



フランスの核燃料サイクル諸施設の能力とその整合性

—フランスの核燃料サイクルを支えるもの—

The Capacity of Fuel Cycle Facilities and Its Coherence in France

—The Status of Nuclear Fuel Cycle Industry in France—

小島 久雄

Hisao OJIMA

東海研究開発センター
核燃料サイクル工学研究所

Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories
Tokai Research and Development Center

January 2011

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

本レポートは独立行政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 (<http://www.jaea.go.jp>)
より発信されています。

独立行政法人日本原子力研究開発機構 研究技術情報部 研究技術情報課
〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根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
Intellectual Resources Section, Intellectual Resources Department,
Japan Atomic Energy Agency
2-4 Shirakata Shirane, 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, 2011

フランスの核燃料サイクル諸施設の能力とその整合性 ーフランスの核燃料サイクルを支えるものー

日本原子力研究開発機構 東海研究開発センター 核燃料サイクル工学研究所
小島 久雄⁺

(2010年11月4日 受理)

フランスの核燃料サイクル諸施設の採用プロセスや公称能力等について、主に公開資料に基づき整理し、各施設間の能力は十分に整合のとれたものであることを確認した。核燃料サイクルで使用する試薬類のリサイクル利用について、特にフッ素に着目して考察を試みた。

また、現存核燃料サイクル諸施設の更新計画を調査し、今後のフランスの核燃料サイクル事業の拡大性について検討した。

核燃料サイクル諸施設はほぼフランス全土に分散して立地しているため、核燃料物質の輸送が不可欠な活動となる。限られた情報から、特に再処理工場からのプルトニウムとウランに着目して、輸送の実態と推定される課題等について整理した。

核燃料サイクル工学研究所：〒319-1194 茨城県那珂郡東海村村松 4-33

+核燃料サイクル工学研究所 副所長 兼 プルトニウム燃料技術開発センター長

**The Capacity of Fuel Cycle Facilities and Its Coherence
in France**
—The Status of Nuclear Fuel Cycle Industry in France—

Hisao OJIMA⁺

Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories
Tokai Research and Development Center
Japan Atomic Energy Agency
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received November 4, 2010)

This report summarizes the feature of nuclear fuel cycle facilities, such as the process adopted or nominal capacity, in France, according to unclassified materials or author's experience. It was confirmed that the capacity of French facility is coherent well each other. Recycling aspect of chemical reagent used in the cycle, especially the fluorine, has been investigated, as well as nuclear materials.

Based on known plans about renewal of current facilities, a preliminary study on a possibility of step-up in production has been conducted.

As facilities locate all over the land in France, the transportation of nuclear materials is an essential work. Focusing on the uranium and plutonium recovered in the reprocessing plant, the status and supposed subjects of their transportation are mentioned.

Keywords: Nuclear Fuel Cycle, Facility, Capacity, Process, Transportation,
Recycle, France

⁺ : Deputy Director-General, Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories
Director, Plutonium Fuel Development Center

目 次

1. はじめに-----	1
2. フランスの核燃料サイクル諸施設-----	3
2.1 諸施設のサイト-----	3
2.2 諸施設のプロセスと公称能力-----	4
3. 諸施設能力の整合性に関する考察-----	16
3.1 能力整合性の評価-----	16
3.2 整合性の効果-----	19
4. 核燃料サイクルの発展性についての考察-----	20
4.1 核燃料サイクルの規模-----	20
4.2 核燃料の輸送-----	23
5. おわりに -----	25
謝 辞-----	25
参考文献-----	26

Contents

1. Introduction	1
2. Fuel cycle facilities in France	3
2.1 Site	3
2.2 Process and Capacity	4
3. Study on the coherence of capacity among facilities	16
3.1 Evaluation on the coherence	16
3.2 Effect of coherent capacity	19
4. Study on possibilities of the fuel cycle in France	20
4.1 Future scale of the fuel cycle	20
4.2 Transportation of nuclear materials	23
5. Concluding Remarks	25
Acknowledgements	25
References	26

1. はじめに

フランスの国内総発電量の約 80%が原子力でまかなわれていることはよく知られた事実であり、他国と比較しても突出した割合である（図 1）¹⁾。このような原子力定着の背景として、政治的なコンセンサスや国による開発体制の一元化などを上げる報告^{2),3)}もあるが、筆者にとってはそれを評価する知識や経験はない。政策や事業の方向性に関しての解説は他に譲る。

本書は、原子力が安定的にその役割を果たしている背景にある施設や流通（いわゆるインフラストラクチャー）の整備の現状を、引用データにより多少のズレはあるが、2010年の時点で整理し、課題等を評価したものである。いわばこれまで 50 年以上のフランスの原子力活動の結果を施設や核物質という「物」の側面からとらえたものである。

