

第三分科会報告書参考資料 (案)

1. 長期計画策定会議の分科会について
2. 長期計画策定会議第三分科会構成員
3. 長期計画策定会議第三分科会審議経緯 (日程・議題等)
4. 我が国における研究開発の現状
5. 海外における研究開発の現状
6. 高速増殖炉懇談会報告書 (1997年12月) のポイント
7. 原子力政策円卓会議からの提言 (2000年2月) (抜粋)
8. 図表・データ集
 - (1) 高速増殖炉の仕組み
 - (2) 各燃料サイクルの天然ウラン利用効率
 - (3) 各燃料サイクルの電気エネルギー発生量と主な廃棄物の潜在的毒性
 - ①軽水炉ワンスルーの場合 (燃焼度: 3.2 GWd/t)
 - ②高速増殖炉サイクルの場合 (燃焼度: 7.4 GWd/t 、リサイクル回数: 3回)
 - ③高速増殖炉サイクルの場合 (燃焼度: 7.4 GWd/t 、リサイクル回数: 無限回)
 - (4) 各国における核燃料サイクル技術の研究開発について
 - (5) 世界の高速増殖炉開発スケジュール

1. 長期計画策定会議の分科会について

平成11年7月2日
長期計画策定会議

1. 分科会

長期計画策定会議の調査審議を円滑に行うため、同会議に以下の分科会を設ける。

分 科 会 名	検 討 事 項
第 一 分 科 会 (国民・社会と原子力)	情報公開・提供、意見聴取、教育、立地地域との共生等の国民・社会と原子力に関する事項
第 二 分 科 会 (エネルギーとしての原子力利用)	新エネルギーとの比較等エネルギー政策の中の原子力利用の在り方、放射性廃棄物処分を含む核燃料サイクル政策の明確化及び原子力産業の在り方に関する事項
第 三 分 科 会 (高速増殖炉関連技術の将来展開)	高速増殖炉とこれに関連する核燃料サイクル技術の在り方、方向性及び今後の課題に関する事項
第 四 分 科 会 (未来を拓く先端的研究開発)	加速器、核融合、研究炉、レーザー等の先端的研究開発の推進方策及び我が国全体としての研究開発体制の在り方に関する事項
第 五 分 科 会 (国民生活に貢献する放射線利用)	質の高い医療の実現、食料の安定供給といった国民に身近な放射線利用の在り方及び推進方策に関する事項
第 六 分 科 会 (新しい視点に立った国際的展開)	多様な政策手段を活用した、包括的・戦略的な国際協力の在り方及び国際的な核不拡散の強化に向けた原子力平和利用の展開に関する事項

2. 合同分科会の開催

分科会は、相互に関係の深い事項を審議するときには、必要に応じて合同分科会を開催することができる。

2. 長期計画策定会議第三分科会構成員

相澤	清人	核燃料サイクル開発機構理事
秋元	勇巳	三菱マテリアル（株）社長
粟屋	容子	武蔵野美術大学造形学部（一般教育）教授
近藤	駿介	東京大学大学院工学系研究科教授
近藤	道也	(財)若狭湾エネルギー研究センター所長
齋藤	伸三	日本原子力研究所副理事長
(座長)鈴木	篤之	東京大学大学院工学系研究科教授
関本	博	東京工業大学原子炉工学研究所教授
高木	美也子	日本大学総合科学研究所教授
鳥井	弘之	日本経済新聞社論説委員
(座長)西澤	潤一	岩手県立大学長
平岡	徹	(財)電力中央研究所特別顧問
宮崎	慶次	滋賀職業能力開発短期大学校長
宮本	俊樹	(株)東芝専務 電力システム社社長
山崎	亮吉	日本原子力発電(株)常務取締役
吉岡	斉	九州大学大学院比較社会文化研究院教授
ラヴィンニュ	ジャン=ジャック	フランス大使館原子力参事官
若林	二郎	未来エネルギー研究協会顧問

(2000年5月8日現在)

3. 長期計画策定会議第三分科会審議経緯（日程・議題等）

第1回（1999年9月20日（月））

- 第三分科会の検討項目と進め方について
- 高速増殖炉懇談会の報告書について

第2回（1999年10月25日（月））

- ジェー・シー・オー東海事業所の臨界事故について
- 高速増殖炉関連技術の在り方(1)
 - ・高速増殖炉を中心とした核燃料サイクルの必要性
 - ・研究開発の現状と将来の展望(1)
 - （核燃料サイクル開発機構、電力中央研究所）

第3回（1999年11月11日（木））

- 高速増殖炉関連技術の在り方(2)
 - ・研究開発の現状と将来の展望(2)
 - （電気事業者、日本原子力研究所、メーカー）
 - ・フランスにおける高速炉開発計画（ラヴィンニュー委員）
 - ・海外における研究開発の動向

第4回（1999年12月20日（月））

- 高速増殖炉関連技術の在り方(3)
 - ・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
 - ・研究開発の方向性（各委員）

第5回（2000年1月17日（月））

- 高速増殖炉関連技術の研究開発の進め方(1)
 - ・実用化戦略調査研究の現状（核燃料サイクル開発機構）
 - ・高速増殖炉関連技術に関する国際協力の現状と展望
 - ・高速増殖炉関連技術に関する研究開発費の見通し
- 論点の整理

第6回（2000年2月15日（火））

○「もんじゅ」及び研究施設の進め方(1)

- ・「もんじゅ」の位置付けと研究開発の進め方

（相澤委員、吉岡委員、若林委員）

- ・「もんじゅ」における国際協力の現状と将来展開

○高速増殖炉関連技術の研究開発の進め方(2)

- ・研究開発の推進体制と評価（案）

第7回（2000年3月27日（月））

○「もんじゅ」及び研究施設の進め方(2)

- ・原子力政策円卓会議からの提言

- ・「常陽」及びリサイクル機器試験施設等の位置付けと研究開発の進め方

○高速増殖炉関連技術の研究開発の進め方(3)

- ・高速増殖炉関連技術の研究開発の方向性（案）（座長）

第8回（2000年4月10日（月））

○まとめの議論(1)

- ・第三分科会の提言（案）（座長）

第9回（2000年5月8日（月））

○まとめの議論(2)

- ・報告書（案）（座長）

第10回（2000年5月29日（月）） 予定

○まとめの議論(3)

- ・報告書（案）（座長）

4. 我が国における研究開発の現状

(1) 高速増殖炉

我が国における高速増殖炉研究開発は、1967年の動力炉・核燃料開発事業団（動燃、現核燃料サイクル開発機構（サイクル機構））設立以来本格的に進められており、これまで、サイクル機構は、ナトリウム取扱技術、燃料製造技術等の基礎基盤技術の研究開発を踏まえ、実験炉「常陽」、原型炉「もんじゅ」の設計、建設及び運転を行ってきました。また、電気事業者、電力中央研究所（電中研）及び日本原子力研究所（原研）も、炉物理をはじめとする基礎基盤的な研究等を進めてきました。

