志賀	1	BWR	54	1993/7/30	
中国電力	島根	2	BWR	82	1989/2/10	
中部電力	浜岡	1	BWR	54	1976/3/17	2009/1/30
中部電力	浜岡	2	BWR	84	1978/11/29	2009/1/30
中国電力	島根	1	BWR	46	1974/3/29	2015/4/30
日本原電	敦賀	1	BWR	35.7	1970/3/14	2015/4/27
東京電力	福島1	1	BWR	46	1971/3/26	2012/4/19
東京電力	福島1	2	BWR	78.4	1974/7/18	2012/4/19
東京電力	福島1	3	BWR	78.4	1976/3/27	2012/4/19
東京電力	福島1	4	BWR	78.4	1978/10/12	2012/4/19
東京電力	福島1	5	BWR	78.4	1978/4/18	2014/1/31
東京電力	福島1	6	BWR	110	1979/10/24	2014/1/31
日本原電	東海	1	GCR	16.6	1966/7/25	1998/3/30
日本原電	敦賀	2	PWR	116	1987/2/17	
北海道電力	泊	1	PWR	57.9	1989/6/22	
北海道電力	泊	2	PWR	57.9	1991/4/12	
北海道電力	泊	3	PWR	91.2	2009/12/22	
関西電力	美浜	3	PWR	82.6	1976/12/1	延長申請済
関西電力	高浜	1	PWR	82.6	1974/11/14	延長申請済
関西電力	高浜	2	PWR	82.6	1975/11/14	延長申請済
関西電力	高浜	3	PWR	87	1985/1/17	
関西電力	高浜	4	PWR	87	1985/6/5	
関西電力	大飯	1	PWR	117.5	1979/3/27	2018/3/1
関西電力	大飯	2	PWR	117.5	1979/12/5	2018/3/1
関西電力	大飯	3	PWR	118	1991/12/18	
関西電力	大飯	4	PWR	118	1993/2/2	
四国電力	伊方	2	PWR	56.6	1982/3/19	2018/5/23
四国電力	伊方	3	PWR	89	1994/12/15	
九州電力	玄海	2	PWR	55.9	1981/3/30	2019/4/9
九州電力	玄海	3	PWR	118	1994/3/18	
九州電力	玄海	4	PWR	118	1997/7/25	
九州電力	川内	1	PWR	89	1984/7/4	
九州電力	川内	2	PWR	89	1985/11/28	
関西電力	美浜	1	PWR	34	1970/11/28	2015/4/27
関西電力	美浜	2	PWR	50	1972/7/25	2015/4/27
四国電力	伊方	1	PWR	56.6	1977/9/30	2016/5/10
九州電力	玄海	1	PWR	55.9	1975/10/15	2015/4/27

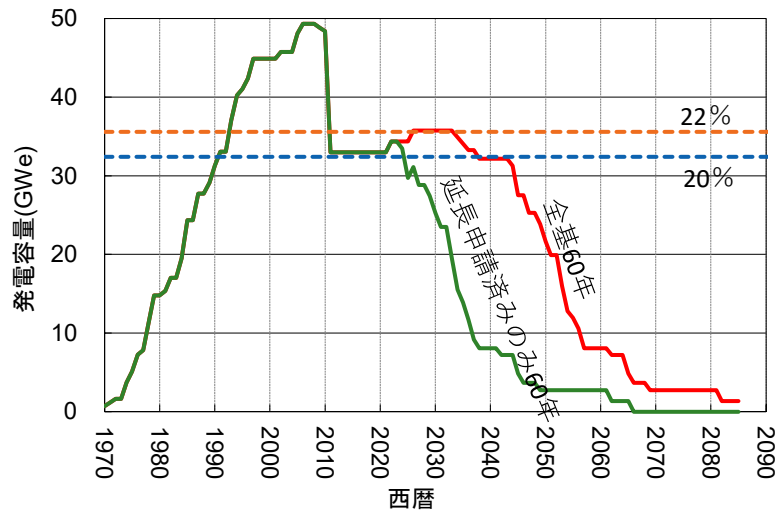


図 1 2019 年の状況から予測した発電容量

3.2 将来シナリオ

将来シナリオとして、まず、原子力発電の占める割合で 3 つのシナリオに大分類した。その後、発電容量の時間推移で各々の 2 つに分類し、さらに、核燃料サイクルのサブケースに分化した。

3.2.1 上振れシナリオ

上振れシナリオでは、長期エネルギー需給見通しで示された発電量の 2 倍、すなわち、国内発電の 40%程度を原子力発電が担うものとし、66GWe の発電容量を仮定した。これは、2011 年以前に考えられていた 58GWe の発電容量に近いものである。

発電容量 66GWe を維持する期間によって、二つのシナリオ(A、A')を設定した(表 3)。シナリオ A では、2050 年に 66GWe に到達し維持されるように建設を進める。このシナリオでは、軽水炉の新設が 2040 年代に集中し、さらにその後の軽水炉または高速増殖炉の建設が 2100 年代に集中するため、経営・技術継承の観点から合理的ではない可能性がある。そこで、シナリオ A'として、2040 年から緩やかに建設を行い、2100 年に 66GWe に到達し維持されるシナリオを設定した。また、現在稼働中の軽水炉はすべて 60 年に寿命延長するものとし、新たに建設する軽水炉および高速増殖炉の寿命は 60 年とした。

二つのシナリオに対して各々 4 つのサブケースを設定した。A1 および A'1 は軽水炉を継続し、そこからの使用済み燃料を直接処分する、いわゆるワンススルーシナリオである。軽水炉のリプレースでは軽水冷却の SMR(スモールモジュラー炉)を想定するが、十分な設計情報が利用できないため、燃料設計・燃焼度など、従来軽水炉(ただし、高燃焼)と同じになると仮定した。これらのシナリオでは六ヶ所再処理工場を稼働しない。

A2 および A'2 では、A1 と同様に軽水炉を軽水冷却 SMR でリプレースする。ウラン使用済み燃料の全量を六ヶ所再処理工場および、続く第二再処理工場で再処理し、プルトニウムを回収し、軽水冷却 SMR でプルサーマル燃料として利用する。

A3 および A'3 では 2055 年から高速炉系の SMR で軽水炉をリプレースする。高速 SMR も十分な設

計情報がないため、大型ナトリウム冷却炉と同じ燃料設計を仮定した。高速 SMR 導入においては、Pu の増殖比(BR)を最大 1.2 としているが、導入量が増えるにしたがって Pu が不足する可能性がある。その場合は、2055 年から必要な年数間、高速 SMR の導入基数を半分とし、残りの半分の軽水冷却 SMR とすることで Pu を蓄積し、不足が発生しないようにした。なお、BR1.2 は酸化物燃料ナトリウム高速炉の最大値である。

A4 および A'4 では高速炉使用済み燃料から Pu だけではなく、MA も回収し、Pu 燃料に混合して燃焼させる。

3.2.2 現状シナリオ

現状シナリオ(表 4)では、長期エネルギー需給見通しで示された発電量、すなわち、国内発電の 20%程度を原子力発電が担うものとし、33GWe の発電容量を設定した。

B シナリオおよび B'シナリオは、A シナリオおよび A'シナリオと同様に、2040 年以降の新設の速さが異なる。また、4 つのサブケースについても、A シナリオと同様に設定した。

3.2.3 下振れシナリオ

下振れシナリオで(表 5)は、現在建設中の原子炉のうち、進行度が大きい大間原子力発電所および島根原子力発電所 3 号機を最後とし、以降の新設およびリプレースを行わない。従って、現在稼働中および建設中の原子炉の運転終了とともに、原子力発電を終了する。

下振れシナリオとして、現在稼働中の原子炉の運転期間を全て 60 年に延長したシナリオ C と、運転延長認可取得済みの原子炉のみ 60 年に延長したシナリオ C'を想定した。

サブケースとして、六ヶ所再処理工場を稼働しない C1 および C'1、六ヶ所再処理工場の稼働を制限し、余剰 Pu を生じさせない C1.5 および C'1.5、そして、六ヶ所再処理工場を稼働し、軽水炉使用済み燃料を全量再処理する C2 および C'2 を想定した。

C2 および C'2 では、六ヶ所再処理工場稼働で計画されている再処理量では、全量を再処理できない場合は、必要なだけ運転期間を延長するものとした。

表 3 上振れシナリオ

ID	発電容量	サブケース	サブケース概要
A (上振れ)	66GWeを2050年以降維持する。 全基60年延長する。	A1	軽水炉を軽水SMRで更新、ワンスルー(六ヶ所再処理工場稼働無し)
		A2	軽水炉を軽水SMRで更新、全量再処理(第二再処理導入)
		A3	軽水炉を高速SMRで更新
		A4	A3と同じ。ただし、MAをPuに随伴させてリサイクルする。
A' (上振れ)	2040年から年間1.1GWeで緩やかに容量を増やし、66GWeを2100年以降維持する。全基60年延長する。	A'1	A1と同じ。
		A'2	A2と同じ。
		A'3	A3と同じ。
		A'4	A4と同じ。

表 4 現状シナリオ

ID	発電容量	サブケース	サブケース概要
B (現状)	33GWeを2030年以降維持する。 全基60年延長する。	B1	A1と同じ。
		B2	A2と同じ。
		B3	A3と同じ。
		B4	A4と同じ。
B' (現状)	2040年から年間1.1GWeで穏やかに容量を加え、33GWeを2100年以降維持する。全基60年延長する。	B'1	A1と同じ。
		B'2	A2と同じ。
		B'3	A3と同じ。
		B'4	A4と同じ。

表 5 下振れシナリオ

ID	発電容量	サブケース	サブケース概要
C (下振れ)	新設/リプレースなし(フェードアウト) 全基60年延長する。	C1	ワンスルー(六ヶ所再処理工場稼働無し)
		C1.5	一部再処理(余剰Puを生じさせない)
		C2	全量再処理(必要なら六ヶ所延長)
C' (下振れ)	新設/リプレースなし 運転延長認可取得済みのみ 60年延長	C'1	C1と同じ
		C'1.5	C1.5と同じ
		C'2	C2と同じ

3.3 原子炉設定

既存軽水炉については表2の原子炉を全て考慮した。炉心の設定、燃焼計算手法は文献4)と同じである。

軽水炉および高速炉のリプレースでは、どちらも出力0.3GWeのSMRが用いられると仮定した。ただし、現在利用可能な炉心設計がどちらも入手できていないため、従来の大型軽水炉、大型高速炉と同じ燃料が、同一の中性子スペクトル下で同じ燃焼度まで用いられるという、大きな仮定を置いた。従って、今回の評価では、実質上大型原子炉でリプレースした場合と同じ結果となっている。

高速炉新燃料のPu富化度は、年代によって得られるPu組成が異なるので一意に決まらない。そこで、初期燃料のアクチノイド核種のみを考慮した無限増倍率が、参照とした炉心設計と同じになるように富化度を決定した⁴⁾。これは、MAをリサイクルした場合も同様である。

高速炉では、与えられた増殖比に対して、ブランケット燃料の重量を調整するものとした。増殖比の定義は次式である。

$$\text{(増殖比)} = \frac{\text{(取出し直後燃料中核分裂性Pu質量)} + \text{(取出し直後ブランケット中核分裂性Pu質量)}}{\text{(燃焼前の燃料中核分裂性Pu質量)}}$$

本来ブランケット部の中性子束はブランケットの厚さによって変化するが、中性子束はブランケット燃料重量にかかわらず一定であると近似し、次式でブランケット燃料重量を計算した。

$$\text{(ブランケット燃料重量)} = \frac{\text{(増殖比)} \times \text{(燃焼前の燃料中核分裂性Pu質量)} - \text{(取出し直後燃料中核分裂性Pu質量)}}{\text{(単位ブランケット重量当り生成される核分裂性Pu質量)}}$$

単位ブランケット重量当り生成される核分裂性 Pu 質量は、ブランケットに対して与えられた 1 群断面面積と、入力されたブランケット領域の中性子束を用いてコード内で計算される。中性子束は、それぞれの増殖炉の炉心設計より求められる。

3.4 再処理設定

3.4.1 軽水炉・ガス炉使用済み燃料の再処理

1970～2026 年の軽水炉およびガス炉の再処理量を表 6 で設定した。東海再処理工場は文献⁸⁾より設定した。これまでに我が国が海外委託している軽水炉およびガス炉使用済み燃料の再処理については文献⁹⁾より、総量をそれぞれ 5600 トンと 1500 トンとし、推定される年代に適当に振り分けた。六ヶ所再処理工場については、2021 年に運転開始とし、段階的に増加することを仮定した。2026 年以降は最大処理量の年間 800 トンに到達すると仮定した。

再処理におけるウランとプルトニウムの回収率は 99.8%とした⁴⁾。

再処理における使用済み燃料の再処理順として、先入れ先出し/後入れ先出しなどが考えられるが、どのような順番になるかは明らかでない。これらの順番を用いる場合、数十年冷却され、²⁴¹Pu の崩壊が進み品質が劣化したプルトニウムのみを用いて MOX 燃料を作成することが困難である可能性があるため、本評価では、様々な時期に発生した使用済み燃料を、均一に再処理することとした。また、ウラン使用済み燃料の必要冷却年数は 15 年とした。

表 6 軽水炉・ガス炉使用済み燃料再処理の設定(トン)

西暦	東海再処理 施設 ⁸⁾	海外委託 LWR ⁹⁾	海外委託 GCR ⁹⁾	六ヶ所再処理 工場
1976				
1977	26.4			
1978	26.4			
1979	26.4			
1980	6			
1981	53			
1982	33.4			
1983	1.9			
1984	5.2			
1985	73.5			
1986	69.2			
1987	51.4			
1988	19			
1989	49.1			
1990	85.9	600	400	
1991	81.7	600		
1992	71	600		
1993	37	600		
1994	95.7	600		
1995	51.4	600	400	
1996	71.5	600		
1997		600		
1998		600		
1999		200		
2000	14.3		400	
2001	33.7			
2002	25			
2003	28.4			
2004	37.2			
2005	42.1		300	
2006	20.3			
2007	3.1			
2008				
2009				
2010~2020				
2021				80
2022				320
2023				400
2024以降				800
合計	1139.1	5600	1500	32000

3.4.2 プルサーマル、高速炉使用済み燃料の再処理

プルサーマル使用済み燃料、高速炉使用済み燃料、および、高速炉使用済みブランケットは同じ再処理工場で再処理可能であると仮定した。再処理は、高速炉の導入の5年前である2050年に適切な規模で開始する。高速炉を導入しない場合は、プルサーマル使用済み燃料の再処理も行わない。

再処理においては、ウランとプルトニウムを99.9%回収する。さらにMAを回収するサブケース(A4, A'4, B4, B'4)においては、ネプツニウム、アメリシウム、キュリウムを99.9%回収する。回収したMAはプルトニウムに随伴させて新燃料とする。

3.4.3 ガラス固化処理設定

再処理後のガラス固化では、ガラス固化体中に含むことができるHLWの割合を決定するための制約条件として、①含有できる重量率の上限、②作成時発熱上限、③地層処分した後の緩衝材最高温度上限、を考慮する。①については12.5%を上限とした。②は2300W/ガラス固化体以下、③については、ガラス固化体を縦置き概念で、定置間隔を4.4mとして地下1000mに埋設したときに、緩衝材温度が100°C以下であることを条件とした。詳しい計算手法は文献4)に示されている。

4 解析結果

各サブケースの評価結果を図 2～図 23 に示す。それぞれ、各西暦年の発電容量、年間原子炉建設量、プルサーマル燃料が占める割合(大間フル MOX 炉を含む)、天然ウラン需要、使用済み燃料貯蔵量、年間再処理量、プルトニウム量、MA 量、ガラス固化体総発生量を示した。

各々の数値データを付録 CD-ROM に添付する。付録には、ウラン濃縮業務量、年間の燃料装荷量、取り出し量、核分裂性プルトニウム蓄積量も記載されている。

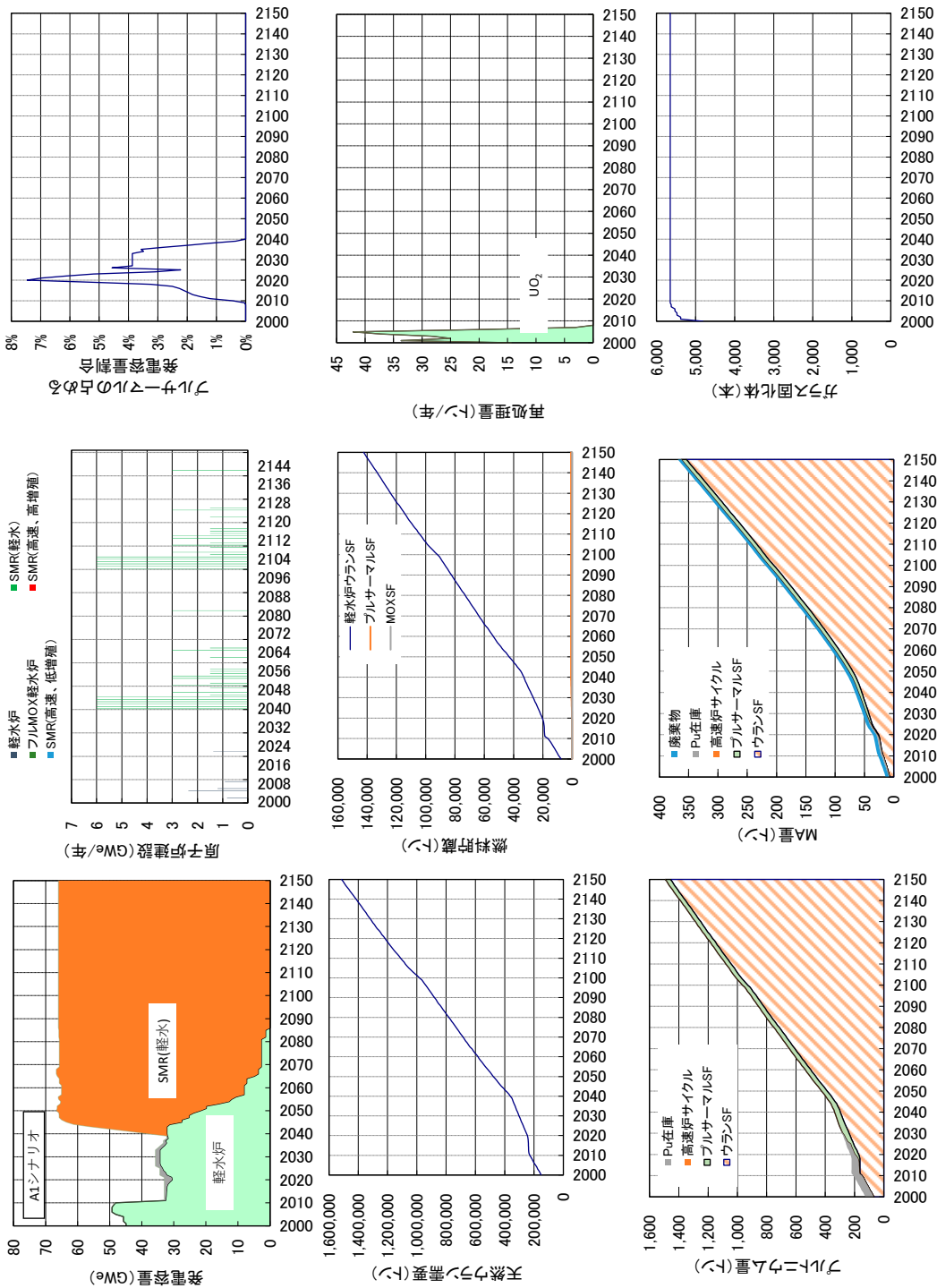


図 2 A1 シナリオ (上振れ、再処理なし)