ウラン濃縮、再処理、軽水炉 MOX 燃料の製造あるいは廃棄物処分などについては日本のメディアで取り上げられる機会もあるが、核燃料サイクルを完成させるにはその他の機能を分担する施設等も同じ重要さで注目され、論じられなければならない。

そこで、まず、フランスの核燃料サイクル全般を俯瞰し、核燃料サイクル諸施設の個々の機能と公称能力についてとりまとめるとともに、それらの規模の整合性を評価した。さらに、施設の増強計画やフランス全土にわたる核物質の輸送などの状況などから、フランスにおける核燃料サイクルの発展性や課題についての考察を試みることにした。なお、廃棄物処分については次稿において追記・増補を図りたい。

用いた情報について述べる。

筆者自らの足や目で確かめたものは過去数回の出張の機会に得ることができたごく一部のものに限られる。ほとんどが各種の調査報告書やインターネット検索等に基づくものであり、引用しているデータの原典にまでさかのぼっての精査は必ずしも十分ではない。

複数の情報源の間には内容的に整合のとれない部分もあった。筆者なりに情報を判断し、本書の範囲においては整合性を持たせたつもりである。

このような状況であるが、必要があればいずれ正すとして、フランスの現状を大まかにでも理解していく上での参考になればと思い、ここに取りまとめた。

原子力がフランス市民に受け入れられ定着してきた背景には、核燃料サイクル諸施設の事業者（政府、事業主のみならず従業員も含めて）による理解促進・合意形成に係るなんらかの、そして、メディアなどに取り上げられない日々の地道な活動があるものと推測する。すなわち「人」の側面からの事業活動である。それを知ることは今後の機構の事業の展開においても参考になるはずである。

そのためには事業者としての立場からだけでなく、市民の感覚で意見を整理し評価や分析を行う必要がある。現地の社会に溶け込んで時間をかけた調査が必要であり、本書では問題提起だけにとどめる。