我が国初の高速増殖炉である「常陽」は、ナトリウム冷却型の高速増殖炉の設計原理を試験的規模で確認し、燃料・材料照射データを蓄積するための実験炉として、茨城県大洗町に建設され、1977年に初臨界を達成し、その後の運転を通じて、増殖性能等を確認しました（MK-I計画）。1982年には、熱出力75MWから100MWの炉心への改造（MK-II計画）を行い、主に燃料・材料の照射を目的とした運転を行っており、照射データを蓄積しています。今後、熱出力140MWの炉心への改造、冷却系や燃料取替設備の改造等を行い、照射能力を更に向上させる予定です（MK-III計画）。

原型炉「もんじゅ」は、実験炉に続く段階として、発電プラントとしての性能確認及び技術的可能性を評価する目的で福井県敦賀市に建設され、1994年に初臨界を、また1995年に初送電を達成しました。しかし、同年12月、約40%の出力試験中に、2次冷却系からナトリ

ウム漏えいを生じ、現在まで運転を停止しています。

さらに、原型炉に続く段階として、電気事業者が中心となって経済性
の見通しを明らかにするための実証炉の設計研究及び関連技術開発が進
められてきました。

（２）高速増殖炉に関連する核燃料サイクル

高速増殖炉に関連する核燃料サイクルの研究開発は、サイクル機構を
中心に行われてきました。

サイクル機構は、再処理技術としてピューレックス法の開発に着手し、
高レベル放射性物質研究施設（ＣＰＦ）で実験室規模ながら「常陽」の
使用済燃料を再処理しプルトニウムを回収することに成功しました。そ
してその一部をウラン・プルトニウム混合酸化物燃料（ＭＯＸ燃料）に
加工して再び「常陽」で燃料として使用する等小規模ながら高速増殖炉
とこれに関連する核燃料サイクル（ＦＢＲサイクル）の環を閉じ、一連
の技術が実現可能であることを実証しました。

サイクル機構は、ＣＰＦでの知見やアメリカのオークリッジ国立研究
所との共同研究等を通して開発された再処理技術について、放射性物質
を用いた試験を工学規模で行うことを目的としたリサイクル機器試験施
設（ＲＥＴＦ）の建設を１９９５年より開始しており、２０００年半ば
には試験棟建設等の第一期工事が終了する予定です。また、プルトニウ
ム燃料製造施設において「常陽」及びもんじゅのＭＯＸ燃料の製造が行
われて来ています。

その他、サイクル機構ではピューレックス法の開発成果を基に、工程
の簡素化を図った湿式再処理技術及びＭＯＸ燃料製造技術の開発が行わ

れています。また、電気事業者を中心に、MOX燃料を対象とした乾式再処理法及び振動充填法による燃料製造技術の研究開発がロシアの原子炉科学研究所の協力の下に実施されています。また、電中研が中心となり、アメリカのアルゴンヌ国立研究所と共同で金属燃料の乾式再処理法の研究開発が行われてきました。電中研では、現在も、金属燃料、乾式再処理法及び射出成型法の研究開発を進めています。

窒化物燃料の製造法については、原研が炭素熱還元法やゾルゲル法による顆粒燃料の製造について研究を進めています。

（３）長寿命核種の分離変換技術

高レベル放射性廃棄物等に含まれる放射性核種の特徴に着目し、特定の元素あるいは核種を分離して有効利用する技術、及び長寿命核種に放射線を照射して短寿命あるいは安定な核種に変換する技術については、1988年の原子力委員会放射性廃棄物対策専門部会がまとめた「群分離・消滅処理技術研究開発長期計画」により、いわゆるオメガ計画として基礎基盤的な研究が原研、サイクル機構及び電中研の三機関を中心に実施されています。

マイナーアクチニドと長寿命核分裂生成物の分離法については、これまで、湿式法と乾式法が検討されています。

一方、核変換技術としては、発電用高速炉を用いる発電用高速炉利用型と加速器駆動未臨界炉（ADS）や専焼高速炉（ABR）を用いて発電用サイクルと核変換サイクルの最適化を図る階層型が提案されており、それぞれについて技術的な検討が行われています。

(4) 基礎基盤技術

各種機器、構造材料等の開発や設計基準類の整備が各研究開発段階において行われてきました。また、設計に用いる解析コード類として、炉心設計解析、伝熱流動解析、プラント動特性解析、構造解析等が開発され、安全評価に用いる解析手法として、ナトリウム-水反応事象に代表される想定事故解析コード並びにリスク評価のための炉心損傷事象解析コード等が開発されました。これらの成果は、各種模擬試験、性能試験、施設の運転等を通じて検証されるとともに、「常陽」や「もんじゅ」の設計や安全評価に利用されてきました。

(5) 高速増殖炉とそれを取り巻く状況の最近の変化

1995年12月の「もんじゅ」2次系ナトリウム漏えい事故（もんじゅ事故）及び1997年3月に発生した東海再処理施設アスファルト固化処理施設における火災爆発事故を受けて設置された動燃改革検討委員会の報告書を踏まえ、1998年10月に動燃を改組してサイクル機構が設立されました。

また、もんじゅ事故後に、原子力委員会が開催した原子力政策円卓会議での提言を受けて、1997年に高速増殖炉懇談会が設置され、「もんじゅ」の扱いを含めた将来の高速増殖炉研究開発の在り方についての審議が行われました。同年12月にまとめられた同懇談会報告書「高速増殖炉研究開発の在り方」においては、FBRサイクル技術について、「将来の原子力ひいては非化石エネルギー源の一つの有力な選択肢として、高速増殖炉の実用化の可能性を技術的、社会的に追求するために、

その研究開発を進めることが妥当」とされ、また、「原型炉「もんじゅ」は、この研究開発の場の一つとして位置付けられる」とされました。さらに、実証炉については、「もんじゅ」の研究開発及び電気事業者が実施した設計研究の「成果等を十分に評価した上でその決定が行われるべき」とされています。原子力委員会は、同報告書を踏まえ、高速増殖炉研究開発の推進を決定しました。なお、「もんじゅ」の運転再開に当たっては、国の審査を通じて「もんじゅ」の安全性を確認し、その後の所要の改造工事を実施する等順次所要の手続きを進める必要があります。

1999年7月には、サイクル機構を中心に電気事業者と国内研究開発機関が結集し、既存技術の改良・応用だけでなく、革新的な要素技術も取り込む形で、FBRサイクルに関する各種概念を対象とした幅広い検討（実用化戦略調査研究）を開始しました。