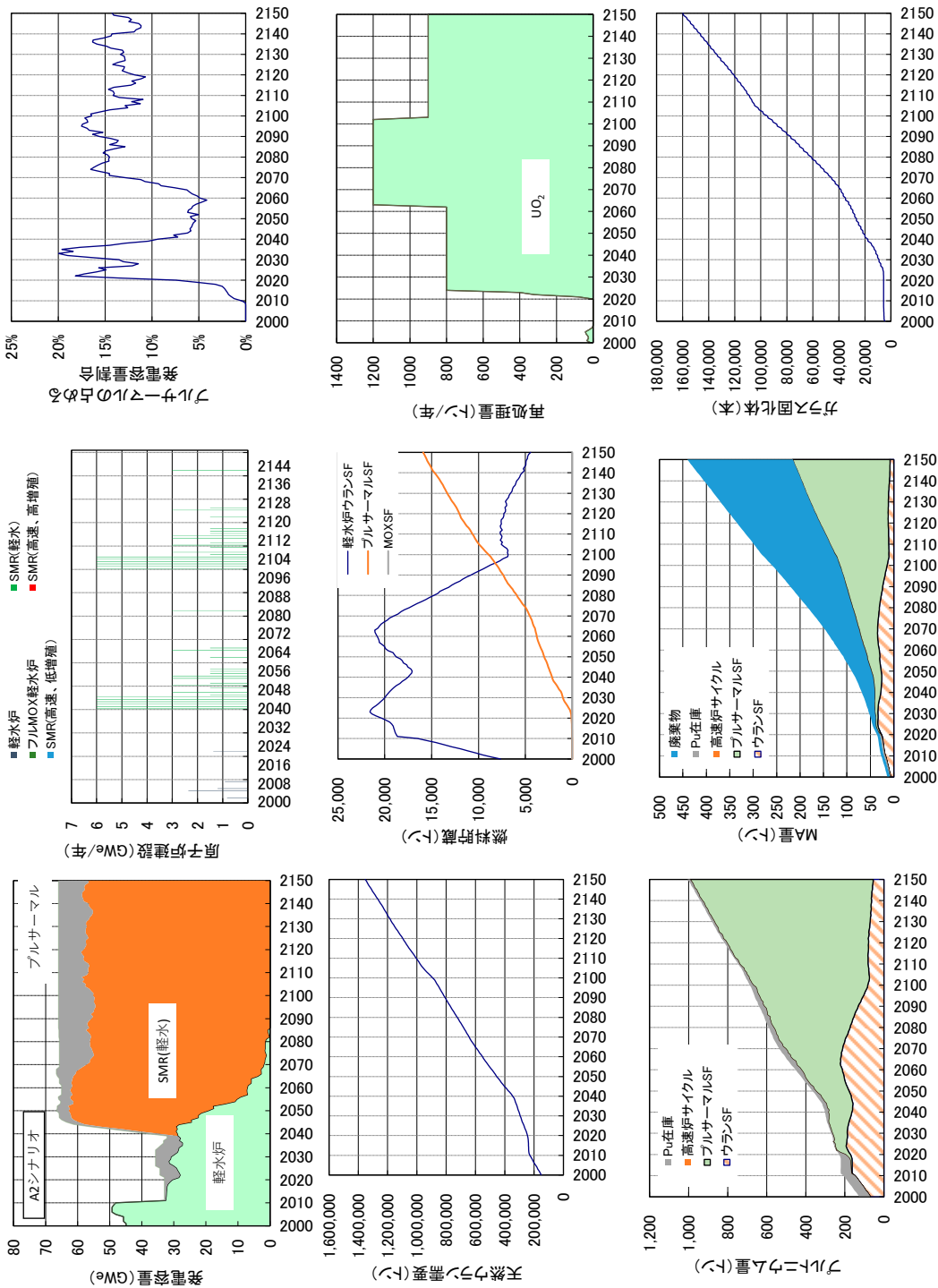


図 3 A2 シナリオ (上振れ、再処理あり)

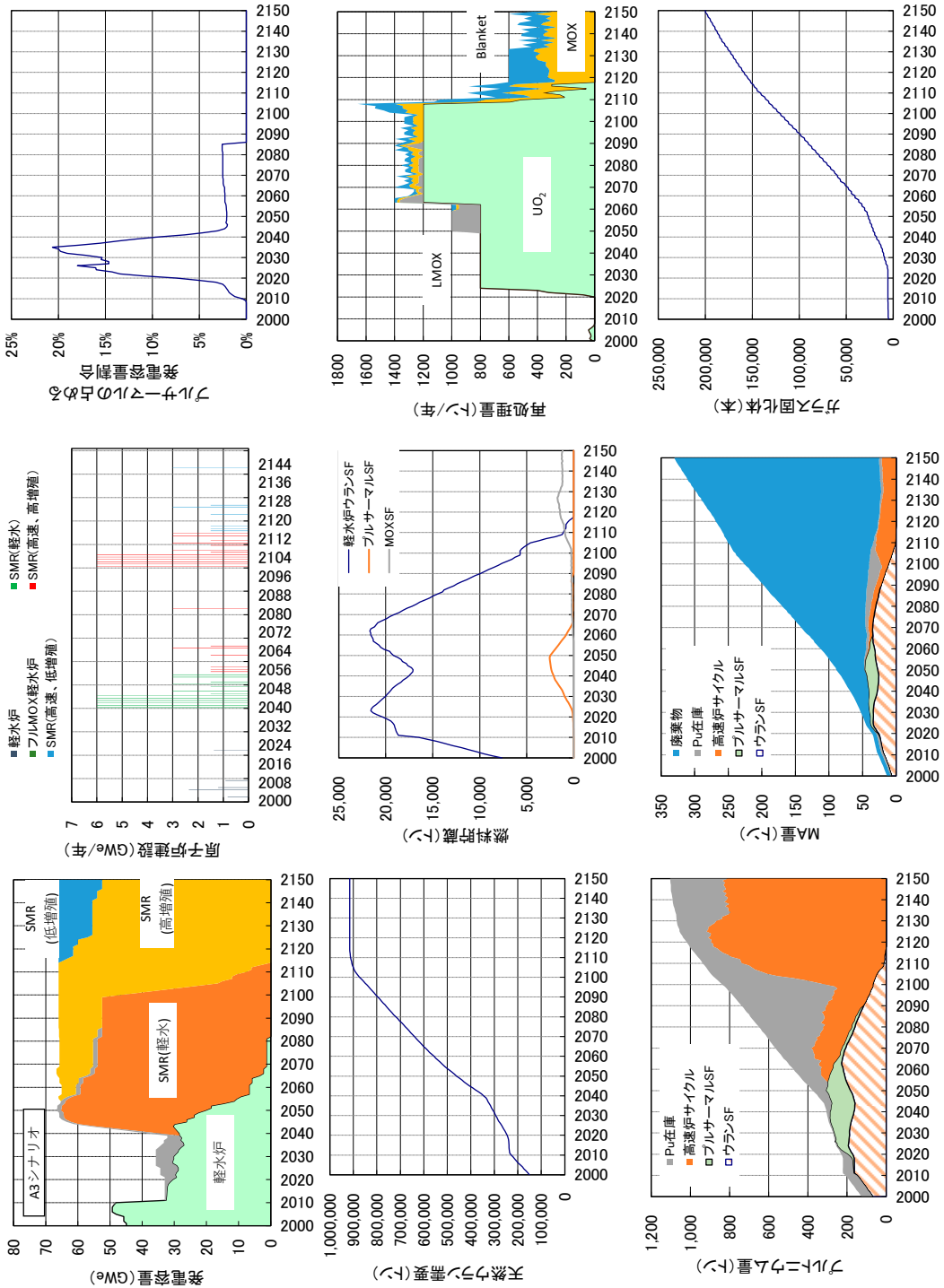


図 4 A3 シナリオ (上振れ、高速炉移行)

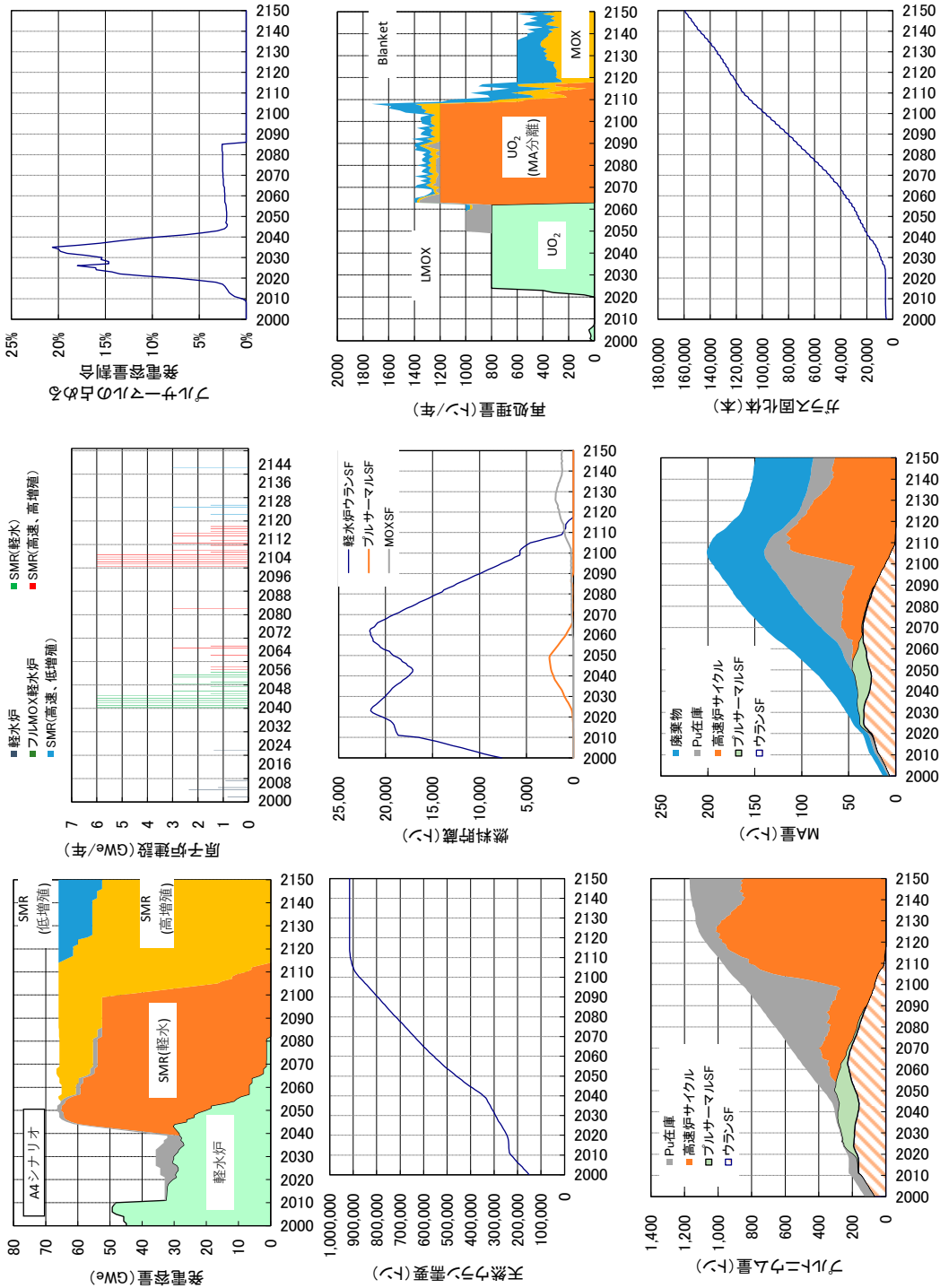


図 5 A4シナリオ(上振れ、高速炉移行、MAリサイクル)

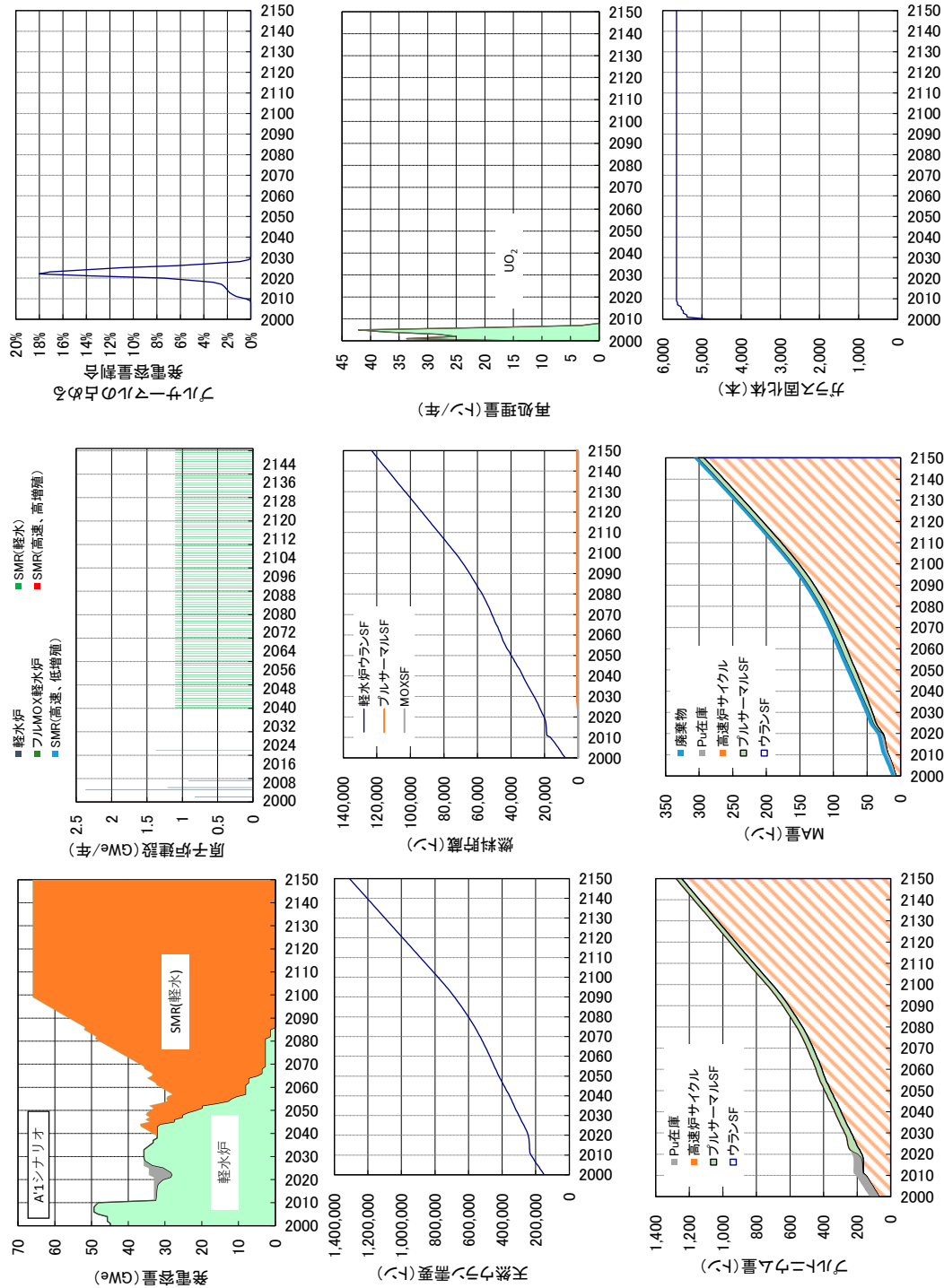


図 6 A'1シナリオ(上振れ、再処理なし)