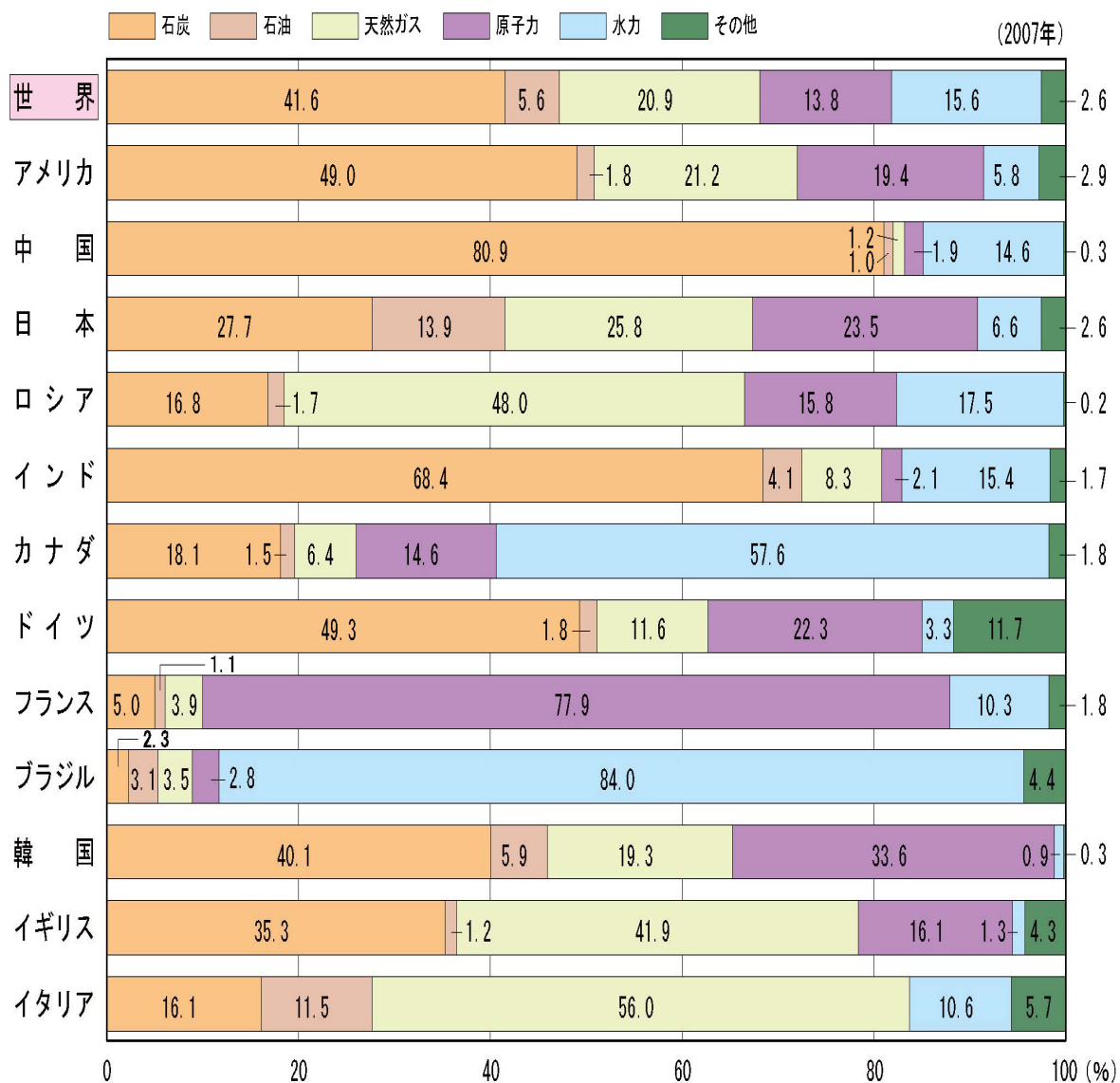


図 1 主要国の電源別発電電力量の構成比
 (電事連「原子力・エネルギー図面集 2010」より転載)

2. フランスの核燃料サイクル諸施設

2.1 諸施設のサイト

図 2 にフランス国内の核燃料サイクル諸施設の所在地を示した³⁾。パリを挟んで北西端に La Hague 再処理工場が (図 2 中[A])、また、南方のローヌ(Rhone)川下流域 (図 2 中[B]) に 転換・ウラン濃縮・ウラン燃料加工・MOX 燃料加工などの施設が立地されている。

フランス全土に諸施設が分散して立地しているが、再処理の歴史を概観すると、1958 年、Marcoule (ローヌ川下流域) で黒鉛炉からの金属ウラン燃料を再処理する UP1 (既に閉鎖、現在解体中) の運転を開始し、その後、1976 年より、La Hague の UP2-400 (当時の名称。前身の UP2 は金属燃料を対象に 1966 年運開) にて酸化物燃料の再処理を開始している。したがって、全土への拡散 (拡大) は 1970 年頃以降のことと言えよう。

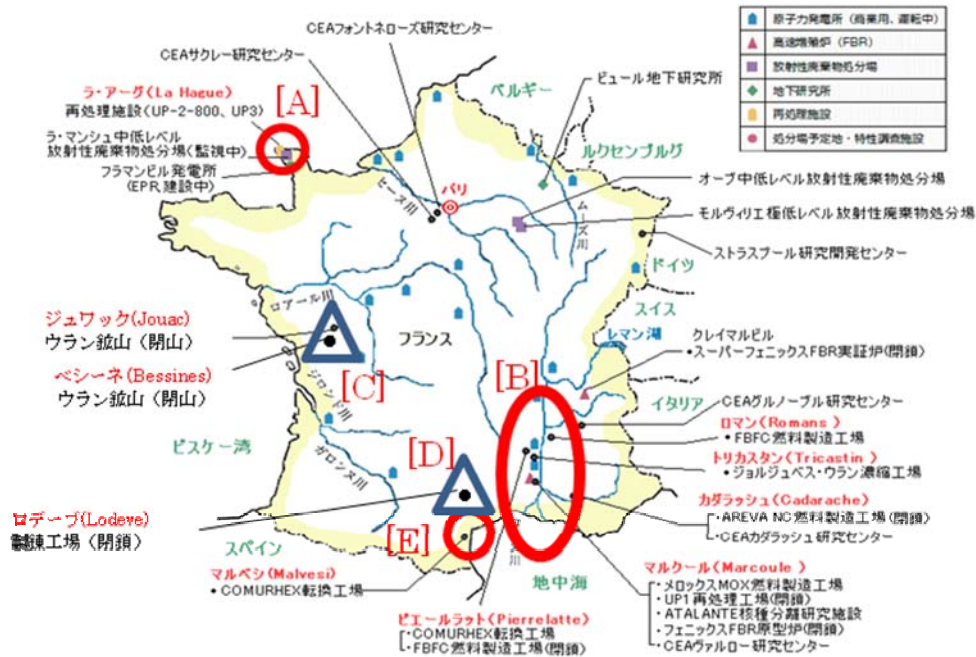


図 2 フランスの核燃料サイクル諸施設サイト
(ATOMICA14-05-02-05 より引用、追記)