1999年9月に櫛ヶ谷・シー・オー東海事業所において我が国で初めての臨界事故（JCQ臨界事故）が発生しました。この事故は、作業員の重大な被ばくや周辺住民の避難や屋内退避を招き、原子力利用に対する国民の信頼を大きく損ねた点で重大なものでありました。

2000年3月、福井地方裁判所は、内閣総理大臣が行った「もんじゅ」の原子炉設置許可処分の無効を確認する訴訟及びサイクル機構が行う「もんじゅ」の建設・運転の差し止めを求めた訴訟の両方について、原告の請求を退ける旨の判決を行いました。本判決においては、国とサイクル機構が行った「もんじゅ」の安全性についての主張が認められています。これを受け、原告は名古屋高等裁判所金沢支部に控訴しました。

5. 海外における研究開発の現状

アメリカにおいては、原子力開発当初から高速増殖炉研究開発に着手しており、実験炉としてF e r m i 炉、E B R - 2、F F T F、原型炉としてC R B R の設計、建設が進められました。C R B R については、核不拡散政策により一旦計画が中止され、その後建設計画が復活したものの、経済性の観点等から計画が中止されました。現在アメリカはブルトニウムの民生利用を行わないとする核不拡散政策から、高速増殖炉を含む核燃料サイクルに関する研究開発を中止しています。新たな原子力研究計画においては、核拡散抵抗性、経済性、安全性及び環境負荷低減性の向上を目指した研究が始まっています。

フランスにおいては、1997年の政権交代に伴い、経済性の観点等から、実証炉スーパーフェニックスの放棄を決定しました。しかしながら、原型炉フェニックスを用いて長寿命核種の分離変換技術の研究開発、ブルトニウム燃焼試験等を実施する計画であり、2004年までに終了する予定です。また、冷却材としてナトリウムの他にも、ガス、鉛-ビスマス等を用いる多様な高速炉に関する研究開発も始めています。

イギリスにおいては、実験炉D F R、原型炉P F R の設計、建設、運転等に関する成果を蓄積してきました。特に、原型炉P F R は約20年間運転され、高速増殖炉技術に関する多くの知見を蓄積しましたが、豊富な国内石油資源の開発に成功したことを背景に、原型炉を閉鎖するとともに経済性の観点から、実証炉以降については、独自の計画を有していません。

ドイツにおいては、実験炉KNK-2を約15年間にわたり運転した他、原型炉SNR-300を建設しましたが、立地している州政府が安全性を理由として運転に反対しました。連邦政府は運転を目指しましたが、1991年ドイツ統一に伴う著しい財政逼迫を理由に計画を中止しています。

ロシアにおいては、ナトリウム冷却型の高速増殖炉の研究開発を積極的に進めており、実験炉BR-10、BOR-60、及び原型炉BN-350（在カザフスタン）、BN-600等の豊富な運転実績を有しています。これに続くBN-800も設計を終え、建設計画を有しています。一方、原子力潜水艦で鉛-ビスマス冷却炉の運転経験があり、将来技術の選択肢として、窒化物燃料・鉛冷却型の高速炉の研究開発も行われています。また、乾式再処理法と振動充填法による高速炉用MOX燃料の製造技術の研究開発を行っています。

アジアにおいても高速増殖炉に対する関心が伺えます。インドは高速実験炉を運転しており、将来のウラン233を用いるトリウムの燃料サイクルを目指した研究開発を行っています。中国においても高速実験炉を建設する段階に至っています。また、韓国では基礎基盤研究が行われています。

6. 高速増殖炉懇談会報告書(1997年12月)のポイント

1. はじめに

○背景

- ・「もんじゅ」ナトリウム漏洩事故後の「原子力政策円卓会議」における意見を受け、原子力委員会が1997年1月末に本懇談会の設置を決定。

○本懇談会について

- ・広く我が国各界各層からの有識者から構成。
- ・地方自治体代表、海外専門家、批判的な意見の方、他から話を伺った。
- ・審議、配布資料は公開。

2. エネルギー情勢と原子力

- ・資源の乏しい我が国として、原子力を今後ともエネルギー供給源として持ち続けることが妥当。
- ・省エネルギー、新エネルギーには量的限界。複数の選択肢を将来世代のために維持する努力は我々の責任。
- ・上記のとおり、原子力を21世紀のエネルギー供給源として引き続き維持発展させることが妥当。但し、平和利用、安全確保は重要。また、省エネルギー、新エネルギーの開発・利用は積極的に進めることが重要。

3. 高速増殖炉研究開発の意義

○高速増殖炉の特性と内外の研究開発状況

○高速増殖炉研究開発の進め方

- ・エネルギー需要の見通しとウラン資源の有限性については、異なる意見はあるものの、FBRの研究開発を進めることは長期的エネルギー源の確保の観点から重要であり、人類に対する義務との意見が多数。
- ・経済性などの実用化見通しが得られていないとの意見もあったが、実用化の可能性を探求し、課題を着実に解決すべきなどの意見が大勢。
- ・安全性、核不拡散についての懸念を指摘する意見が出たが、技術的に解

決できる見込みがあり、また、リサイクルを基盤とする21世紀社会の技術の有るべき姿を実現する観点から高速増殖炉は開発意義を有するとの意見が出た。

- ・以上をまとめると、将来の非化石エネルギー源の一つの有力な選択肢として、高速増殖炉の実用化の可能性を追求するため、その研究開発を進めることは妥当。

4. 今後の課題

今後、研究開発を遂行していくにあたっての留意事項は以下の4点。

○安全の確保

- ・FBRの研究機関は、安全確保を最優先にできる体制であること。
- ・事故の発生を未然に防止するための万全の対策を講じ、仮に起きたとしても人体・環境への影響を与えないという謙虚かつ懸命な姿勢が必要。

○立地地元住民及び国民の理解促進と合意形成

- ・動燃の一連の事故、不祥事により、立地地元住民には強い不安、不信。
- ・動燃改革を着実に進め、実効性のある安全管理策を立て、それを着実、誠実に実行し、地元住民の理解を得るための努力を。

○コスト意識の醸成と計画の柔軟性・社会性

- ・研究開発自体の経済性（投資対効果）、FBRの経済性向上、炉とサイクルの調和などからの計画の定期的見直しが必要。
- ・柔軟な対応が可能な計画とし、定期的に評価して適切に軌道修正を行う仕組みを制度化する必要がある。

○核不拡散の努力

- ・適切な保障措置、核物質防護技術を開発・利用することにより、今後とも各国からの疑念を抱かないように努力することが必要。

5. 「もんじゅ」による研究開発の実施

- ・動燃の抜本的な改革が必要。
- ・「もんじゅ」を中断し、今後必要な時に再び研究開発を始めることは費用面、人材面から大きな損失。

- ・地元地域社会の理解を得ることが必要。研究開発段階にある原子炉であることを認識した慎重な運転管理が行われることを前提に、「もんじゅ」での研究開発が実施されることが望まれる。
- ・「もんじゅ」における研究開発に当たっては、増殖特性の確認を含む燃料・炉心特性の確認、ナトリウム取扱い技術や高燃焼度燃料開発など原型炉としてのデータを着実に蓄積するとともに、マイナーアクチノイド燃焼など新たな分野の研究開発に資するデータを幅広く蓄積すべき。