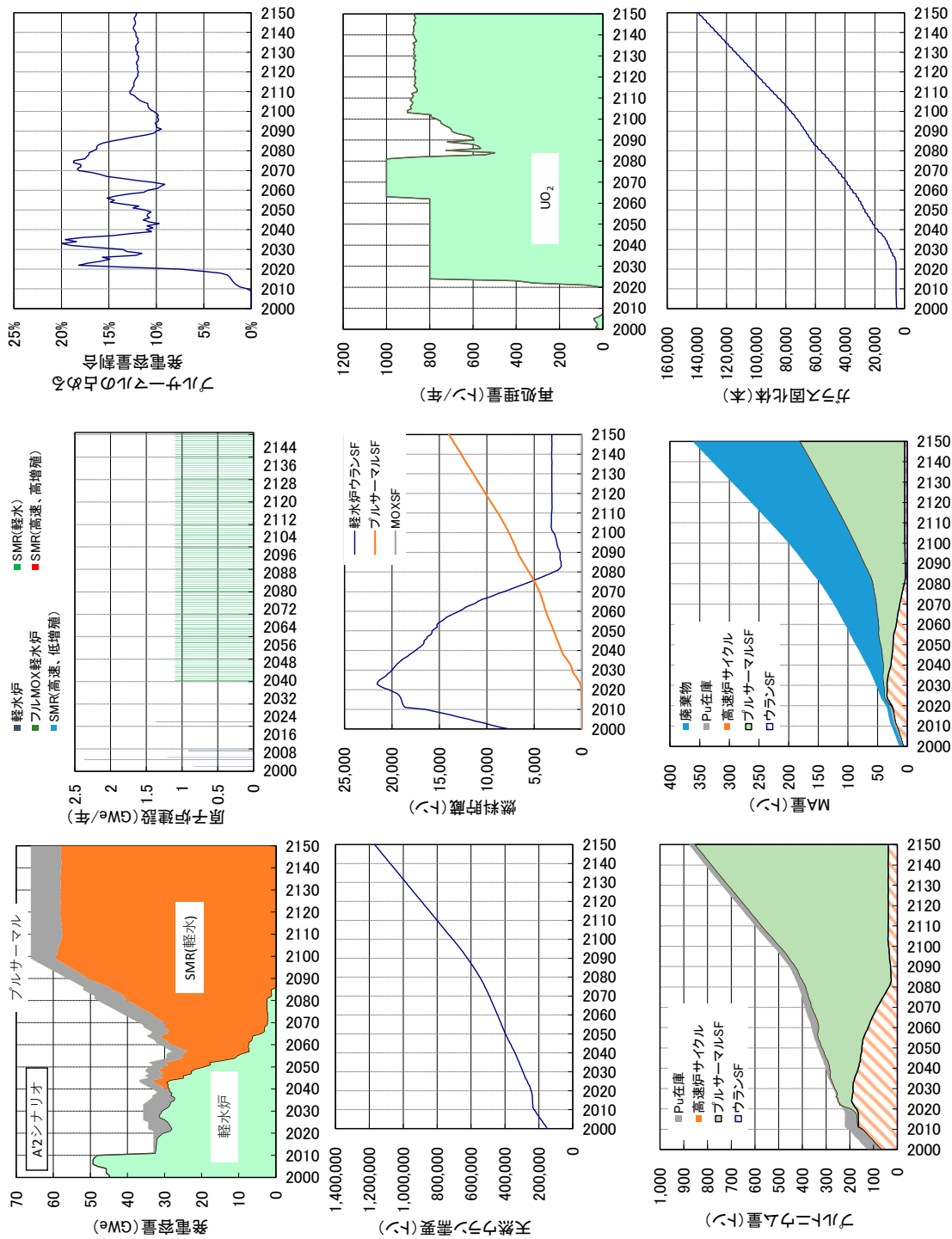


図 7 A'2 シナリオ(上振れ、再処理あり)

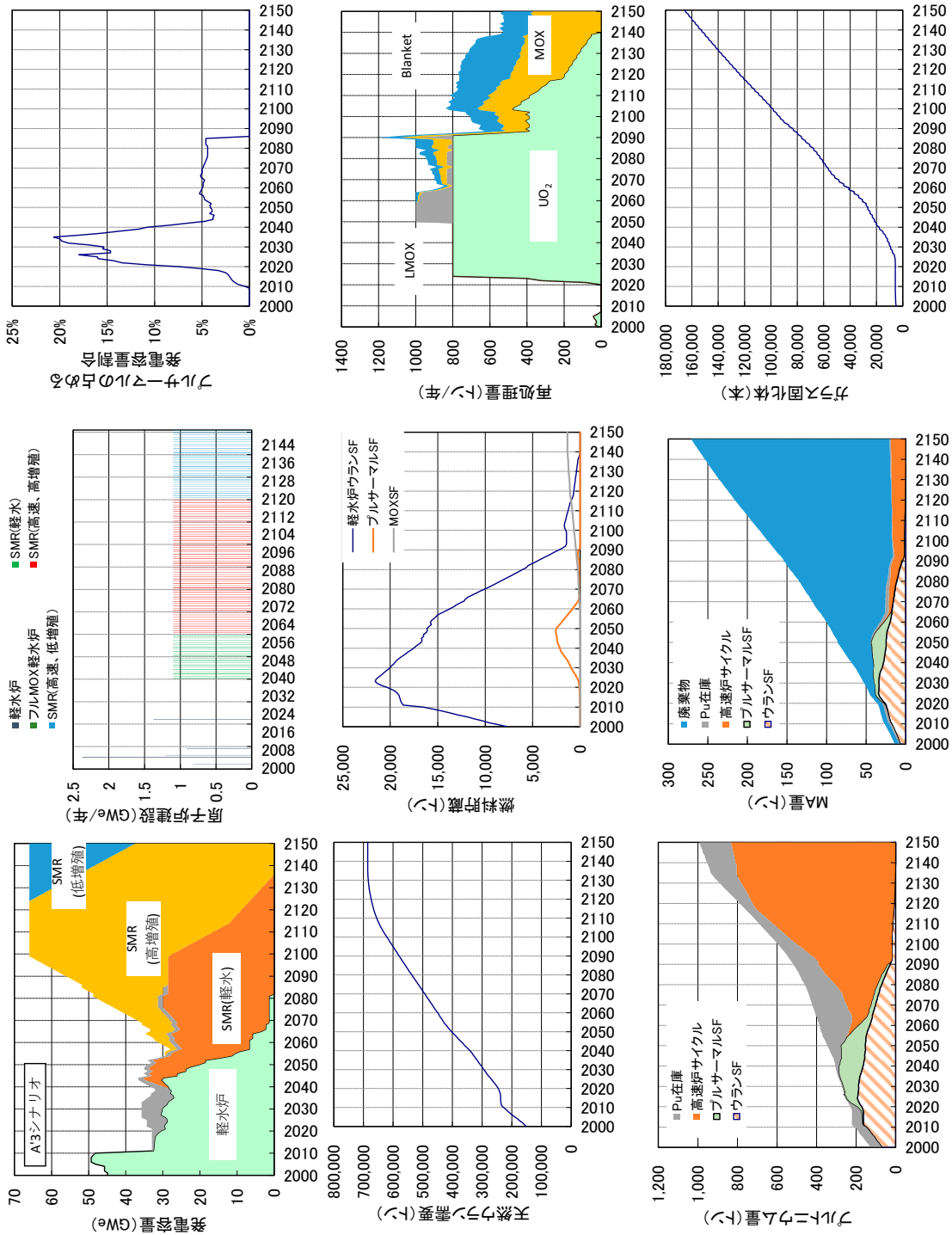


図 8 A'3 シナリオ(上振れ、高速炉移行)

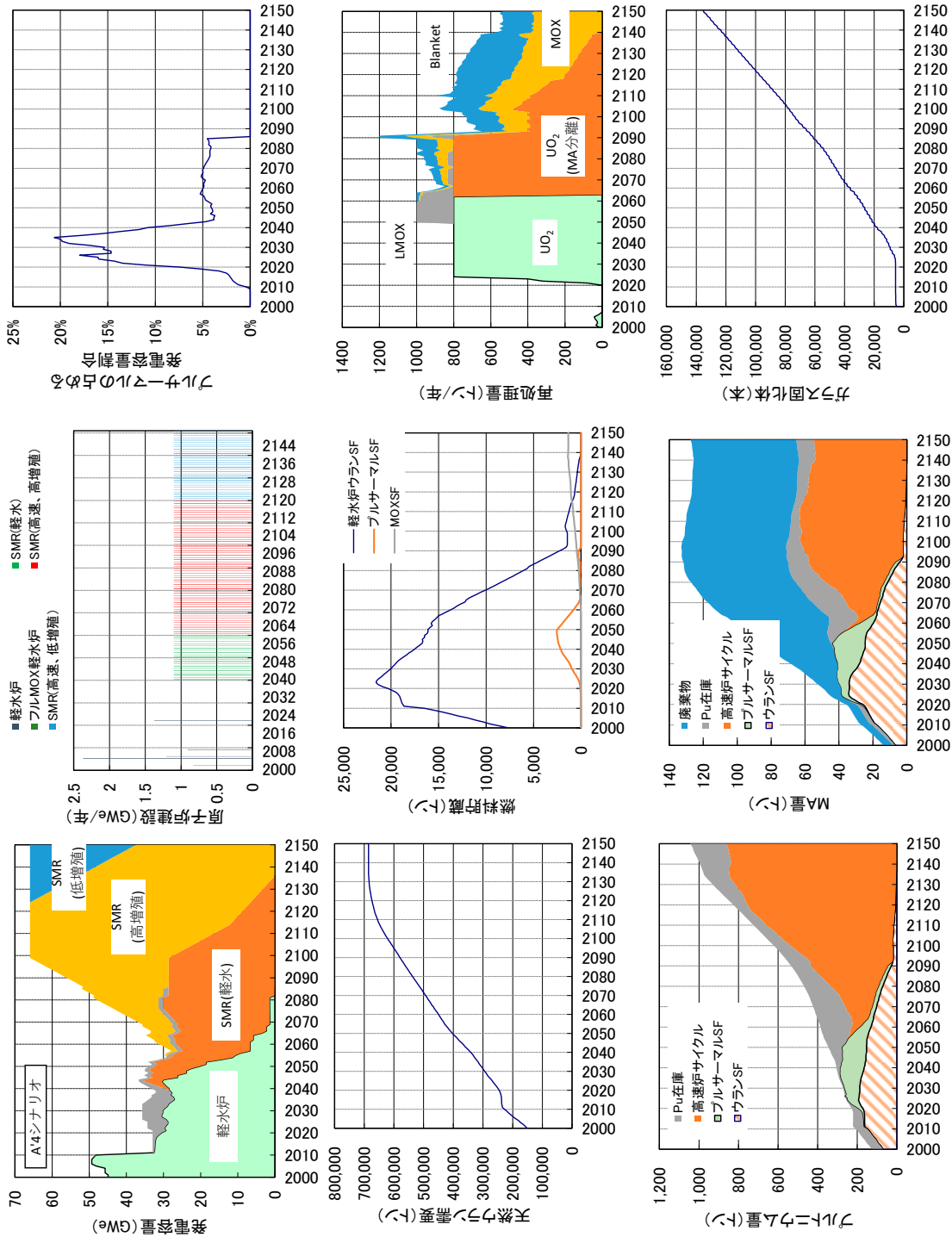


図 9 A'4 シナリオ(上振れ、高速炉移行、MAリサイクル)

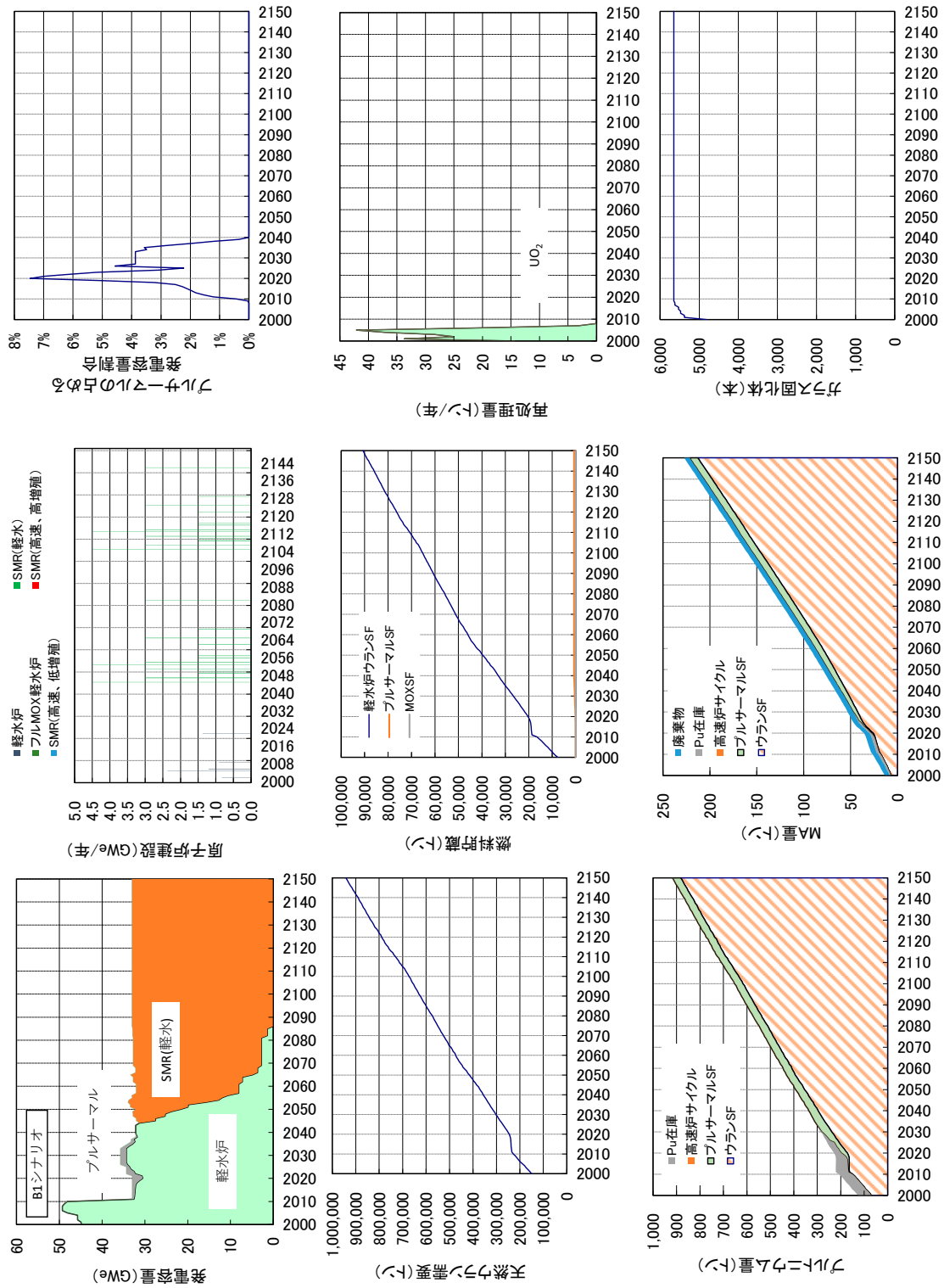


図 10 B1シナリオ(現状、再処理なし)

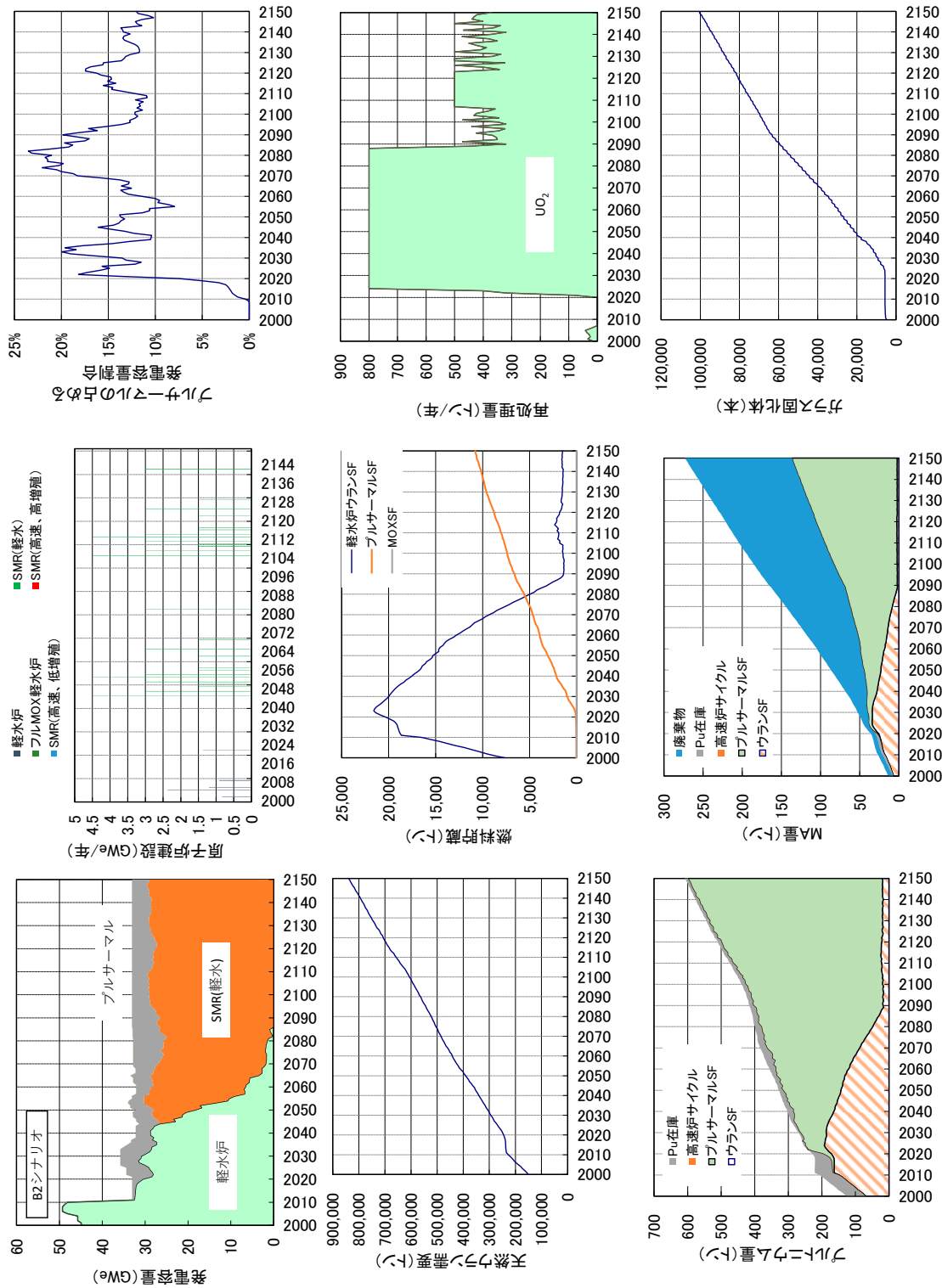


図 11 B2シナリオ(現状、再処理あり)