- ・・・現在稼働中の施設所在地
- △・・・既に閉鎖された施設所在地

2.2 諸施設のプロセスと公称能力

以下の(1)～(12)の記載内容の概要を表1および表2に整理した。また表1には参考として日本の諸施設の概要も記載した。

(1) ウラン鉱山

ウラン鉱山から(3)で述べる転換までの核物質の流れを図3に示した。

フランス国内にはかつて、複数のウラン鉱山が存在したが、2001年のJouac 鉱山やBessines 鉱山（いずれもパリ南方Limogesの近郊；図2中[C]）の閉山を最後に国内での採鉱活動は行われていない⁴⁾。現在では宗主国としての歴史を背景に、主にアフリカ諸国での採鉱・採鉱活動が行われている。AREVA NCは、例えばナミビアの砂漠地帯にあるTrekopje 鉱山でヒープリーチング法による採鉱計画を進めている⁵⁾。またニジェールでの生産を計画している⁶⁾。

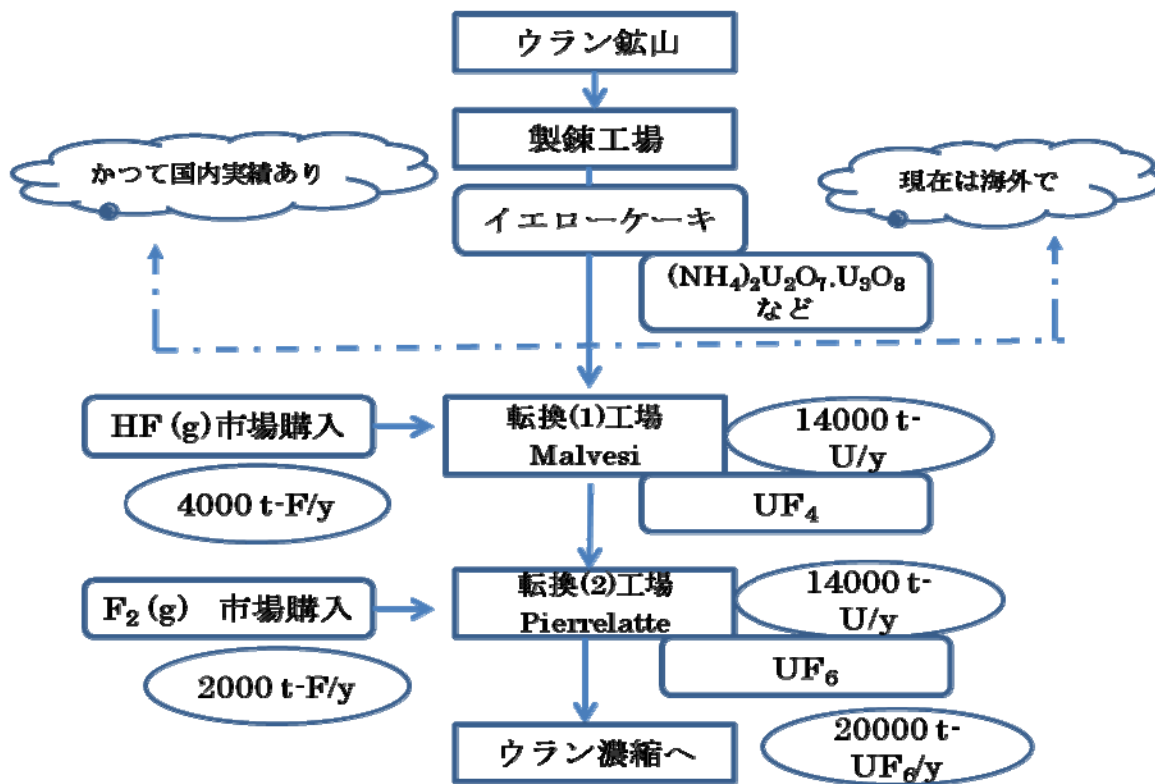


図3 ウラン鉱山から転換までの流れ

(2) 製錬

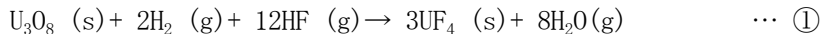
製錬とはウラン鉱石から硫酸や水酸化ナトリウムなどでウランを浸出して得られた溶液をさらに化学処理し、重ウラン酸アンモニウム ((NH₄)₂U₂O₇) や重ウラン酸アンモニウム (Na₂U₂O₇)、あるいは三酸化八ウラン (U₃O₈) などの化合物を得る工程である。6価のウランを含む化合物は黄色を呈することからこれらをイエローケーキと通称している。