6. 実証炉以降の開発

- ・「もんじゅ」及び実証炉設計研究の成果を十分に評価した上で、実証炉の具体的計画について決定。
- ・実用化にあたっては、実用化時期を含めた開発計画について、安全性と経済性を追求しつつ、将来のエネルギー状況を見ながら、柔軟に対応。

7. おわりに

- ・将来の非化石エネルギー源の一つの有力な選択肢として、FBRの実用化の可能性を追求するために研究開発を進めることが妥当。
- ・柔軟な計画の下に、国民の意見を反映して定期的な評価と見直しを行う。
- ・原型炉「もんじゅ」は、この研究開発の場の一つ。
- ・FBR研究開発の意義や進め方について、広く国民に理解を得る努力を。

7. 原子力政策円卓会議からの提言（2000年2月）（抜粋）

「もんじゅ」は、研究開発の手段としては依然として重要なものです。もんじゅの維持コストが大きいことも考慮すると、関係者が、運転安全に関して万全を期した上で早期の運転再開へ向けての努力を行うことをのぞみます。

なお、「もんじゅ」のその後の措置については、以下のようないくつかの選択肢から選定することをのぞみます。

- i. 一定期間研究開発を行い必要なデータを得た上で廃炉とする
- ii. 一定期間研究開発を行った上でその処置を判断する
- iii. 従来の予定通り炉の運転を再開し研究開発を継続する

8. 図表・データ集

(1) 高速増殖炉の仕組み

(2) 各燃料サイクルの天然ウラン利用効率

(3) 各燃料サイクルの電気エネルギー発生量と主な廃棄物の
潜在的毒性

①軽水炉ワンススルーの場合（燃焼度：3.2 GWd / t）

②高速増殖炉サイクルの場合（燃焼度：7.4 GWd / t、
リサイクル回数：3回）

③高速増殖炉サイクルの場合（燃焼度：7.4 GWd / t、
リサイクル回数：無限回）

(4) 各国における核燃料サイクル技術の研究開発について

(5) 世界の高速増殖炉開発スケジュール

(1) 高速増殖炉の仕組み

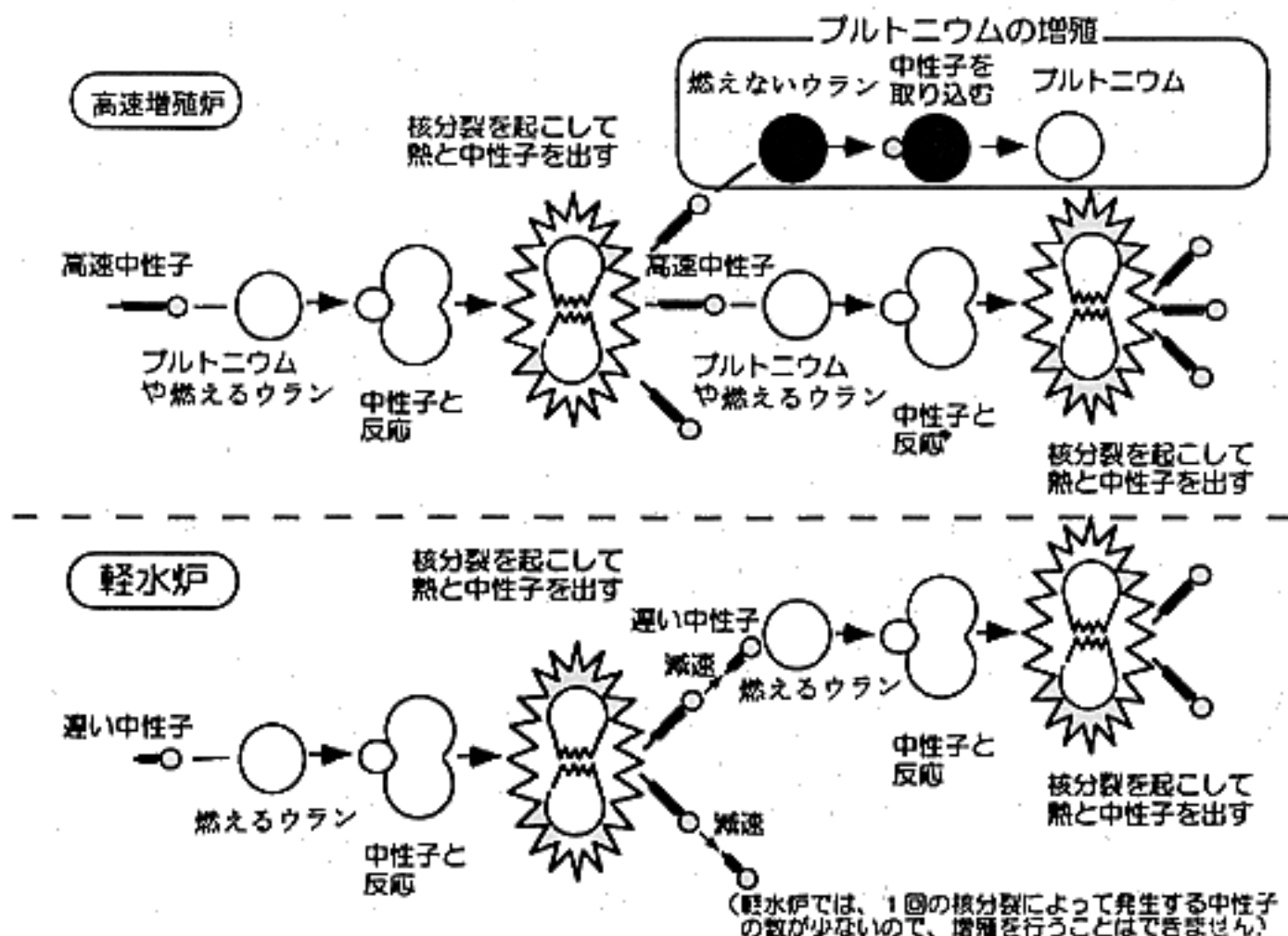
燃えない（核分裂しない）ウラン（→解説）に中性子を当てると、その中性子を吸収して燃える（核分裂する）プルトニウムに変換されます。

核分裂によって生じる中性子の数は、高速増殖炉では約2.8個、一般の原子炉（軽水炉）では約2.4個で、高速増殖炉で核分裂を起こさせた方が、たくさんの中性子を発生させることができます。