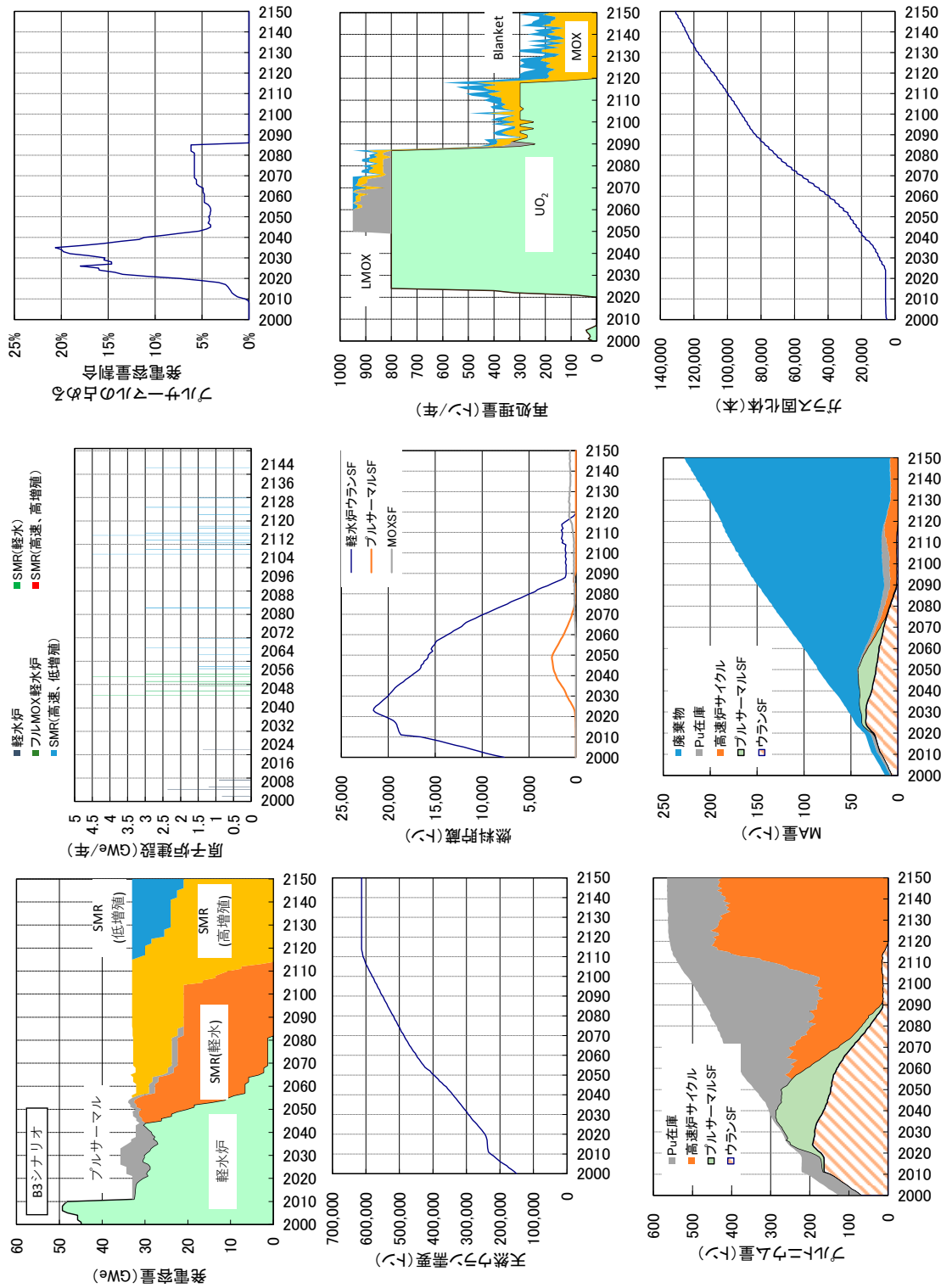


図 12 B3シナリオ (現状、高速炉移行)

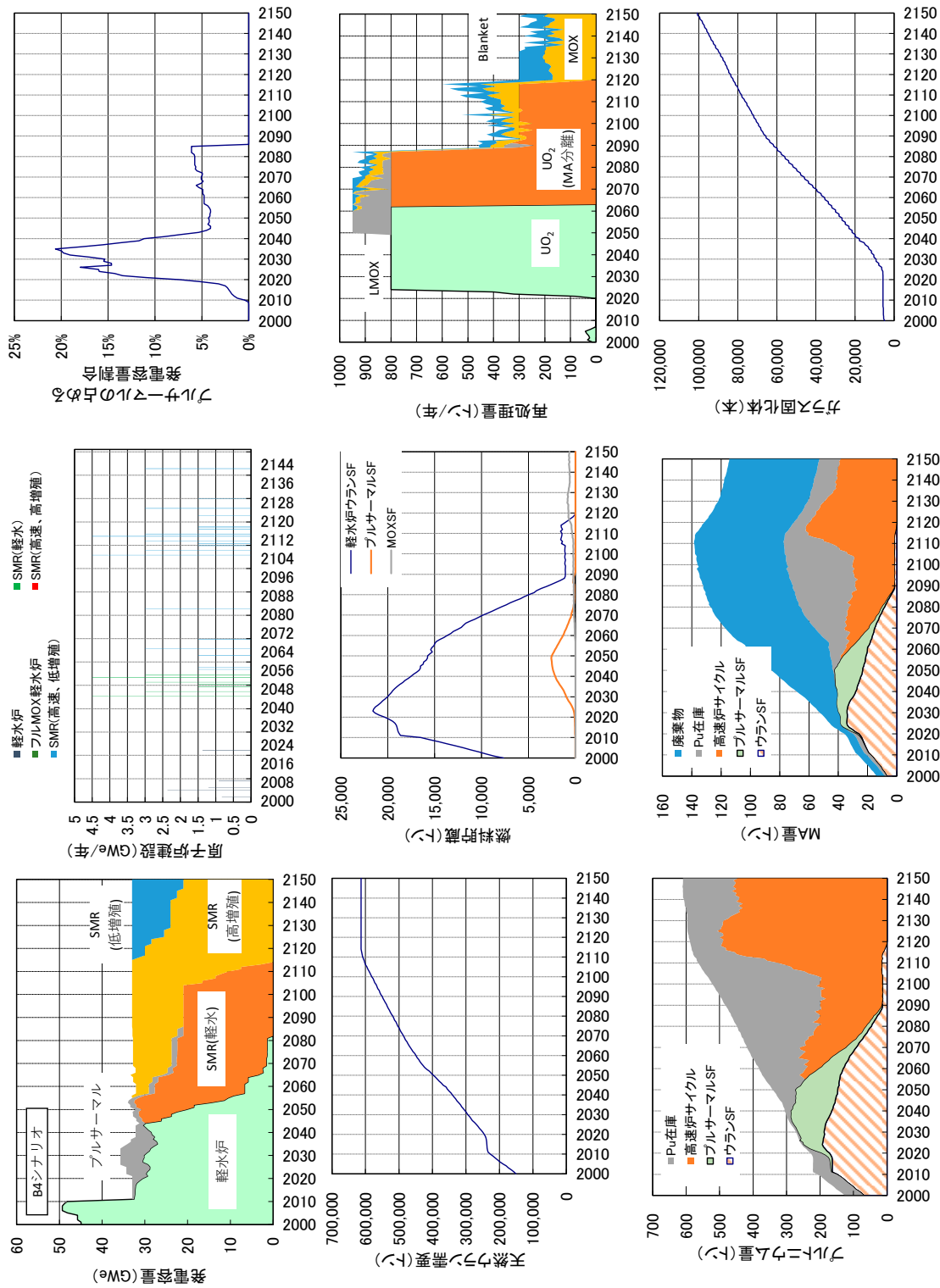


図 13 B4シナリオ (現状、高速炉移行、MAリサイクル)

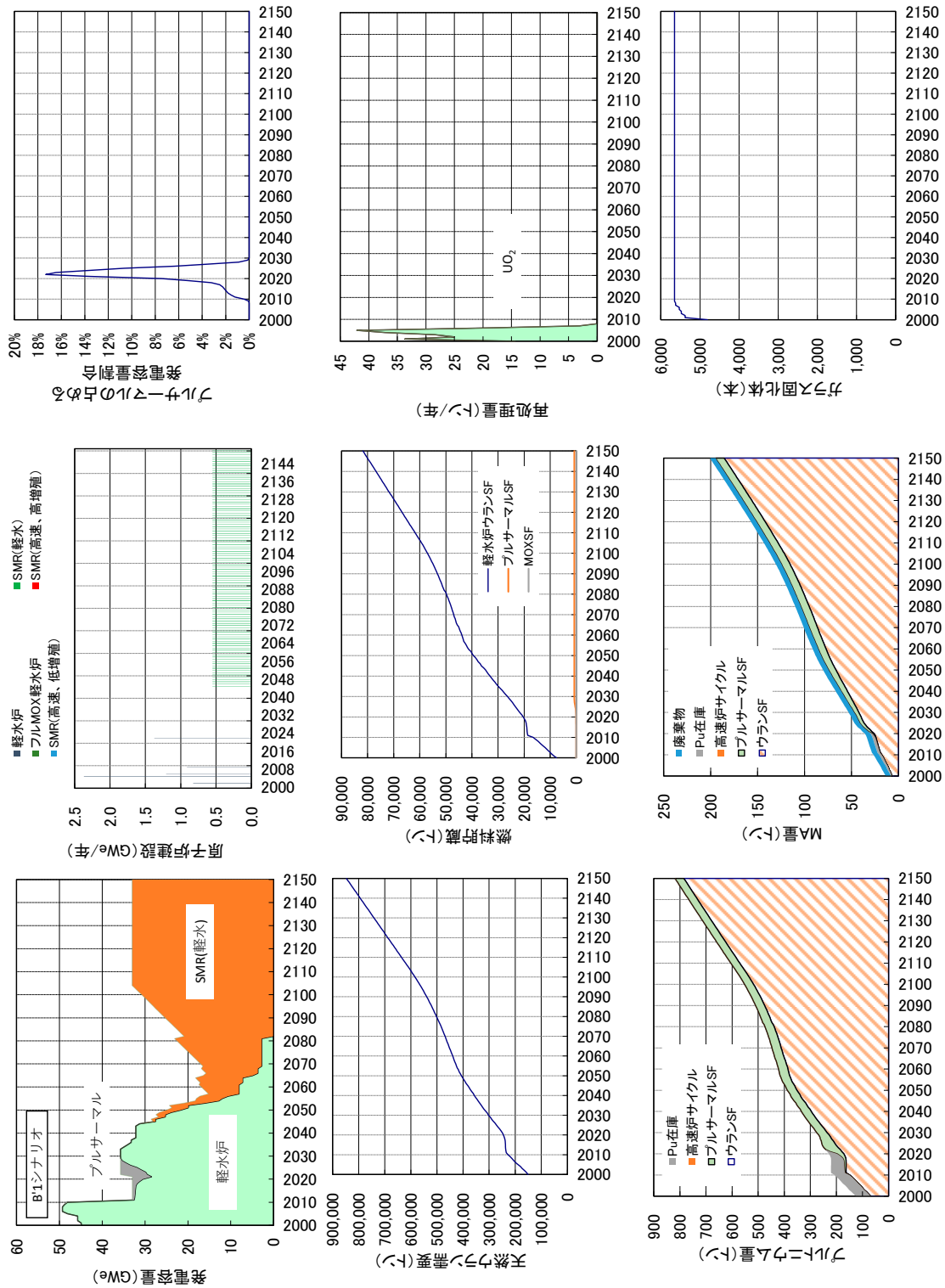


図 14 B'1 シナリオ (現状、再処理なし)

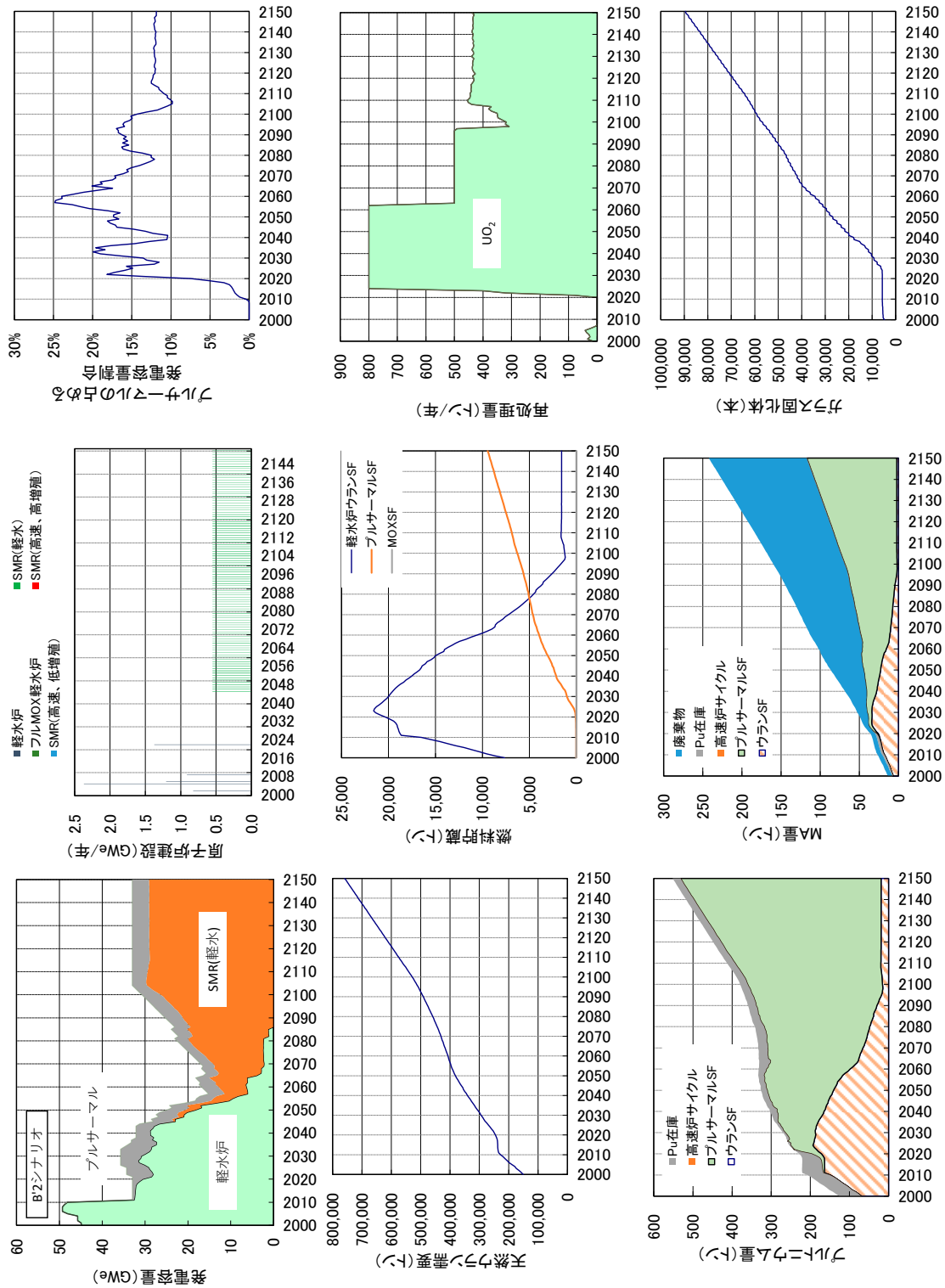


図 15 B'2 シナリオ (現状、再処理あり)