Lodeve (図2中[D]) に1000t/y 規模の製錬工場があったが1997年に閉鎖された⁷⁾。大量のウラン鉱石の輸送にかかるコストを考えれば、ウラン鉱山と製錬工場とは近接していることが好ましく、フランス国内での採鉱活動とほぼ時を同じくして同製錬工場も終焉を迎えている。

現在、フランスはイエローケーキを輸入していると考えるのが自然である。

(3) 転換

転換とはイエローケーキを原料とし化学的手法によりウラン濃縮の原料となる6フッ化ウラン(UF₆)を得る工程を指す。イエローケーキに含まれる不純物を溶媒抽出法あるいはアンモニア塩沈殿法により除去し、純粋なU₃O₈を得たのち、通常、次の2段階のフッ化処理によりUF₆とする。



本書では便宜上、反応式①の範囲を転換(1)、反応式②の範囲を転換(2)と呼ぶ。

転換(1)については地中海側スペイン国境に近いNarbonne市郊外Malvesi(図2中[E])にあるAREVA NC社(旧Comhurex社)の14000t-U/y 規模の工場が稼働している³⁾。ただし、イエローケーキから純粋なU₃O₈を得るための化学的前処理工程を付設しているかどうかは不詳である。

転換(2)についてはローヌ川下流域のAvignon市北方PierrelatteにAREVA NC社(旧Comhurex社)の14000t-U/y プラントが稼働している³⁾。転換(1)および転換(2)の公称能力は整合がとれていることも踏まえれば、Malvesiの製品は全量Pierrelatteに輸送され、最終的に20000t/yのUF₆が製造されているものと推定できる。

(4) ウラン濃縮

ウラン濃縮の流れを図4に示した。

Pierrelatte 近郊の Tricastin にガス拡散法による Eurodif 社の Georges Besse ウラン濃縮工場⁸⁾がある。規模は 10800 t-SWU/y であり、製品は ^{235}U = 4%の濃縮ウラン (UF_6) と ^{235}U = 0.3% の劣化ウラン (UF_6) である⁹⁾。

転換(2)からの 14000t-U/y (20000t- UF_6 /y に相当) を全量、ウラン濃縮の原料として利用すれば、約 1500t-U/y の濃縮ウラン(4%)が得られ、劣化ウラン(0.3%)は約 12500t-U/y となる。この時の分離作業量 (SWU ; Separative Working Unit=注 1)) は約 8100t-SWU/y となることから、工場の運転には十分な余裕がある。なお、Pierrelatte の転換(2)工場以外からの UF_6 の受け入れを行っているか否かは不詳である。

なお、4.1 において詳細を述べるが、AREVA NC は遠心分離法を採用した新しいウラン濃縮工場(Georges Besse II)の建設計画(注 2)を進めている。この運開に伴い、ガス拡散法による Georges Besse 工場は閉鎖する予定である。

注 1) ^{235}U のモル分率を x とする。 $x \ll 1$ の時、SWU の計算に必要な価値関数 $V(x)$ は次の近似式で求められる。

$$V(x) = (2x-1) \cdot \ln(x/(1-x))$$

注 2) AREVA NC 社の前身の COGEMA 社は遠心分離法の技術を持たなかったため、動燃(当時)からの技術導入の可能性も俎上に乗せたが、最終的に URENCO の技術を採用するに至った。