このため、多く発生する中性子を、燃えないウランからプルトニウムへの変換に利用することができ、より多くのプルトニウムを作り出すことができます。

このように、核分裂を持続させながら、燃えないウランをプルトニウムに変換していくことにより、結果として、消費した量以上の新しいプルトニウムをつくり出すことができます。これが増殖です。高速増殖炉とは高速で動く中性子（高速中性子）を使ってエネルギーを発生させながら、プルトニウムを増殖させる原子炉という意味です。

（解説）燃えないウラン：天然ウランの中には、燃えるウランと燃えないウランがあります。天然ウランの中で、燃えるウランは0.7%だけで、残りの99.3%は燃えないウランです。



(2) 各燃料サイクルの天然ウラン利用効率

原子炉	ウラン利用効率
軽水炉 (ワンススルー)	0.5%
軽水炉 (プルサーマル)	0.7%
FBR	60%程度

出典：「プルトニウム」鈴木篤之編著

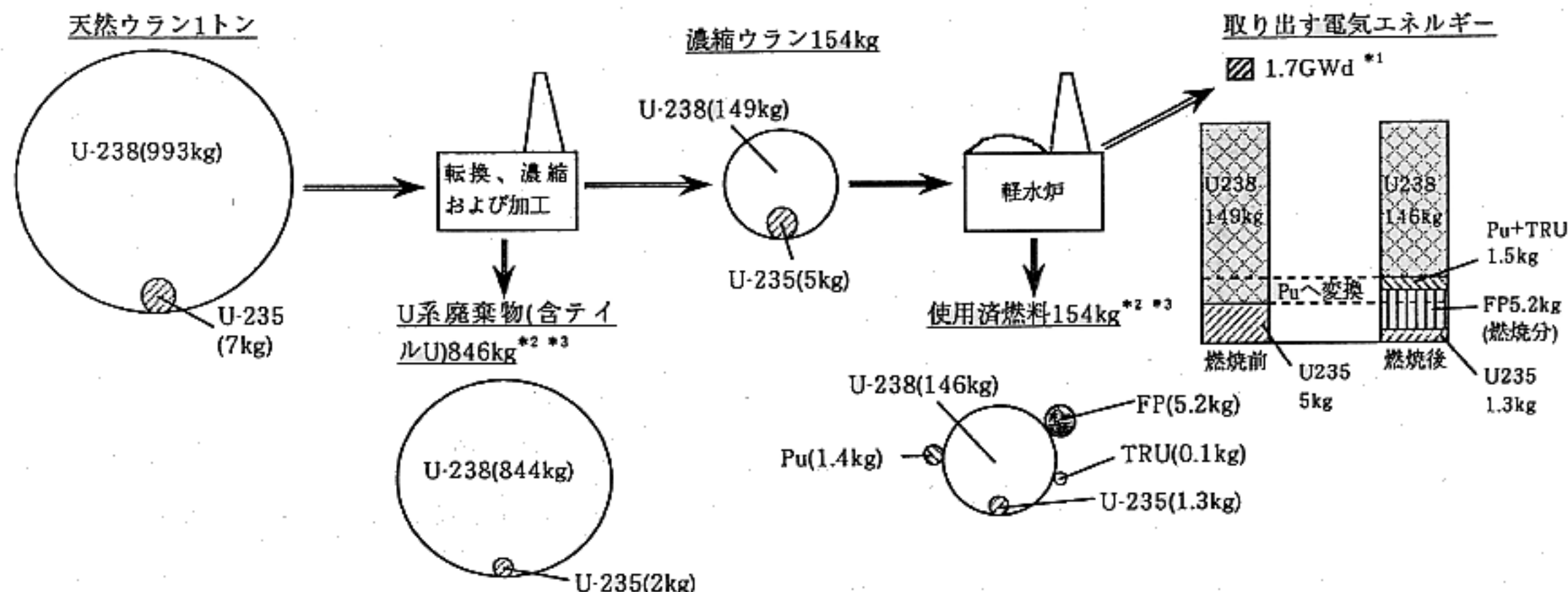
(3) 各燃料サイクルの電気エネルギー発生量と
主な廃棄物の潜在的毒性

シナリオ	電気エネルギー 発生量 ^{*1} (GWd)	主な廃棄物の単位電気 エネルギー当りの負荷 ^{*2}
軽水炉ワンススルー	1.7	単位電気エネルギー当 りの負荷を比較すると、 負荷の小さい順から FBR(3回、無限回)、 プルサーマル、軽水炉 ワンススルーとなります
軽水炉プルサーマル (1回リサイクル)	2.5	
FBR (3回リサイクル)	32	
(参考) FBR (無限回リサイクル)	190	

- *1) エネルギー発生量は、各々天然ウラン1トンから発生する量です。
- *2) ここで「負荷」とは「毒性」を意味しており、各放射性同位体の放射性濃度を飲料水に対する最大許容濃度で割った値で、各放射性同位体を最大許容濃度まで希釈するのに何立方メートルの水を必要とするかを表しています。