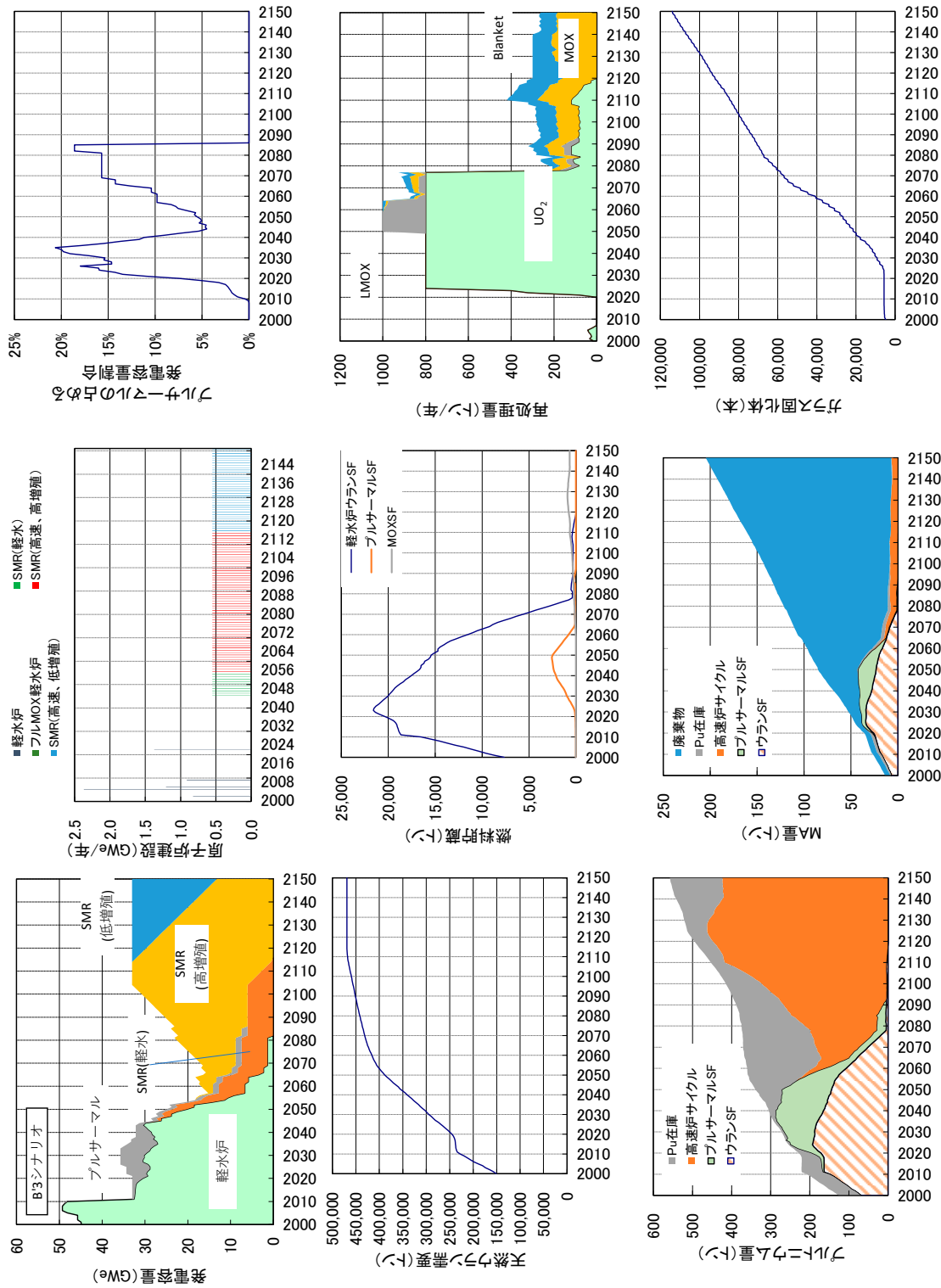


図 16 B'3 シナリオ (現状、高速炉移行)

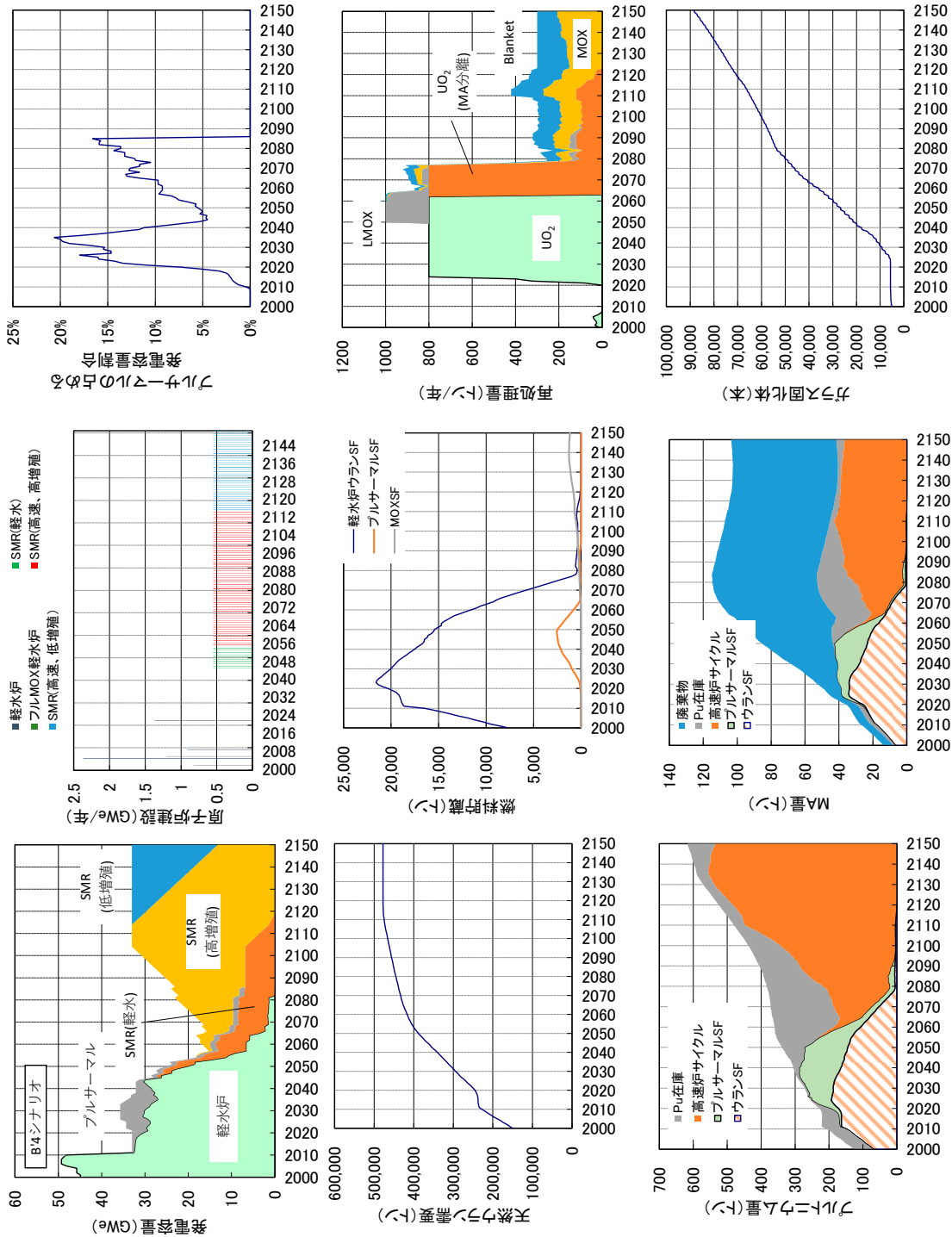


図 17 B'4 シナリオ (現状、高速炉移行、MA リサイクル)

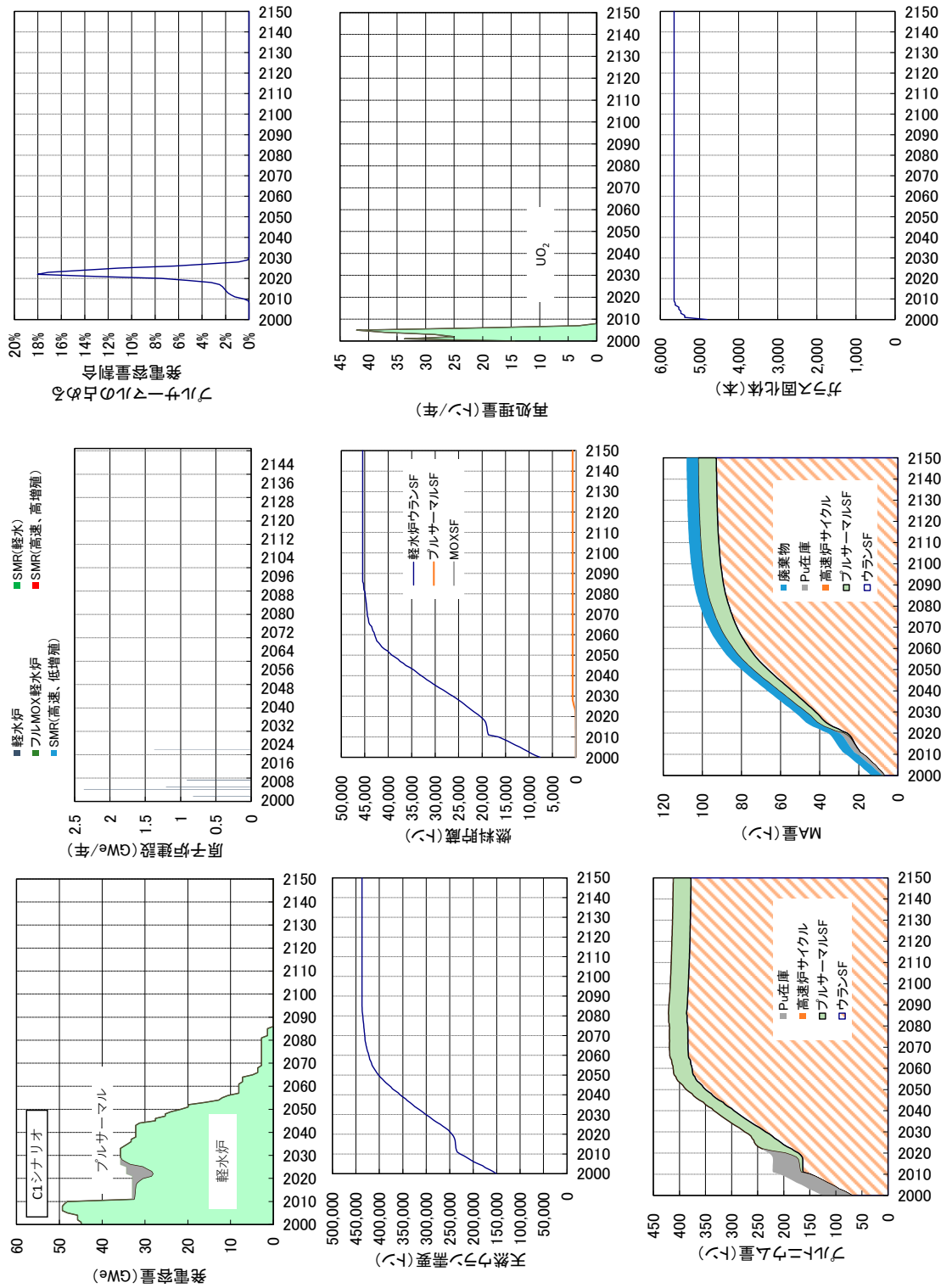


図 18 C1シナリオ(下振れ、再処理なし)

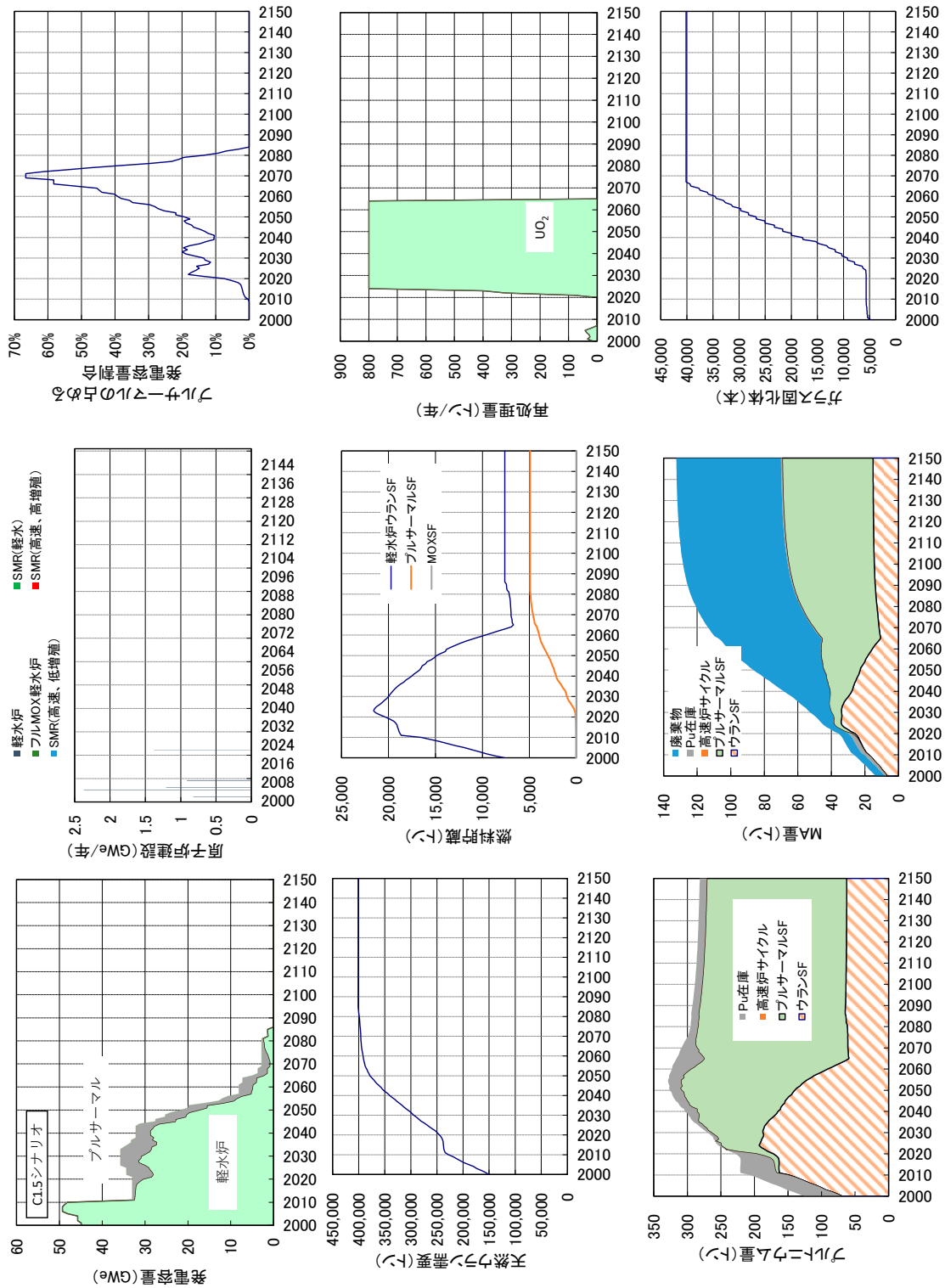


図 19 C1.5 シナリオ(下振れ、一部再処理)

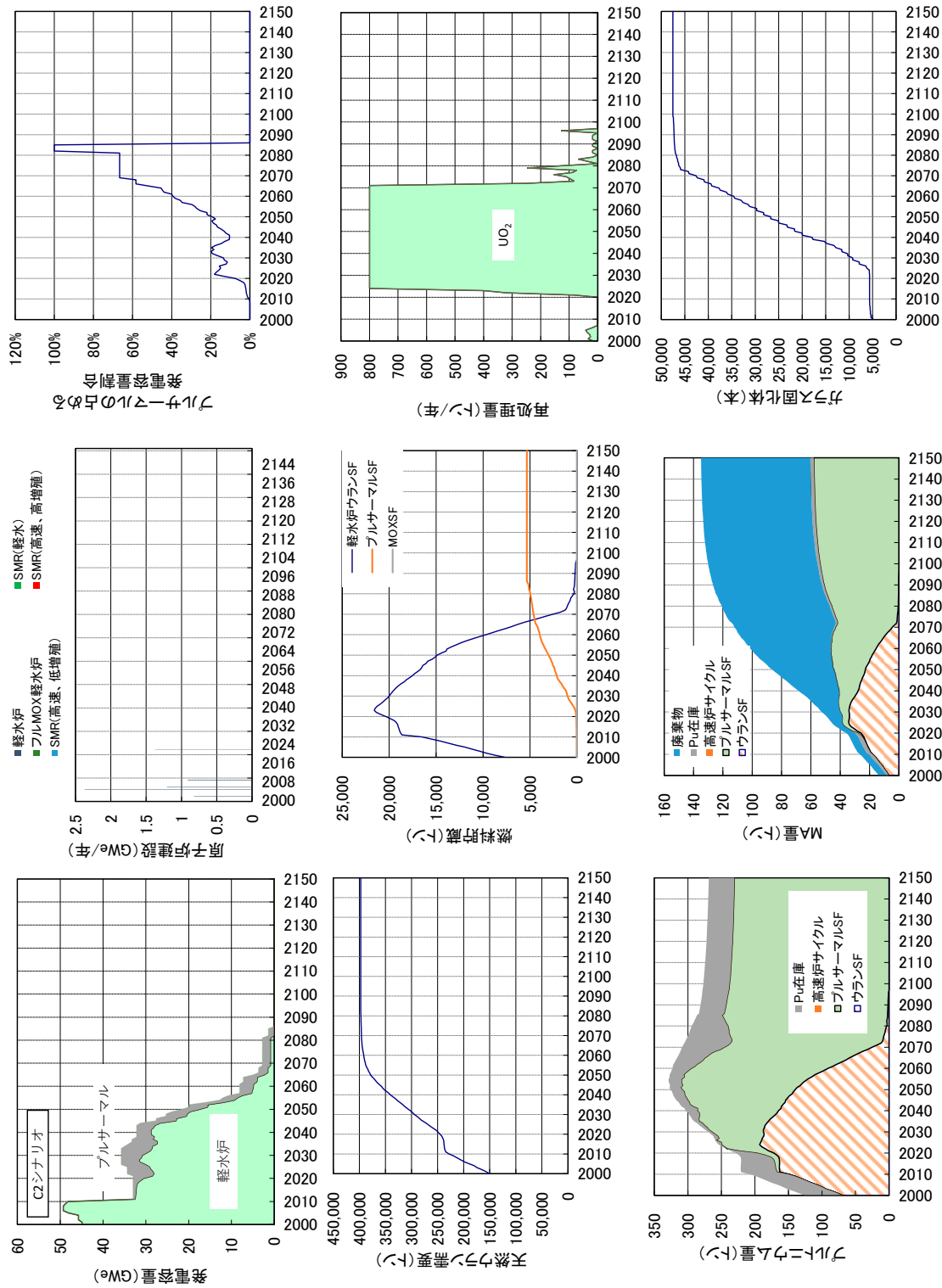


図 20 C2シナリオ(下振れ、全量再処理)