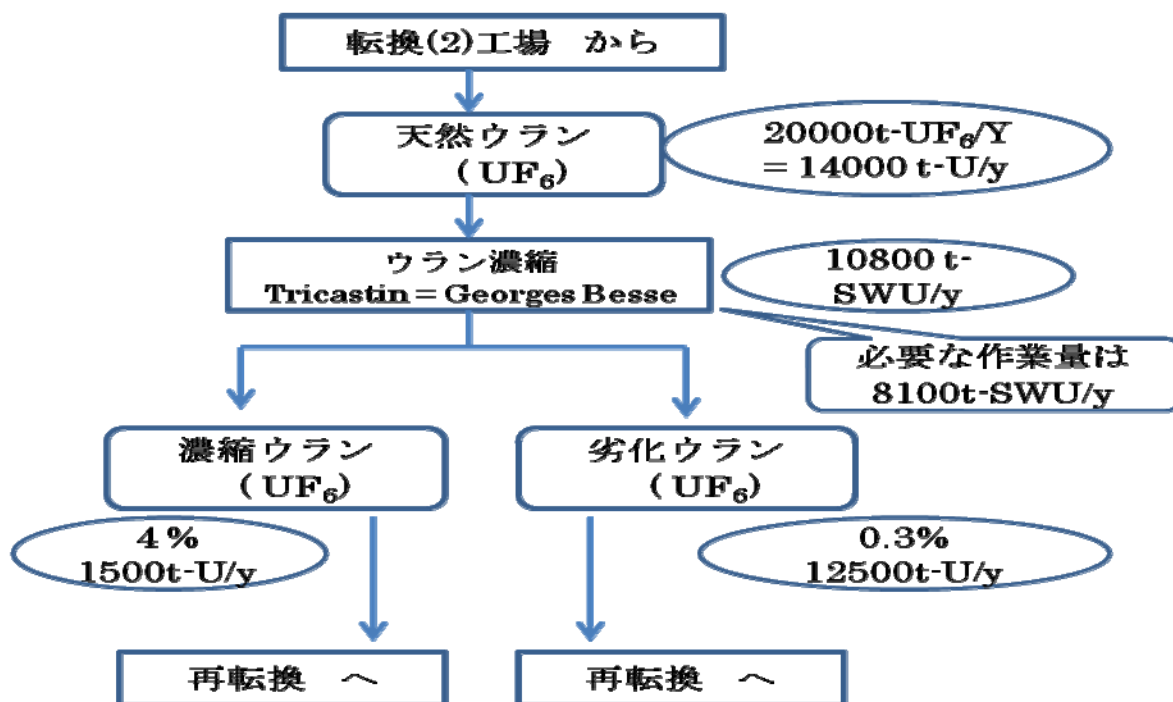


図4 ウラン濃縮の流れ

(5) 再転換

再転換とは図5に示すように、フッ化物を酸化物に変える工程である。

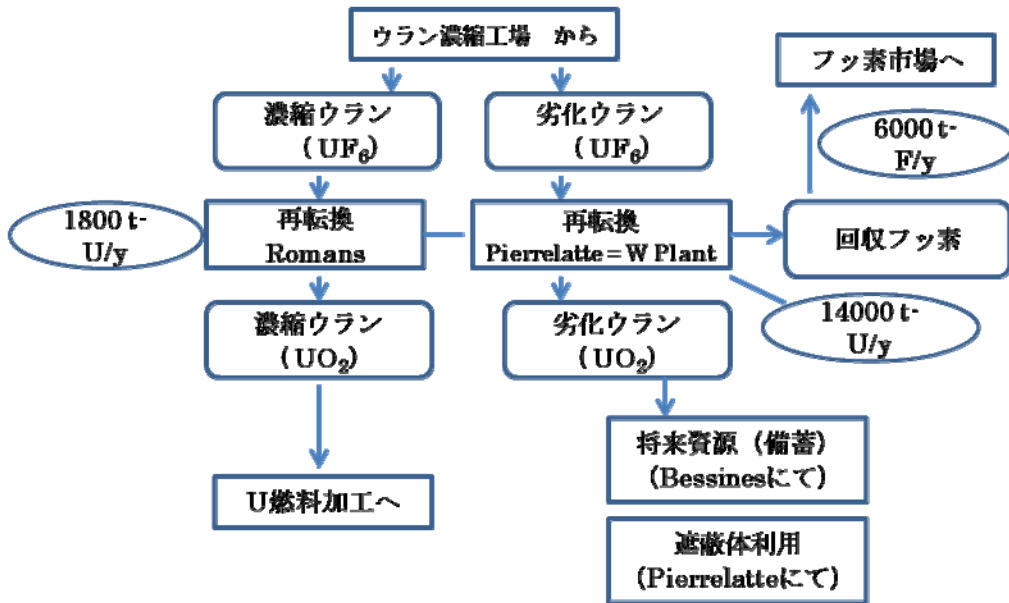


図5 再転換の流れ

ウラン濃縮工場からは濃縮ウラン(Enriched U)と劣化ウラン(Depleted U)の UF₆ が得られる。便宜上前者を EUF₆、後者を DUF₆ と記述する。フランスの安全当局は UF₆ のままの貯蔵は行わないよう指導しており、EUF₆ はもちろん、DUF₆ も酸化物に再転換している。

これらは同じプロセスで再転換可能であり、いくつかの工業化された方法がある中で、フランスでは次の反応式(3)に示す水蒸気を用いた乾式 (IDR) 法を採用している。



オフガス中の HF(g) は水に吸収してフッ化水素酸 (フッ酸 ; HF の水溶液) として回収し、一般のフッ素市場に原料として売却している。

なお、回収フッ素を CaF₂ として固定化するプロセス (反応式(4)) も一般的である。



DUF₆ の再転換を行っているのは現状ではフランスとロシアのみであり、米国は施設建設を進めている (注)。未処理の DUF₆ はシリンダに封入し、貯蔵されている。