①軽水炉ワンススルーの場合（燃焼度：32GWd/t）

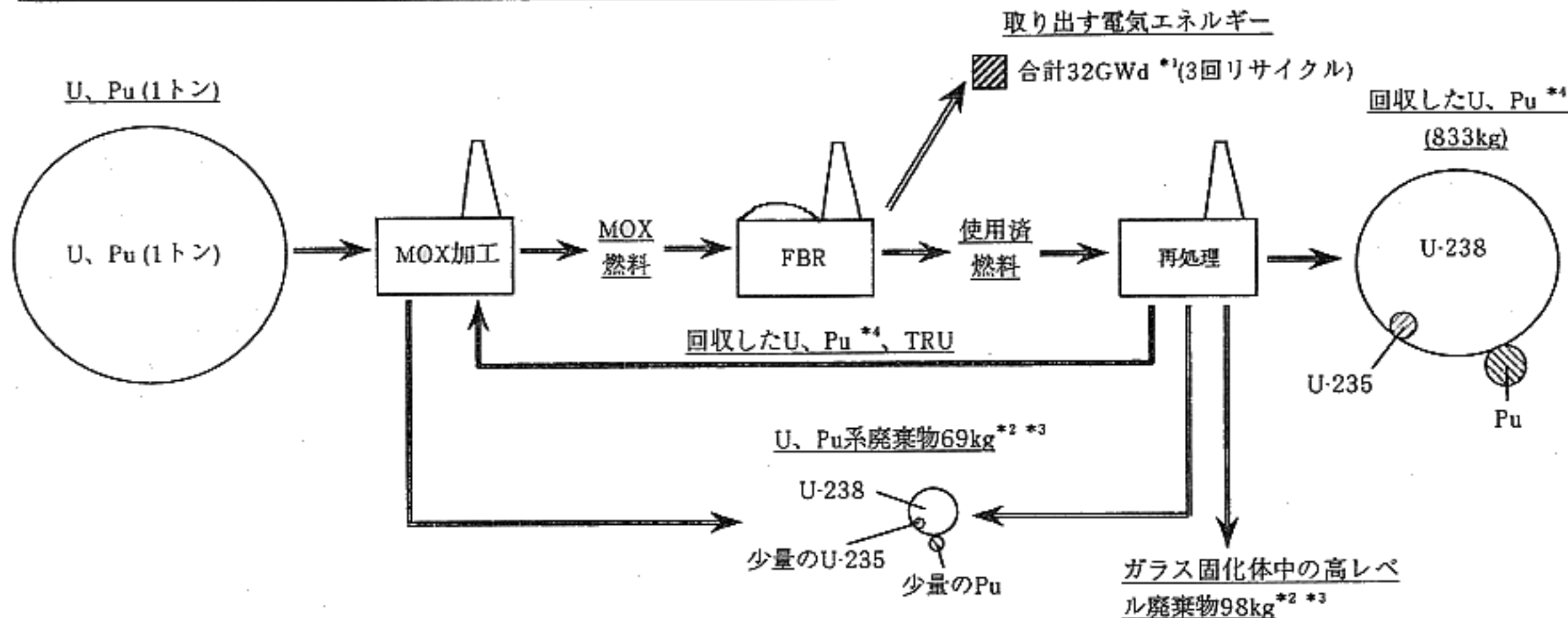
天然ウラン1トンから約1.7GWdの電気エネルギーを取り出すことができます。



- *1) 電気エネルギーとして取り出せるのは、U-235約3.7kgおよび原子炉内でU-238から変換したPu-239約1.5kgが燃焼した量で、これは約1.7GWdに相当します。GWdはエネルギーを表す単位で、1GWd = 24×10^6 kWhです。
- *2) 製錬済みの天然ウランを出発物質と仮定しているため、製錬時に発生する廃棄物（残土など）は含めていませんが、濃縮工程から発生するテイルウランは廃棄物として含めました。（テイルウランとは濃縮の際に発生する廃品ウランと呼ばれるもので一般にU-235の濃度が0.25%程度と天然ウランのそれに比べ低くなっています。）主な廃棄物の形態は使用済燃料です。
- *3) 廃棄物発生量は重量で評価しており、容積として即ちドラム缶の発生量などとは異なります。
- *4) 運転にともない発生する廃棄物や、廃炉にともなう廃棄物は含めていません。

②高速増殖炉サイクルの場合（燃焼度：74GWd/t、リサイクル回数：3回）

核物質1トンから約32GWdの電気エネルギーを取り出すことができます。



*1) 電気エネルギーとして取り出せるのは、主にU-235、原子炉内でU-238から変換したPu-239、およびMOX燃料中のPu-239の合わせて約84kgが燃焼した量で、これは約32GWdに相当します。

*2) 製錬済みの天然ウランを出発物質と仮定しているため、製錬時に発生する廃棄物（残土など）は含めていません。また、3回リサイクル後に再処理して最終的に回収する約833kgのUとPuは廃棄物には含めません。主な廃棄物は加工と再処理工程からロスとして発生する(U+Pu+TRU)廃棄物の合計約69kg（加工と再処理工程でのロス率は各々1%、2%と仮定）および高レベル廃棄物（ガラス固化体）98kgです。

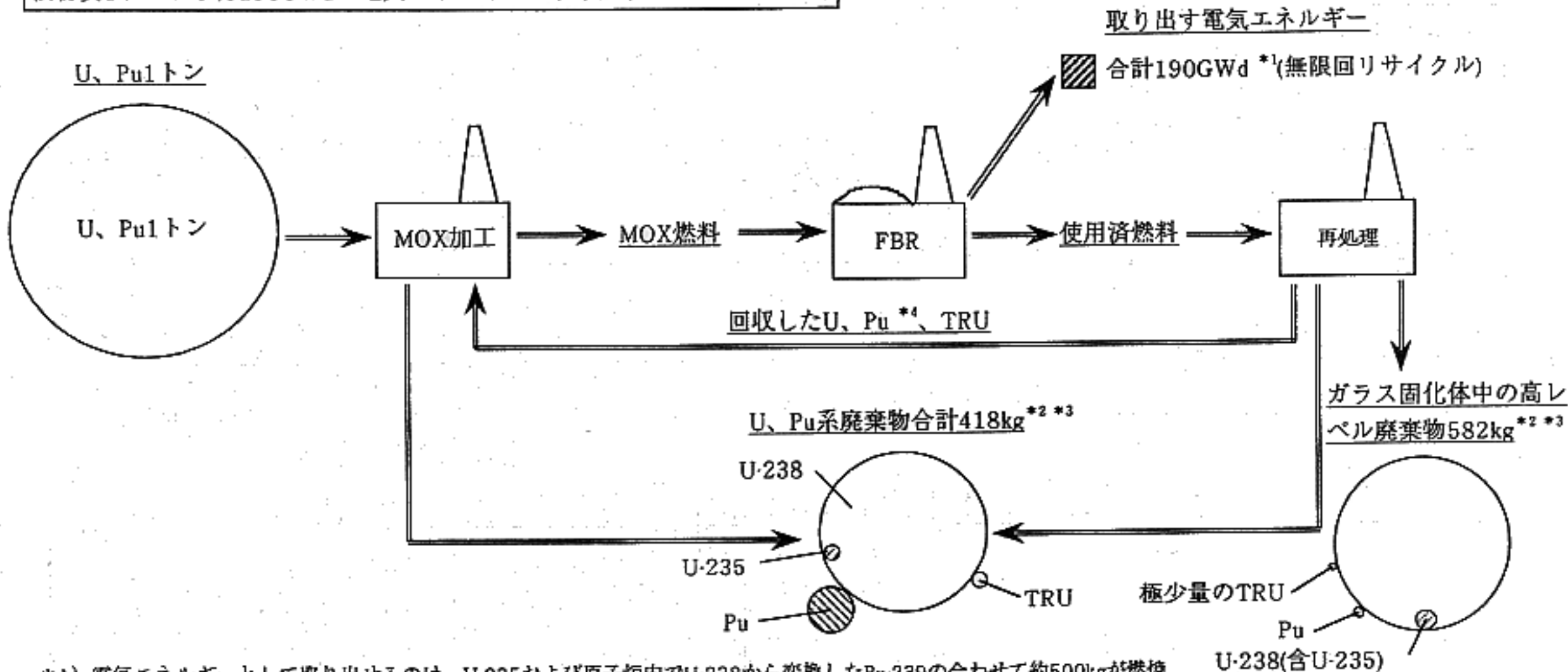
*3) 廃棄物発生量は重量で評価しており、容積として即ちドラム缶の発生量などとは異なります。