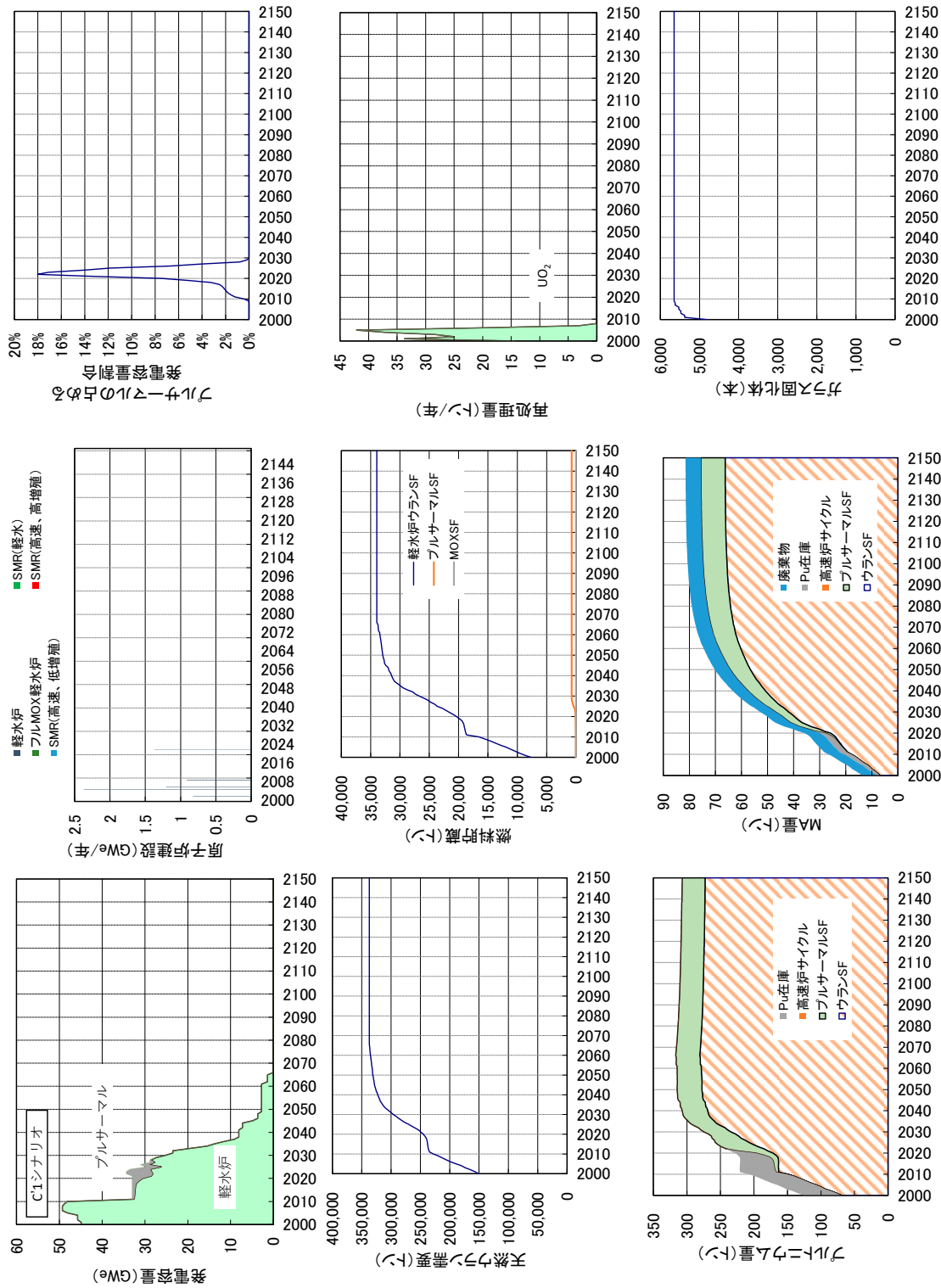


図 21 C'1シナリオ(下振れ、再処理なし)

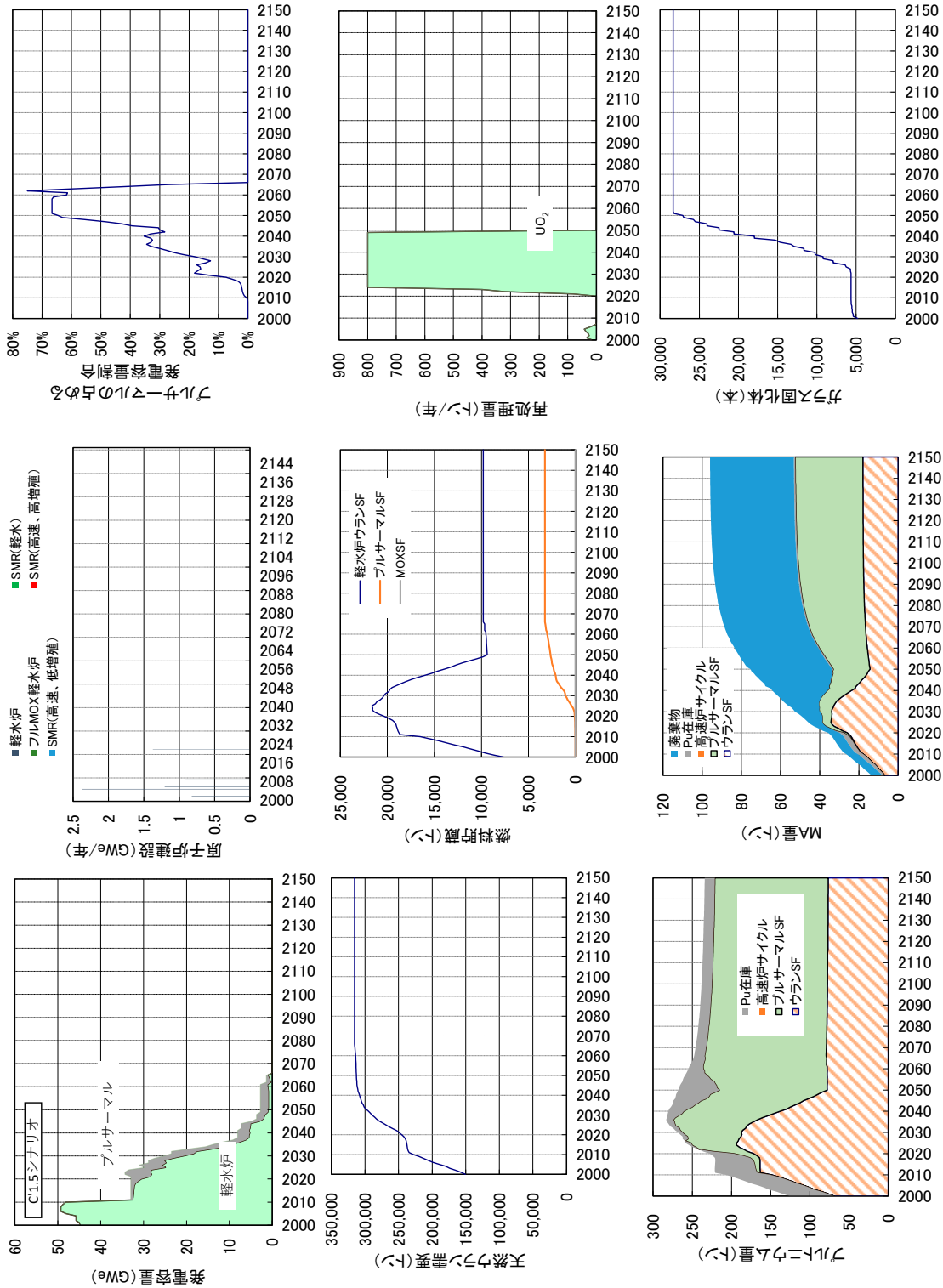


図 22 C'1.5シナリオ(下振れ、一部再処理)

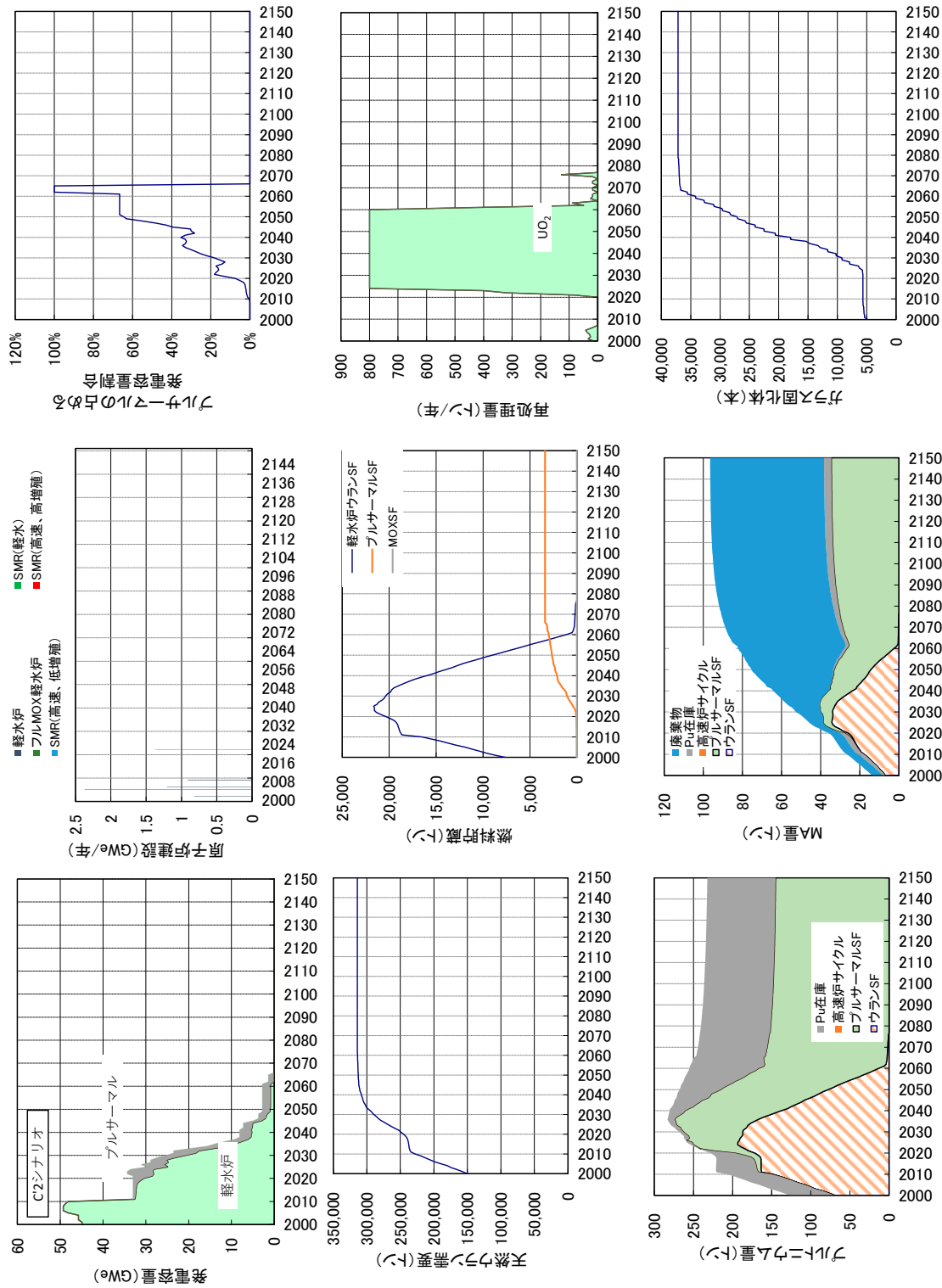


図 23 C'2 シナリオ (下振れ、全量再処理)

5 考察

5.1 発電容量

図 24 に各シナリオの原子力発電容量を示す。上振れシナリオで 2050 年以降に 66GWe を目指す A がもっと大きい。A' では 2055 年以降、ほぼ 1.1GWe/年の一定速度で増加する。B では 33GWe で一定となっており、B' は 2065 年以降 0.55GWe/年で増加する。C は現在稼働中の原子力発電所をすべて 60 年運転したもので、2085 年に原子力発電を終える。C' はほぼすべての原子力発電所を 40 年運転後に廃炉としたもので、2065 年に原子力発電を終える。また、C' では 2030 年時点で 25GWe の発電容量しかないため、長期エネルギー需給見通しの目標を満たさない。

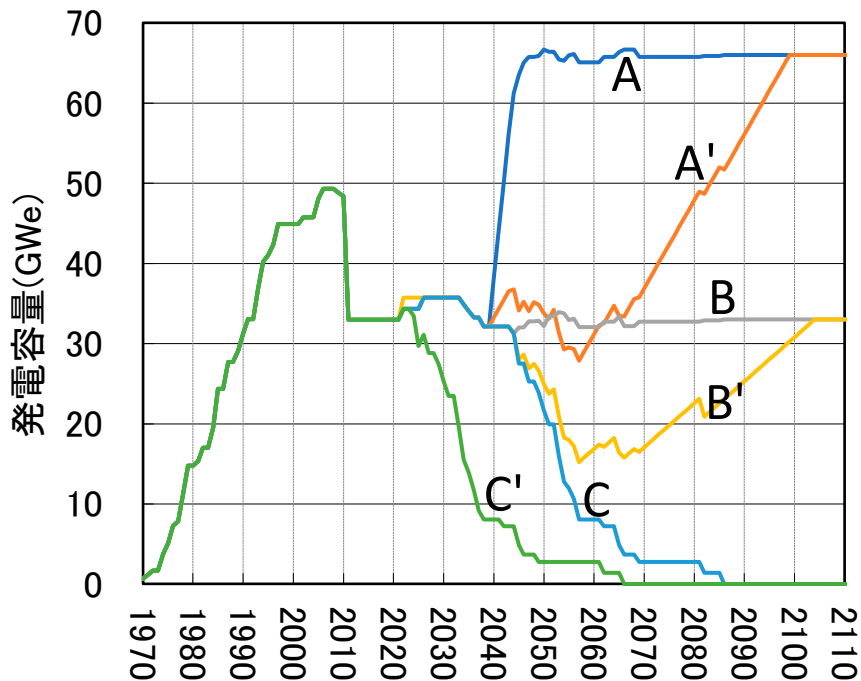


図 24 各シナリオの原子力発電容量

5.2 原子力発電プラント

表 7 に発電プラント導入の概観を示す。A シナリオでは、2040 年から 66GWe の発電容量に向けて最大年間 6GWe の軽水炉が建設される(図 2～図 5)。そのため、2040 年代前半に建設が集中する。A3(図 4)および A4(図 5)では、高速増殖炉が 2055 年から導入されるが、建設ペースは遅く、ほとんどは、2100～2105 年の期間に集中的に建設される。これは、2040 年代前半に建設された軽水炉のリプレースとして建設されるためである。

このような建設ペースのばらつきが、経営・技術継承の観点から許容できない場合には、A' 1 シナリオ(図 6)のように、60 年間かけて均等に 66GWe の発電容量を目指すことが考えられる。この場合、毎年、1.1GWe の軽水炉、あるいは、高速増殖炉を建設する。A' 3 シナリオ(図 8)において、2055 年から 2076 年まで高速増殖炉を毎年 0.55GWe、軽水冷却炉を毎年 0.55GWe 導入する。これは、軽水炉における Pu 備蓄が 66GWe の高速増殖炉建設に必要なためである。2120 年付近以降に建設される高速

増殖炉は、A シナリオも A' シナリオも低増殖比(1.03)の炉とし、プルトニウムの不要な増加を防ぐ。

B シナリオ(図 10～図 13)では、2030 年以降 33GWe 以上の発電容量とするが、B シナリオにおいても 2045～2055 年に 21GWe のリプレースが集中する。これは、我が国において 1985～1995 年の建設が多かったことに対応している。高速増殖炉の導入でも、2055～2070 年に 9GWe が建設された後、2105～2115 年に 21GWe が建設されるため、建設のピークが大きい。

これらの建設ペースのばらつきが許容されない場合には、B' シナリオとして、年間 0.55GW を一定速度で建設し、2105 年に 33GW に達する。B'3 および B'4 シナリオにおいても、A'3 および A'4 シナリオと同様にプルトニウムの不足が発生するため、数年間は軽水冷却炉を 50%導入する。

C および C' シナリオでは、全ての原子炉は軽水炉である。また、最後の原子炉運転は 2026 年に始まるため、2085 年または 2065 年が原子力プラント運転の最終年度となる。

表 7 発電プラント概観

ID	サブケース	軽水炉	プルサーマル	高速炉
A (上振れ)	A1	66GWe 一定	海外返還分のみ	なし
	A2	66GWe 一定	最大 33%	なし
	A3	66GWe 一定	2039 年まで最大 20%	2055 年導入
	A4	66GWe 一定	2039 年まで最大 20%	2055 年導入
A' (上振れ)	A'1	66GWe 一定	海外返還分のみ	なし
	A'2	66GWe 一定	最大 33%	なし
	A'3	66GWe 一定	2039 年まで最大 20%	2055 年 50%導入、2077 年 100%導入
	A'4	66GWe 一定	2039 年まで最大 20%	2055 年 50%導入、2077 年 100%導入
B (現状)	B1	33GWe 一定	海外返還分のみ	なし
	B2	33GWe 一定	最大 33%	なし
	B3	33GWe 一定	2039 年まで最大 20%	2055 年導入
	B4	33GWe 一定	2039 年まで最大 20%	2055 年導入
B' (現状)	B'1	33GWe 一定	海外返還分のみ	なし
	B'2	33GWe 一定	最大 33%	なし
	B'3	33GWe 一定	2039 年まで最大 20%	2055 年 50%導入、2057 年 100%導入
	B'4	33GWe 一定	2039 年まで最大 20%	2055 年 50%導入、2060 年 100%導入
C (下振れ)	C1	フェードアウト	海外返還分のみ	なし
	C1.5	フェードアウト	最大 33%	なし
	C2	フェードアウト	最大 33%	なし
C' (下振れ)	C'1	フェードアウト	海外返還分のみ	なし
	C'1.5	フェードアウト	最大 33%	なし
	C'2	フェードアウト	最大 33%	なし