(注) ロシアは AREVA NC の W Plant (下記) の技術移転を受け、2009年12月、10000t-UF₆/y の再転換工場の運転を開始¹⁰⁾した。また、米国は2010年9月、オハイオ州の施設の試験運転を開始した¹¹⁾。

▶ フランスにおける UF_6 の再転換

Georges Besse ウラン濃縮工場で生産された LWR 燃料の原料となる UF_6 はローヌ川下流域の Valence 市郊外の Romans にある FBFC (Franco-Belge de Fabrication de Combustibles) の Romans 工場にて UO_2 に再転換される³⁾。2007 年の情報によればその規模は 1800t-U/y である¹²⁾。これは Georges Besse 工場の濃縮ウラン生産量(1500t-U/y)を上回る。

▶ フランスにおける DUF_6 の再転換

AREVA NC 社 (旧 Comhurex 社) は Pierrelatte にある W Plant において DUF_6 の再転換を行っている¹³⁾。1984 年から運転開始し、2007 年には配管腐食による HF の漏えい事象で一時操業を停止したが、2008 年には運転を再開した¹⁴⁾。

規模は 20000t- UF_6 /y と報告されている。これは 14000t-U/y に相当する。Georges Besse ウラン濃縮工場からの劣化ウランは 12500t-U/y であるから余裕があるため、URENCO からの DUF_6 の処理も行っている。

また、14000t-U/y という規模は転換(1)および(2)の規模と等しい。したがって、20000t の DUF_6 から分離回収される 6000t のフッ素は、物質収支上、全量が転換(1)及び(2)にリサイクル利用できることになる。しかしながら、再転換工程においてはフッ化水素酸で回収されるため、何らかの化学処理により転換(1)で必要とする HF ガスあるいは転換(2)で必要とする F_2 ガスにする必要がある。

回収されたフッ化水素酸は欧州の一般化学市場に売却され¹⁵⁾、その後、等量の HF ガスあるいは F_2 ガスを一般市場より購入しているものと推察する。後ほど、3.2 で再度、触れる。

▶ 再転換後の劣化ウランの処置

フランスでは劣化ウランは将来的に利用しうる資源であると位置づけており、W Plant から得られた劣化ウランは内容積 3m³、充填量 10t の容器に封入され、大部分は閉山された Bessines ウラン鉱山に運ばれ保管されている¹⁶⁾。

また、一部は LWR-MOX 燃料製造 (2.2(9)参照) に使われているほか、Pierrelatte の再処理回収ウラン貯蔵庫 (2.2(11)参照) の遮蔽体として 50000t- U_3O_8 が利用された¹⁶⁾。

(6) ウラン燃料加工

ウラン燃料加工から(8)で述べる再処理までの流れを図6に示した。

FBFCのRomans工場(1400t-U/y)にてPWR用燃料の加工がおこなわれている³⁾。ただし、出典によりフランス国内のウラン燃料加工の情報は異なる。

例えば、Romans(700t-U/y)、Pierrelatte(500t-U/y)、Dessel(400t-U/y)とする報告²⁾などである(注)。いずれにせよ、Georges Besseのウラン濃縮生産能力および後述する軽水炉発電に必要とする濃縮ウラン量のいずれも満たすだけの能力を有している。