*4) FBRでは組成が劣化（高次化）したPuを効率良く燃やすことができます。炉心燃料とブランケット燃料を混合して利用する場合、この組成劣化も進まなくなります。

*5) 運転にともない発生する廃棄物や、廃炉にともなう廃棄物は含めていません。

③高速増殖炉サイクルの場合（燃焼度：74GWd/t、リサイクル回数：無限回）

核物質1トンから約190GWdの電気エネルギーを取り出すことができます。

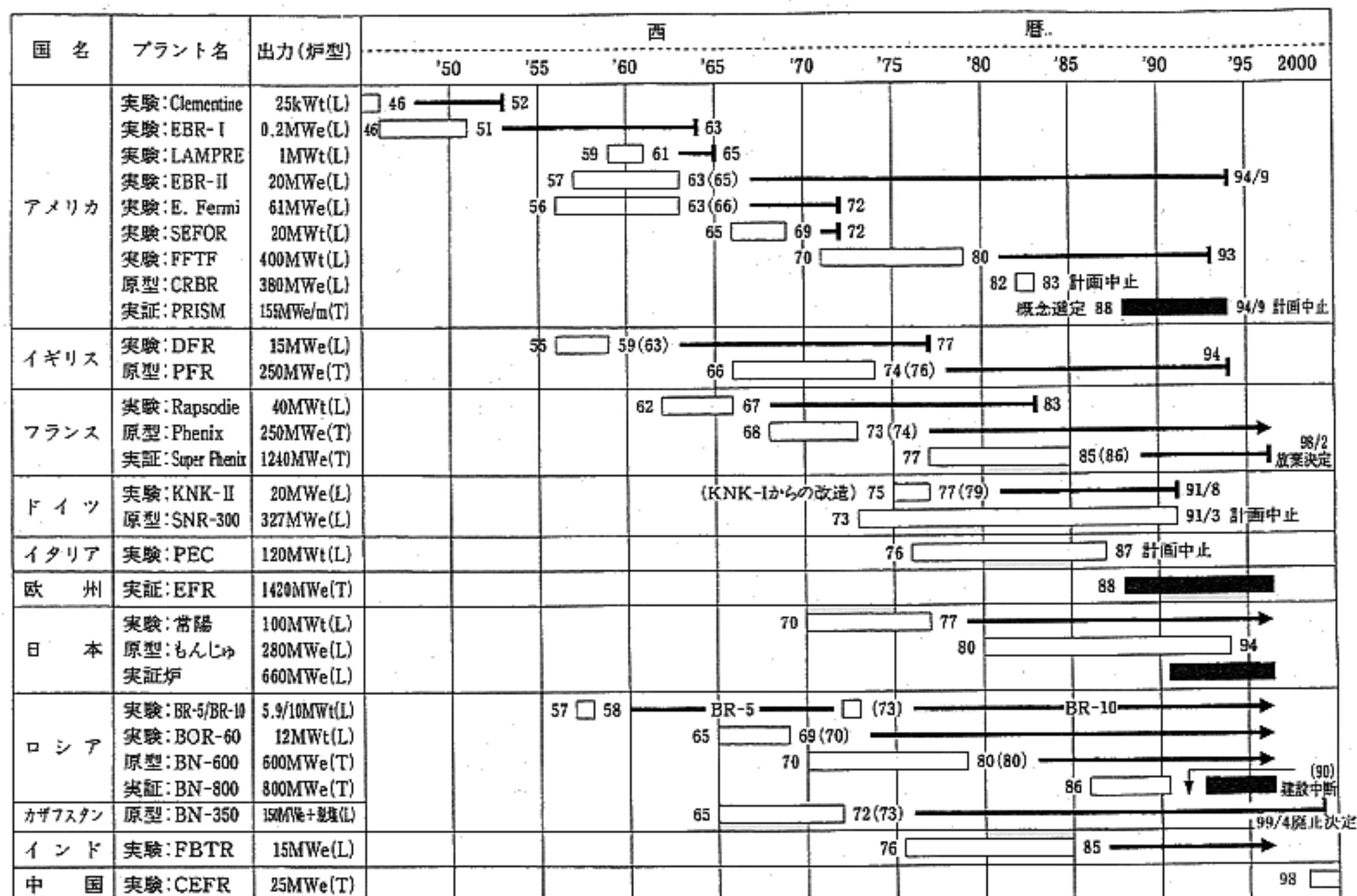


- *1) 電気エネルギーとして取り出せるのは、U-235および原子炉内でU-238から変換したPu-239の合わせて約500kgが燃焼した量で、これは約190GWdに相当します。GWdはエネルギーを表す単位で、1GWd = 24 × 10⁶ kWhです。
- *2) 主な廃棄物は、無限回リサイクルした場合の加工と再処理工程からロスとして発生する(U+Pu+TRU)廃棄物の合計約418kg（加工と再処理工程でのロス率は各々1%、2%と仮定）および高レベル廃棄物（ガラス固化体中）582kgです。
- *3) 廃棄物発生量は重量で評価しており、容積として即ちドラム缶の発生量などとは異なります。
- *4) FBRでは組成が劣化（高次化）したPuを効率良く燃やすことができます。炉心燃料とブランケット燃料を混合して利用する場合、この組成劣化も進まなくなります。
- *5) 運転にともない発生する廃棄物や、廃炉にともなう廃棄物は含めていません。