5.3 再処理プラント

表 8 に再処理容量の推移を示す。A1 および A'1 シナリオでは、六ヶ所再処理を運転しないため、過去に国内/海外で処理した 6700 トンの軽水炉使用済み燃料と、1500 トンのガス炉使用済み燃料のみが再処理されている。

A2 シナリオでは、2021～2063 年まで六ヶ所再処理工場で合計 32,000 トンの軽水炉ウラン使用済み燃料を処理した後、2064 年から 1200 トン/年の再処理工場を運転する。A2 シナリオにおけるウラン使用済み燃料発生量は約 800 トン/年であるので、2064 年時点で 2 万 2000 トンまで積みあがった在庫を減らしていき、2131 年以降は約 800 トン/年で平衡状態に達する。また、このシナリオではプルサーマ

ル使用済み燃料約は再処理せず全て貯蔵する。A2'シナリオでも同様の挙動を示す。

A3シナリオでは2064年より軽水炉ウラン使用済み燃料の再処理を1200トン/年で開始し、54年かけて全量を再処理する。2055年の高速炉導入に先立つ2050年に200トン/年でMOX使用済み燃料の再処理を開始する。当初はプルサーマル燃料のみ再処理するが、高速炉が稼働した後は、高速炉使用済み燃料を優先的に再処理する。その後、2090年から再処理容量を600トン/年に増強する。変動はあるが、内訳は炉心部のMOX使用済み燃料約350トン/年、ブランケット部150トン/年である。A'3シナリオでは、高速増殖炉が一定の速度で導入されるため、2050年に200トン/年でMOX使用済み燃料の再処理を開始した後、2090年に400トン/年、2110年に600トン/年に段階的に増強する。

A4シナリオでは、2021～2063年まで六ヶ所再処理工場で合計32,000トンの軽水炉ウラン使用済み燃料を処理した後、2064年からPuとともにMAを抽出する1200トン/年の再処理工場を運転する。A3シナリオと同じ容量でMOX使用済み燃料を再処理するが、そこでもPuとMAを回収する。A'4シナリオでも、再処理容量はA'3シナリオと同じであるが、MAを回収する。

B1およびB'1シナリオでは、A1と同様、これまでの国内/海外での再処理のみである。

B2シナリオでは、2021～2063年まで六ヶ所再処理工場で合計32,000トンの軽水炉ウラン使用済み燃料を処理した後、2064年から2103年まで継続して800トン/年の再処理工場を運転する。2090年までの26年間運転で在庫がなくなり、その後は、約450トン/年の再処理量で平衡となる。B'2では、2064年から500トン/年の再処理容量に減少させ、在庫を減らしながら平衡状態に達する。

B3シナリオでは、2050年から150トン/年でMOX使用済み燃料の再処理を開始する。その後、2090年から再処理容量を300トン/年に増強する。変動があるが、内訳は燃料部のMOX使用済み燃料約180トン/年、ブランケット部50トン/年である。B'3シナリオでは2110年に300トン/年に増強する。

C1およびC'1シナリオでは、A1と同様、これまでの国内/海外での再処理のみである。C1.5シナリオでは、プルサーマルで消費可能な量だけ六ヶ所再処理工場で再処理を行う。評価の結果、33,600トンの再処理量となった。これは、計画されている32,000トンの105%程度である。一方、C'1.5シナリオでは軽水炉がC1.5シナリオよりも早く閉鎖されるため、六ヶ所再処理工場を2042年までしか稼働させず、合計21,600トンを再処理する。これは、計画されている32,000トンの70%程度である。C2シナリオでは全量を再処理するために、六ヶ所再処理工場を2085年まで65年間稼働させ、合計40,800トンのウラン使用済み燃料を再処理する。C'2シナリオでは2065年まで45年間稼働させ、合計31,200トンを再処理する。これは、現在計画されている再処理量にほぼ等しい。

表 8 再処理容量(西暦、tHM/年)

ID	サブケース	ウラン使用済み燃料(六ヶ所以降)	MOX 使用済み燃料
A (上振れ)	A1	なし	なし
	A2	800(2026～2063)、1200(2064～2103)、900(2104～)	なし
	A3	800(2026～2063)、1200(2064～2117)	200(2050～2089)、600(2090～)
	A4	800(2026～2063)、1200(2064～2117)	200(2050～2089)、600(2090～)
A' (上振れ)	A'1	なし	なし
	A'2	800(2026～2063)、1000(2064～)	なし
	A'3	800(2026～2063)、800(2064～2139)	200(2050～2089)、400(2090～2109)、600(2110～)
	A'4	800(2026～2063)、1200(2064～2139)	200(2050～2089)、400(2090～2109)、600(2110～)
B (現状)	B1	なし	なし
	B2	800(2026～2063)、800(2064～2103)、500(2104～)	なし
	B3	800(2026～2063)、800(2064～2093)、300(2094～2119)	150(2050～2089)、300(2090～)
	B4	800(2026～2063)、800(2064～2093)、300(2094～2119)	150(2050～2089)、300(2090～)
B' (現状)	B'1	なし	なし
	B'2	800(2026～2063)、500(2064～)	なし
	B'3	800(2026～2063)、800(2064～2083)、120(2084～2119)	200(2050～2089)、200(2090～2109)、300(2110～)
	B'4	800(2026～2063)、800(2064～2083)、120(2084～2122)	200(2050～2089)、200(2090～2109)、300(2110～)
C (下振れ)	C1	なし	なし
	C1.5	800(2026～2064)	なし
	C2	800(2026～2096)	なし
C' (下振れ)	C'1	なし	なし
	C'1.5	800(2026～2049)	なし
	C'2	800(2026～2076)	なし

5.4 天然ウラン需要

表 9 および図 25 に天然ウラン需要を 1970 年から 2050、2100、2150 年までの累積で示す。我が国の天然ウラン確保量は 2017 年時点で 45.1 万ショート・トン¹⁰⁾(U₃O₈)、すなわちウラン重量にして、34.7 万トンである。ウラン燃料集合体製作に必要なリードタイムを 5 年と仮定して、2017 年時点で 2022 年までの燃料の製作が終わっていたと仮定すると、2017 年時点で、25.9 万トンが輸入されていたことが今回の評価から推定できる。2017 年時点の輸入分(25.9 万トン)と 2017 年時点の確保分(34.7 万トン)を合算すると、61 万トンが 1970 年から積算した我が国の使用量と確保量の合計と推定される。表 9 から、2050 年まですべてのシナリオで確保量 61 万トンを下回ることから、2050 年までの天然ウランは確保されていると推測できる。A シナリオ以外では 2100 年でもおおむね確保量を下回っていることが分かる。

図 25 から、2100 年時点では、プルサーマルのサブケース 2 や高速増殖炉導入のサブケース 3、4 によって、天然ウラン需要はあまり抑制されない。一方、2150 年まで考えると、高速増殖炉の導入によって需要が大きく抑制され、以降の天然ウランが不要となる。

表 9 天然ウラン需要(万トン、1970 年から 2050、2100、2150 年までの累積)

(2050 年)	1	2	3	4
A	48	45	46	46
A'	42	40	40	40
B	42	39	40	40
B'	41	38	39	39
	1	1.5	2	
C	40	38	38	
C'	33	31	31	
(2100 年)	1	2	3	4
A	98	89	87	87
A'	78	71	62	62
B	67	61	58	58
B'	58	53	46	47
	1	1.5	2	
C	44	40	40	
C'	34	32	31	
(2150 年)	1	2	3	4
A	151	135	92	92
A'	131	117	69	69
B	94	84	61	61
B'	85	76	47	48
	1	1.5	2	
C	44	40	40	
C'	34	32	31	

1~4 および、1、1.5、2 はサブケースを表す。(万トン)

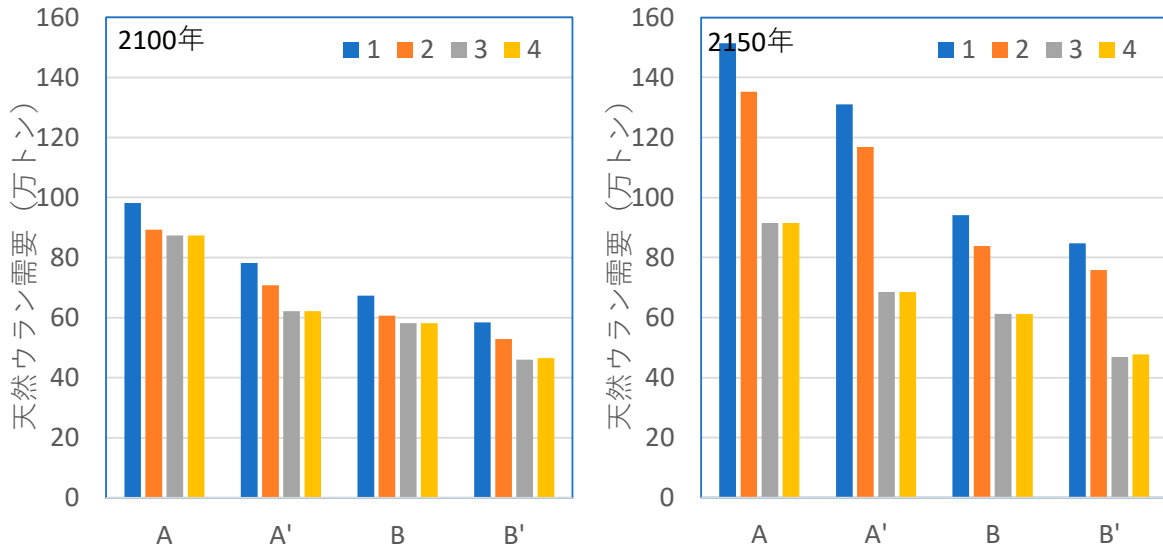


図 25 天然ウラン需要(万トン、1970 年から 2100、2150 年までの累積。図中の凡例 1~4 はサブケースを示す。)

5.5 ウラン使用済み燃料

表 10 に各シナリオの使用済み燃料貯蔵量を示す。サブケース 1 はウラン使用済み燃料の再処理を行わないため、ウラン使用済み燃料が蓄積され続け、大きな貯蔵量となる。例えば、B1 シナリオでは 2100 年に 6.5 万トンとなる。六ヶ所再処理工場に含まれる貯蔵施設の容量が 0.3 万トンであるので、同等の施設が 22 個に相当する。下振れシナリオ(C1、C'1)においても、原子力撤退後に 3.4~4.5 万トンの貯蔵が必要となる。

サブケース 2~4 では、十分に再処理がなされた後はほとんどウラン使用済み燃料の貯蔵が必要ないが、上振れシナリオにおいては 2025 年および 2060 年近傍で貯蔵量のピークを迎え、2.2 万トンの貯蔵が必要となる。

表 10 UO₂使用済み燃料貯蔵量(万トン)

(2050 年)	1	2	3	4
A	4.3	1.9	1.9	1.9
A'	4.0	1.6	1.6	1.6
B	4.0	1.5	1.6	1.6
B'	3.9	1.5	1.5	1.5
	1	1.5	2	
C	3.9	1.5	1.5	
C'	3.3	0.9	0.9	
(2100 年)	1	2	3	4
A	9.2	0.7	0.6	0.6
A'	7.3	0.3	0.2	0.2
B	6.5	0.1	0.1	0.1
B'	5.7	0.1	0.0	0.0
	1	1.5	2	
C	4.5	0.8	0.0	
C'	3.4	1.0	0.0	
(2150 年)	1	2	3	4
A	14.2	0.4	0.0	0.0
A'	12.3	0.3	0.0	0.0
B	9.1	0.1	0.0	0.0
B'	8.2	0.2	0.0	0.0
	1	1.5	2	
C	4.5	0.8	0.0	
C'	3.4	1.0	0.0	

1~4 および、1、1.5、2 はサブケースを表す。(万トン)

5.6 プルサーマル使用済み燃料

プルサーマル使用済み燃料の蓄積が顕著に起こるのはサブケース 2 および 1.5 である(表 11)。例えば、シナリオ B2 では 2100 年に 7400 トンが貯蔵されており、さらに増加する。シナリオ C1.5 および C2 では 4900 および 5300 トンが原子力撤退後に残される。

なお、高速炉使用済み燃料はすぐに再処理されるため蓄積されない。

表 11 プルサーマル使用済み燃料貯蔵量(万トン)

(2050 年)	1	2	3	4
A	0.07	0.30	0.25	0.25
A'	0.07	0.30	0.25	0.25
B	0.07	0.31	0.25	0.25
B'	0.07	0.30	0.25	0.25
	1	1.5	2	
C	0.07	0.30	0.30	
C'	0.07	0.26	0.26	
(2100 年)	1	2	3	4
A	0.07	0.89	0.00	0.00
A'	0.07	0.77	0.00	0.00
B	0.07	0.74	0.00	0.00
B'	0.07	0.63	0.00	0.00
	1	1.5	2	
C	0.07	0.49	0.53	
C'	0.07	0.32	0.34	
(2150 年)	1	2	3	4
A	0.07	1.59	0.00	0.00
A'	0.07	1.40	0.00	0.00
B	0.07	1.08	0.00	0.00
B'	0.07	0.94	0.00	0.00
	1	1.5	2	
C	0.07	0.49	0.53	
C'	0.07	0.32	0.34	

1~4 および、1、1.5、2 はサブケースを表す。(万トン)

5.7 プルトニウム

5.7.1 プルトニウム在庫

表 12 に再処理で分離された Pu 在庫量を示す。サブケース 1 および 1.5 では、再処理後発生するプルトニウムはほぼ全量プルサーマル利用されるため、在庫は発生しない。

シナリオ A2、A'2、B2、B'2 でも、プルサーマル利用によってプルトニウムが消費されていくため、最大で 20 トン程度のプルトニウム在庫となる。これらは、現実にはプルサーマル新燃料の形態で存在すると考えられる。

シナリオ C2 においては、六ヶ所再処理工場を最大限稼働させる一方で、プルサーマルを装荷できる原子炉は急速に少なくなることから、38 トンのプルトニウム在庫が原子力撤退後に残ることとなる。シナリオ C'2 でも同様に 87トンのプルトニウムが残る。

サブケース 3、および 4 の Pu 在庫量は大きい。特に、A3 や B3 のシナリオにおいては 2100 年近傍に多くの高速炉が建設されるため、そのために 500トンまたは 300トン程度の Pu 在庫が必要となる。一方、A'3 や B'3 のように緩やかに高速炉を導入すればこのような多量の在庫は不要となり、100 トン程度のプルトニウム在庫量となる。また、2150 年以降についても、現実には高速増殖炉の増殖比を適切に調整することで、高速炉核燃料サイクルの維持に必要な数十トン程度に Pu 在庫を低減可能であると考えられる。

表 12 Pu 在庫量(トン)

(2050 年)	1	2	3	4
A	0	17	67	67
A'	0	18	67	67
B	0	13	67	67
B'	0	16	67	67
	1	1.5	2	
C	0	18	18	
C'	0	53	53	
(2100 年)	1	2	3	4
A	0	17	526	517
A'	0	26	96	85
B	0	12	322	321
B'	0	19	91	95
	1	1.5	2	
C	0	11	39	
C'	0	13	88	
(2150 年)	1	2	3	4
A	0	12	293	326
A'	0	25	162	186
B	0	9	141	164
B'	0	20	134	82
	1	1.5	2	
C	0	11	38	
C'	0	13	87	

1～4 および、1、1.5、2 はサブケースを表す。(万トン)

5.7.2 ウラン使用済み燃料中のプルトニウム

表 13 にウラン使用済み燃料中に存在するプルトニウム量を示す。サブケース 1 では再処理を実施しないため、ほとんどすべてのプルトニウムがウラン使用済み燃料中に蓄積する。シナリオ A1、A'1、B1、B'1 では毎年増大するのに対し、シナリオ C1 と C'1 では原子力撤退後に各々380トンと270トンが残される。

サブケース 2、3、4 ではウラン使用済み燃料の再処理が実施されるため、六ヶ所再処理工場稼働後に緩やかに減少する。シナリオ C1.5 と C'1.5 では一部再処理されないウラン使用済み燃料が残るため、その中に各々62トンと77トンのプルトニウムが残される。

表 13 ウラン使用済み燃料中のプルトニウム(トン)

(2050 年)	1	2	3	4
A	387	179	182	182
A'	357	150	153	153
B	354	143	147	147
B'	351	141	145	145
	1	1.5	2	
C	350	140	140	
C'	278	78	78	
(2100 年)	1	2	3	4
A	929	83	69	70
A'	705	37	19	19
B	617	19	14	14
B'	518	15	4	4
	1	1.5	2	
C	383	64	0	
C'	276	77	0	
(2150 年)	1	2	3	4
A	1,457	55	0	0
A'	1,245	39	0	0
B	882	19	0	0
B'	785	19	0	0
	1	1.5	2	
C	378	62	0	
C'	273	77	0	

1~4 および、1、1.5、2 はサブケースを表す。(万トン)

5.7.3 プルサーマル使用済み燃料中のプルトニウム

表 14 にプルサーマル使用済み燃料中に存在するプルトニウム量を示す。サブケース 1 ではプルサーマル利用が限定されているため、40トン程度のプルトニウムが残る。

シナリオ A2、A'2、B2、B'2 では毎年増大するのに対し、シナリオ C1.5、C'1.5、C2、C'2 では原子力撤退後に 140～230 トンが残される。サブケース 3、4 では高速炉 MOX 使用済み燃料とともに再処理されるため、蓄積されない。

表 14 プルサーマル使用済み燃料中のプルトニウム(トン)

(2050 年)	1	2	3	4
A	39	170	126	126
A'	37	168	126	126
B	39	172	127	127
B'	37	170	127	127
	1	1.5	2	
C	37	168	168	
C'	37	138	138	
(2100 年)	1	2	3	4
A	36	586	0	0
A'	35	461	0	0
B	36	408	0	0
B'	35	345	0	1
	1	1.5	2	
C	35	214	238	
C'	35	148	148	
(2150 年)	1	2	3	4
A	36	937	0	0
A'	34	815	0	0
B	36	580	0	0
B'	34	513	0	1
	1	1.5	2	
C	34	209	231	
C'	34	145	145	