(4) 各国における核燃料サイクル技術の研究開発について

	アメリカ	フランス	イギリス	ドイツ	ロシア	インド	中国	韓国	日本
核燃料サイクルの政策	当初、核燃料サイクルを完結する方針であったが経済性、核不拡散性等の観点から再処理オプションを放棄した。現在は、ワンス・スルー方針。但し、核兵器解体に伴う余剰兵器 Pu は軽水炉で燃焼及び固化を計画。	核燃料サイクル政策を積極的に推進。Pu は軽水炉で利用。商用の再処理及び MOX 製造を実施。	AGR、軽水炉でのウラン利用。軽水炉での Pu 利用。商用の再処理及び MOX 製造を実施。	軽水炉での濃縮ウラン、Pu 利用。再処理及び MOX 製造は英国、仏国に委託。使用済み燃料の直接処分は法律も通過。連邦政府が原子力発電の終了を決定（新設禁止）。	当面は黒鉛炉 (RBMK) と軽水炉 (VVER) でのウラン利用。将来は、高速炉を中心とした核燃料サイクルの確立を目指す。核兵器解体に伴う余剰兵器 Pu は VVER と BN-600 等で燃焼を計画。	CANDU 炉での天然ウラン利用。ウラン又はトリウムをブランケットとした Pu 高速増殖炉の開発。最終的には、U-233 とトリウムの燃料サイクルを目指す。	PWR 及び APWR によるウラン利用。ウラン資源有効利用のため Pu リサイクルを基本 (FBR を開発)。	CANDU 炉及び軽水炉でのウラン利用。再処理せず。軽水炉で利用した燃料を重水炉で再利用する「タンデムサイクル (DUPIC 燃料)」を米・カナダと協力して開発中。	核燃料サイクルの完結を目指す。現状は、軽水炉での Pu 利用を推進 (プルサーマル)。FBR は将来の非化石エネルギーの有力な選択肢の一つとして研究開発を実施。
高速炉	実験炉 EBR-II は現在解体中。実験炉 FFTF は停止中 (待機)、再開検討中。GE が中心となり FRISM 炉の開発を継続。NERI プログラムで小型高速炉を研究。	実験炉 Rapsodie 閉鎖 (1992)。原型炉 P X は 2004 まで運転。実証炉 S P X は 1998 に放棄を決定。EFR 計画に参加していたが設計研究は終了。	実験炉 DFR は閉鎖。原型炉 P F R は閉鎖作業中。商業炉 (COFR) を計画していたが EFR 計画 (欧州統合高速炉) に統合。EFR の設計研究は終了。	実験炉 KNK-I, II は閉鎖 (1991)。原型炉 SNR-300 は燃料燃焼前に計画中止 (1991)、解体中。SPX の設計、建設に参加。EFR 計画に参加していたが設計研究は終了。	実験炉 BOR-60 運転中。原型炉 BN-350 (カザフスタン) 廃止決定 (1999)、解体中。原型炉 BN-600 運転中。実証炉 BN-800 建設計画中。鉛冷却実験炉 BREST-300 計画中。	高速実験炉 FBTR 運転中 (Pu-U 炭化物燃料)。原型炉 PBTR 設計中 (MOX 燃料)。	1998 年、北京郊外に高速実験炉 (65MWt、20MWa) を建設開始。	基礎技術及び概念設計を実施中。	実験炉 (常陽: 100MWt) 運転中。原型炉 (もんじゅ: 714MWt、280MWa) 現在運転停止中。
軽水炉再処理	なし	COGEMA 社: La Hague (濃縮 U 用 1600t/年) Marcoule (天然 U 用 1600t/年、1997 運転停止)	BNFL 社: Sellafield の THOR P 工場 (LWR、AGR 燃料 1200t/年) 運転中。Sellafield の B205 工場 (GCR、1500t/年) 運転中。	再処理を英国 (BNFL)、仏国 (COGEMA) に委託。	RT-1 再処理プラント (Chelyabinsk) 運転中。RT-2 再処理プラント (Krasnoyarsk) 建設中。	KARP 再処理プラント 稼働中 (100tHM/年)。	甘粛省蘭州に民生用再処理 P P (50tHM/年) を建設中。	なし	東海再処理工場 (0.7t HM/日) は現在運転停止中。六ヶ所村に商業プラント建設中 (約 800tHM/年)。
高速炉再処理	ANL で乾式再処理技術の研究していたが中止。	CEA が高速炉用パイロットプラントを運転 (Marcoule、5t/年)。	UKAEA が Dounreay で小規模工場 (7tHM/年) を運転		RIAR で乾式再処理技術の研究を実施中。	FBTR 使用済み燃料の再処理研究施設整備中。			
軽水炉燃料製造	GE、MFC Fuel、ABB、Siemens Power 社が LWR 用燃料を加工。	FBFC (LWR 用) COGEMA 社が MOX 燃料を加工 (Melox、160tHM/年)	BNFL が Magnox、AGR、LWR、MOX 燃料を加工。	Siemens (AMF) (LWR 用燃料) Hanau の MOX 燃料製造工場は閉鎖 (建設中閉鎖実施)	Electrostal Plant と Novosibirsk Plant で VVER 及び RBMK 燃料を製造。	NFC で重水炉及び BWR 用燃料製造。	四川省宜賓の燃料製造工場 (FWR 用) 運転中。	CANDU 燃料及び PWR 燃料の製造施設運転中。	東海 MOX 燃料工場 (ふげん用 10tMOX/年) 稼働中。商業 MOX プラント計画中。
高速炉燃料製造		COGEMA が FBR、MOX 燃料を加工 (Cadareche、35tHM/年)			Electrostal Plant で BWR 用ウラン燃料製造。マヤクの PAKET で高速炉、VVER 用 MOX 燃料製造研究。RIAR で振動充填方式による高速炉用 MOX を製造。	BARC の MOX 及び炭化物燃料製造施設稼働中。			東海 MOX 燃料工場 (常陽及びもんじゅ用 5tMOX/年) 稼働中。
廃棄物処理・処分	商業原子炉からの使用済み燃料は直接処分。軍事関連施設からの高レベル廃液はガラス固化後、地層処分。DOE がユッカ Mt. を処分候補地としてサイト特性調査中。	1991 廃棄物管理法で分離・減容処理、深地層処分、長期貯蔵の研究開発をすすめる。2006 まで方針決定。CEA: 研究開発 COGEMA: 廃棄物処理 ANDRA: 処分実施主体	FLM は、ガラス固化 (AMF 法) し、最低 50 年間貯蔵後、地層処分の方針。	FLM はガラス固化し地層処分の計画。使用済み燃料の直接処分も選択肢の一つ。BFS がゴアレーベンでサイト特性調査中。	FLM のガラス固化施設あり。(マヤク施設 (RT-1 等))		再処理後の HM 溶液をガラス固化し、深地層処分の方針。処分候補地としてゴビ砂漠の北山地区が有力。	使用済み燃料を外国に委託し再処理するか、そのまま深地層地下処分するか未決定。使用済み燃料の中間貯蔵施設を建設予定。	ガラス固化、貯蔵後、地層処分の方針。ガラス固化技術開発施設においてガラス固化処理試験を実施中。横須賀に深地層研究所 (仮称)、岐阜県瑞浪町に超深地層研究所の設置を計画中。
核種分離・減減処理研究	ANL で IFR 計画の中で Na リサイクルを検討したが中止。LANL で乾式再処理と加速器駆動未臨界炉 (ADS) での分離・減減を提案、研究	上記廃棄物管理法に基づき、分離・減減研究を実施中 (SPIN 計画)。高速炉を用いた Pu 及び NA 燃焼 FP 核変換の CAPRA 計画実施中。	フランスを中心とした CAPRA 計画に参加。	フランスを中心とした CAPRA 計画に参加。(EU の超ウラン研究所で、分離、NA 燃料の研究中)	IFPE の臨界実験装置で Na の実験を実施。RIAR で乾式再処理と振動充填により MA 燃料を製造し、高速炉での燃焼を検討中。マヤクで分離技術研究開発中。	なし	なし	長寿命核種の分離・減減処理技術の研究実施中。	オメガ計画の基に、微研、JNRC、電中研で分離・減減技術研究を実施中。

(5) 世界の高速増殖炉開発スケジュール



注) 着工 初臨界(運転) : 閉鎖 : 運転中 : 計画中止 炉型(L): ループ型、(T): タンク型