1～4 および、1、1.5、2 はサブケースを表す。(万トン)

5.8 マイナーアクチノイド

表 15 中にガラス固化体中に含まれる MA 量を示す。サブケース 1 では一部ウラン使用済み燃料が再処理・ガラス固化されているのみであるので、6トンと少量である。

シナリオ A2、A'2、B2、B'2 では全量がガラス固化体に移行するため毎年増大する。シナリオ A3、A'3、B3、B'3 でも増大するが、MOX 燃料を用いるために MA の生成量がサブケース 2 よりも大きくなる。シナリオ A4、A'4、B4、B'4 では、MA をリサイクルするので、六ヶ所再処理工場の稼働期間後はほとんど増加しない。シナリオ C1.5、C'1.5、C2、C'2 では原子力撤退後に 40～80トンが残される。

表 15 ガラス固化体中の MA(トン)

(2050 年)	1	2	3	4
A	6	42	41	41
A'	6	42	41	41
B	6	42	42	42
B'	6	42	42	42
	1	1.5	2	
C	6	42	42	
C'	6	42	42	
(2100 年)	1	2	3	4
A	6	145	186	61
A'	6	111	157	62
B	6	102	147	61
B'	6	91	134	62
	1	1.5	2	
C	6	62	75	
C'	6	43	58	
(2150 年)	1	2	3	4
A	6	225	305	61
A'	6	180	251	62
B	6	136	219	61
B'	6	125	198	62
	1	1.5	2	
C	6	62	75	
C'	6	43	58	

1～4 および、1、1.5、2 はサブケースを表す。(万トン)

5.9 ガラス固化体

表 16 にガラス固化体の発生本数を示す。サブケース 1 では一部ウラン使用済み燃料が再処理・ガラス固化されているのみであるので、合計 5600 本となる。

シナリオ A2、A'2、B2、B'2 ではウラン使用済み燃料の再処理が継続されるため、ガラス固化体が毎年増大する。シナリオ A3、A'3、B3、B'3 では各々対応するサブケース 2 よりも大きく増大するが、これは、MOX 燃料を用いるために MA の生成量が大きく、発熱量が大きくなるためである。シナリオ A4、A'4、B4、B'4 では、MA をリサイクルするので、対応するサブケース 3 よりも 2～3 割小さな発生量となる。

シナリオ C1.5、C'1.5、C2、C'2 では原子力撤退後に 2.8～4.8 万本のガラス固化体が残される。地層処分の設計研究で用いられている典型的な処分場あたりの本数は 4 万本であるから、ほぼ 1 つの処分場に処分することができる本数である。

表 16 ガラス固化発生数(万本)

(2050 年)	1	2	3	4
A	0.56	2.80	2.78	2.78
A'	0.56	2.80	2.78	2.78
B	0.56	2.82	2.82	2.82
B'	0.56	2.82	2.82	2.82
	1	1.5	2	
C	0.56	2.82	2.82	
C'	0.56	2.82	2.82	
(2100 年)	1	2	3	4
A	0.56	9.79	12.36	10.02
A'	0.56	7.81	10.06	7.88
B	0.56	7.04	9.27	7.28
B'	0.56	5.99	8.09	6.23
	1	1.5	2	
C	0.56	4.02	4.75	
C'	0.56	2.83	3.72	
(2150 年)	1	2	3	4
A	0.56	16.18	20.20	16.10
A'	0.56	14.07	16.72	13.71
B	0.56	10.13	13.19	10.15
B'	0.56	9.05	11.50	8.95
	1	1.5	2	
C	0.56	4.02	4.75	
C'	0.56	2.83	3.72	

1～4 および、1、1.5、2 はサブケースを表す。(万トン)

6 まとめ

今後の発電・核燃料サイクルについて幅広く討議し、どのような原子炉および核燃料サイクルの技術開発・人材育成が必要か検討するために、日本原子力学会において「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会が2017年に立ち上げられた。この委員会での現実的な検討に資するために、大胆な原子力発電の利用幅(上振れ、現状、下振れ)を想定し、諸量評価を行った。燃料再処理については、再処理なし、軽水炉ウラン使用済み燃料再処理、高速炉移行、高速炉におけるMAリサイクルの4つのサブケースを想定し、合計、22のシナリオを評価した。諸量評価では、発電容量、再処理量、天然ウラン需要、燃料貯蔵量、プルトニウム・MA蓄積量、ガラス固化体発生量などを評価した。

今回の諸量および委員会の議論は、上記の3つの発電シナリオに対して優劣・得失をつけることを目的としない。現時点において重要なことは、将来想定される様々なシナリオに対して、いずれにも対応しうるように、必要な技術開発課題、開発段階、実用化時期、必要な開発資源を検討することである。このような検討に、本結果が利用されることを期待する。

謝辞

本評価は、日本原子力学会に設立された「核燃料サイクルの成立性」研究専門委員会での将来シナリオの議論に基づいて行われた。研究専門委員会の主査・幹事・委員に感謝の意を表す。

参考文献

- 1) 総合資源エネルギー調査会需給部会, 2030年のエネルギー需給展望(中間取りまとめ), (2004).
- 2) 資源エネルギー庁, エネルギー基本計画(平成30年7月), (2018),
https://www.enecho.meti.go.jp/category/others/basic_plan/pdf/180703.pdf (参照:2020年5月29日).
- 3) K. Nishihara, H. Akie, N. Shirasu and T. Iwamura, Utilization of rock-like oxide fuel in the phase-out scenario, J. Nucl. Sci. Technol., 51(2), pp. 150-165 (2014).
- 4) 西原 健司, 大井川 宏之, アクチノイド核種のマスバランス解析に基づく群分離-核変換サイクルの導入シナリオと効果の検討, JAEA-Research 2006-081(2006), 91p.
- 5) OECD Nuclear Energy Agency, ZZ ORIGEN2.2-UPJ, A complete package of ORIGEN2 libraries based on JENDL-3.2 and JENDL-3.3, (2006),
<http://www.oecd-nea.org/tools/abstract/detail/NEA-1642/> (参照:2020年5月29日).
- 6) 経済産業省, 長期エネルギー需給見通し(平成27年7月), (2015),
https://www.enecho.meti.go.jp/committee/council/basic_policy_subcommittee/mitoshi/pdf/report_01.pdf (参照:2020年5月29日).
- 7) 日本原子力産業協会, 日本の原子力発電炉(運転中、建設準備など) 2019年11月7日現在, (2019), https://www.jaif.or.jp/cms_admin/wp-content/uploads/2019/11/jp-npps-operation20191107.pdf (参照:2020年5月29日).
- 8) 原子力安全基盤機構, 原子力施設運転管理年報 平成25年版, ISSN 1347-0493, (2013).
- 9) ATOMICA, 海外委託再処理から返還される放射性廃棄物,
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_05-01-04-05.html (参照:2020年5月29日).
- 10) 日本原子力文化財団, 原子力・エネルギー図面集, ウラン資源埋蔵量と確保状況, (2020), <https://www.ene100.jp/zumen/4-1-2> (参照:2020年5月29日).

国際単位系 (SI)

表1. SI基本単位

基本量	SI基本単位	
	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質량	モル	mol
光度	カンデラ	cd

表2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

組立量	SI組立単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m ²
体積	立方メートル	m ³
速度	メートル毎秒	m/s
加速度	メートル毎秒毎秒	m/s ²
波数	毎メートル	m ⁻¹
密度, 質量密度	キログラム毎立方メートル	kg/m ³
面積密度	キログラム毎平方メートル	kg/m ²
比体積	立方メートル毎キログラム	m ³ /kg
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m ²
磁界の強さ	アンペア毎メートル	A/m
量濃度 ^(a) , 濃度	モル毎立方メートル	mol/m ³
質量濃度	キログラム毎立方メートル	kg/m ³
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m ²
屈折率 ^(b)	(数字の)	1
比透磁率 ^(b)	(数字の)	1

(a) 量濃度 (amount concentration) は臨床化学の分野では物質濃度 (substance concentration) ともよばれる。
 (b) これらは無次元量あるいは次元1をもつ量であるが、そのことを表す単位記号である数字の1は通常は表記しない。

表3. 固有の名称と記号で表されるSI組立単位

組立量	SI組立単位			
	名称	記号	他のSI単位による表し方	SI基本単位による表し方
平面角	ラジアン ^(b)	rad	1 ^(b)	m/m
立体角	ステラジアン ^(b)	sr ^(e)	1 ^(b)	m ² /m ²
周波数	ヘルツ ^(d)	Hz		s ⁻¹
力	ニュートン	N		m kg s ⁻²
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m ²	m ⁻¹ kg s ⁻²
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N m	m ² kg s ⁻²
仕事率, 工率, 放射束	ワット	W	J/s	m ² kg s ⁻³
電荷, 電気量	クーロン	C		s A
電位差 (電圧), 起電力	ボルト	V	W/A	m ² kg s ⁻³ A ⁻¹
静電容量	ファラド	F	C/V	m ² kg ⁻¹ s ⁴ A ²
電気抵抗	オーム	Ω	V/A	m ² kg s ⁻³ A ⁻²
コンダクタンス	ジーメン	S	A/V	m ² kg ⁻¹ s ³ A ²
磁束	ウエーバ	Wb	Vs	m ² kg s ⁻² A ⁻¹
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²	kg s ⁻² A ⁻¹
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A	m ² kg s ⁻² A ⁻²
セルシウス温度	セルシウス度 ^(e)	°C		K
光照射度	ルーメン	lm	cd sr ^(e)	cd
放射線量	グレイ	Gy	J/kg	m ² s ⁻²
放射性核種の放射能 ^(f)	ベクレル ^(d)	Bq		s ⁻¹
吸収線量, 比エネルギー分与, カーマ	グレイ	Gy	J/kg	m ² s ⁻²
線量当量, 周辺線量当量, 方向性線量当量, 個人線量当量	シーベルト ^(g)	Sv	J/kg	m ² s ⁻²
酸素活性化	カタール	kat		s ⁻¹ mol

(a) SI接頭語は固有の名称と記号を持つ組立単位と組み合わせても使用できる。しかし接頭語を付した単位はもはやコヒーレントではない。
 (b) ラジアンとステラジアンは数字の1に対する単位の特別な名称で、量についての情報をつたえるために使われる。実際には、使用する時には記号rad及びsrが用いられるが、習慣として組立単位としての記号である数字の1は明示されない。
 (c) 測光学ではステラジアンという名称と記号srを単位の表し方の中に、そのまま維持している。
 (d) ヘルツは周期現象についてのみ、ベクレルは放射性核種の統計的過程についてのみ使用される。
 (e) セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス温度を表すために使用される。セルシウス度とケルビンの単位の大きさは同一である。したがって、温度差や温度間隔を表す数値はどちらの単位で表しても同じである。
 (f) 放射性核種の放射能 (activity referred to a radionuclide) は、しばしば誤った用語で"radioactivity"と記される。
 (g) 単位シーベルト (PV, 2002, 70, 205) についてはCIPM勧告2 (CI-2002) を参照。

表4. 単位の中に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例

組立量	SI組立単位		
	名称	記号	SI基本単位による表し方
粘力のモーメント	パスカル秒	Pa s	m ⁻¹ kg s ⁻¹
表面張力	ニュートンメートル	N m	m ² kg s ⁻²
角加速度	ニュートン毎メートル	N/m	kg s ⁻²
角加減	ラジアン毎秒	rad/s	m m ⁻¹ s ⁻¹ = s ⁻¹
熱流密度, 放射照度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s ²	m m ⁻¹ s ⁻² = s ⁻²
熱容量, エントロピー	ワット毎平方メートル	W/m ²	kg s ⁻³
比熱容量, 比エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	m ² kg s ⁻² K ⁻¹
比エネルギー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)	m ² s ⁻² K ⁻¹
熱伝導率	ジュール毎キログラム	J/kg	m ² s ⁻²
体積エネルギー	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)	m kg s ⁻³ K ⁻¹
電界の強さ	ジュール毎立方メートル	J/m ³	m ⁻¹ kg s ⁻²
電荷密度	ジュール毎立方メートル	J/m ³	m kg s ⁻³ A ⁻¹
電表面電荷	クーロン毎立方メートル	C/m ³	m ⁻³ s A
電束密度, 電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ⁻² s A
誘電率	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ² s A
透磁率	ファラド毎メートル	F/m	m ³ kg ⁻¹ s ⁴ A ²
モルエネルギー	ヘンリー毎メートル	H/m	m kg s ⁻² A ⁻²
モルエントロピー, モル熱容量	ジュール毎モル	J/mol	m ² kg s ⁻² mol ⁻¹
照射線量 (X線及びγ線)	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)	m ² kg s ⁻² K ⁻¹ mol ⁻¹
吸収線量率	クーロン毎キログラム	C/kg	kg ⁻¹ s A
放射線強度	グレイ毎秒	Gy/s	m ² s ⁻³
放射輝度	ワット毎ステラジアン	W/sr	m ⁴ m ⁻² kg s ⁻³ = m ² kg s ⁻³
酵素活性濃度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	W/(m ² sr)	m ² m ⁻² kg s ⁻³ = kg s ⁻³
	カタール毎立方メートル	kat/m ³	m ³ s ⁻¹ mol

表5. SI接頭語

乗数	名称	記号	乗数	名称	記号
10 ²⁴	ヨタ	Y	10 ¹	デシ	d
10 ²¹	ゼタ	Z	10 ²	センチ	c
10 ¹⁸	エクサ	E	10 ³	ミリ	m
10 ¹⁵	ペタ	P	10 ⁶	マイクロ	μ
10 ¹²	テラ	T	10 ⁹	ナノ	n
10 ⁹	ギガ	G	10 ¹²	ピコ	p
10 ⁶	メガ	M	10 ⁻¹⁵	フェムト	f
10 ³	キロ	k	10 ⁻¹⁸	アト	a
10 ²	ヘクト	h	10 ⁻²¹	ゼプト	z
10 ¹	デカ	da	10 ⁻²⁴	ヨクト	y

表6. SIに属さないが、SIと併用される単位

名称	記号	SI単位による値
分	min	1 min=60 s
時	h	1 h=60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86 400 s
度	°	1°=(π/180) rad
分	'	1'=(1/60)°=(π/10 800) rad
秒	"	1"=(1/60)'=(π/648 000) rad
ヘクタール	ha	1 ha=1 hm ² =10 ⁴ m ²
リットル	L, l	1 L=1 l=1 dm ³ =10 ³ cm ³ =10 ⁻³ m ³
トン	t	1 t=10 ³ kg

表7. SIに属さないが、SIと併用される単位で、SI単位で表される数値が実験的に得られるもの

名称	記号	SI単位で表される数値
電子ボルト	eV	1 eV=1.602 176 53(14)×10 ⁻¹⁹ J
ダルトン	Da	1 Da=1.660 538 86(28)×10 ⁻²⁷ kg
統一原子質量単位	u	1 u=1 Da
天文単位	ua	1 ua=1.495 978 706 91(6)×10 ¹¹ m

表8. SIに属さないが、SIと併用されるその他の単位

名称	記号	SI単位で表される数値
バール	bar	1 bar=0.1MPa=100 kPa=10 ⁵ Pa
水銀柱ミリメートル	mmHg	1 mmHg=133.322Pa
オングストローム	Å	1 Å=0.1nm=100pm=10 ⁻¹⁰ m
海里	M	1 M=1852m
バイン	b	1 b=100fm ² =(10 ¹² cm ²) ² =10 ⁻²⁸ m ²
ノット	kn	1 kn=(1852/3600)m/s
ネーパ	Np	SI単位との数値的関係は、 対数量の定義に依存。
ベレル	B	
デシベル	dB	

表9. 固有の名称をもつCGS組立単位

名称	記号	SI単位で表される数値
エルグ	erg	1 erg=10 ⁻⁷ J
ダイン	dyn	1 dyn=10 ⁻⁵ N
ポアズ	P	1 P=1 dyn s cm ⁻² =0.1Pa s
ストークス	St	1 St=1cm ² s ⁻¹ =10 ⁻⁴ m ² s ⁻¹
スチルブ	sb	1 sb=1cd cm ⁻² =10 ⁴ cd m ⁻²
フオト	ph	1 ph=1cd sr cm ⁻² =10 ⁴ lx
ガリ	Gal	1 Gal=1cm s ⁻² =10 ⁻² ms ⁻²
マクスウェル	Mx	1 Mx=1 G cm ² =10 ⁻⁸ Wb
ガウス	G	1 G=1Mx cm ⁻² =10 ⁻⁴ T
エルステッド ^(a)	Oe	1 Oe _e =(10 ³ /4π)A m ⁻¹

(a) 3元系のCGS単位系とSIでは直接比較できないため、等号「△」は対応関係を示すものである。

表10. SIに属さないその他の単位の例

名称	記号	SI単位で表される数値
キュリー	Ci	1 Ci=3.7×10 ¹⁰ Bq
レントゲン	R	1 R=2.58×10 ⁻⁴ C/kg
ラド	rad	1 rad=1cGy=10 ⁻² Gy
レム	rem	1 rem=1 cSv=10 ⁻² Sv
ガンマ	γ	1 γ=1 nT=10 ⁻⁹ T
フェルミ	f	1 フェルミ=1 fm=10 ⁻¹⁵ m
メートル系カラット		1 メートル系カラット=0.2 g=2×10 ⁻⁴ kg
トル	Torr	1 Torr=(101 325/760) Pa
標準大気圧	atm	1 atm=101 325 Pa
カロリ	cal	1 cal=4.1858J (「15°C」カロリ), 4.1868J (「IT」カロリ), 4.184J (「熱化学」カロリ)
マイクロン	μ	1 μ=1μm=10 ⁻⁶ m