(注)本書では1400t-U/yとする。なお、Dessel工場の所在地はベルギーである。

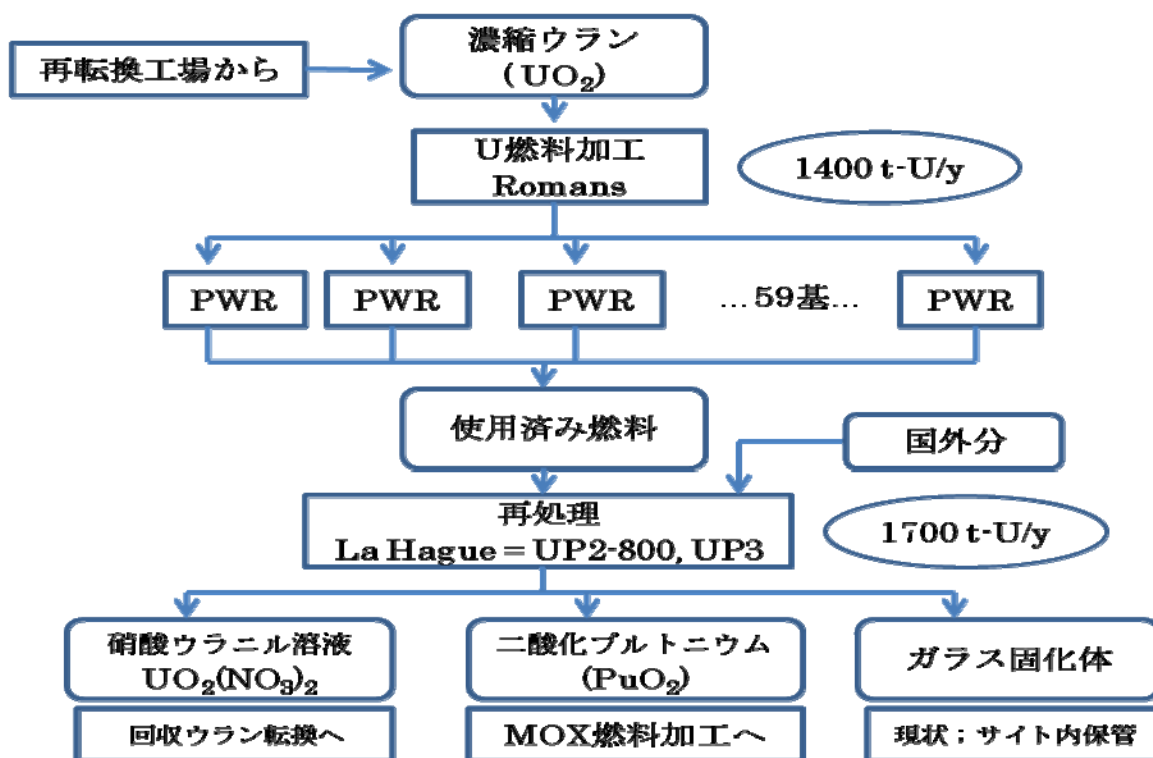


図6 ウラン燃料加工から再処理までの流れ

(7) 軽水炉

原産協会調べ¹⁷⁾では、フランス国内にはEDF(フランス電力庁)が運転する59基のPWRが分散して設置され、その設備容量は66GWeである。

ところで、PWRの場合、1GWe(100万KWe)あたりの濃縮ウラン必要量は濃縮度約4.8%で約18t/yとの解説がある¹⁸⁾。一方、Georges Besse濃縮工場の製品は濃縮度4%であったことから、濃縮ウラン必要量は1GWeあたり約21t/yと補正するのが妥当である。

これより、フランスにおける濃縮ウラン年間必要量（注）は

$$66\text{GWe} \times 21\text{t/y} = \text{約 } 1400\text{t}$$

となり、これは、Georges Besse 濃縮工場の濃縮ウラン生産量、約 1500t/y の範囲内であり、(6)で述べたウラン燃料加工能力(1400t-U/y)とほぼ整合する値である。

なお、軽水炉における MOX 利用については(10)で述べる。

（注）実際には軽水炉での MOX 利用に応じた分だけ少ない量で済む。

(8) 再処理

フランスにおける再処理の歴史を振り返ってみる¹⁹⁾。まず、1954年にパリ郊外にある CEA（フランス原子力・代替エネルギー庁）の Fonteney-aux-Roses 研究センターで PUREX 法の確証試験を実施した後、1958年ローヌ川下流域の南仏 Avignon 郊外 Marcoule において、軍事用プルトニウム生産用黒鉛炉からの金属ウラン燃料を再処理する UP1（既に閉鎖、現在解体中）の運転を開始した。その後、1966年にフランス北西端の La Hague の UP2（当時の名称）にて動力炉用黒鉛炉からの金属燃料の処理に着手し、1976年より同じ La Hague の UP2-400（当初の UP2 を改造）にて酸化物燃料の再処理を開始した。

La Hague には現在、UP2-800 および UP3 の二つの再処理工場がある²⁰⁾。AREVA NC によるこれら施設は、前者はフランス国内需要向け、後者は海外顧客を主に一部は国内需要もまかなうこととしている。規模はいずれも 1000t-HM/y（HM；Heavy Metal = U + Pu）であり、両施設の合計としては最大 1700t-HM/y の制約が加わる。1996～1998年にかけて、1600t-HM/y 以上の処理実績を示した。ここ数年の処理実績は 900～1000t-HM/y 程度である。

いずれの施設も日本の再処理工場（東海村あるいは六ヶ所村）と同じ Chop and Leach/Purex 法を採用している。プロセスや装置の詳細においてはいくつかの相違点がある。例えば、Pu は単体で抽出したのち、シュウ酸を加えて沈殿物とし、その後焼成して PuO₂ 粉末としている。また、高レベル廃液をガラス固化する点は同じであるが、熔融炉の構造や加熱原理に違いがある。ガラス固化体は現状ではサイト内に保管されており、最終処分場の選定が別途進んでいる。

フランス国内の原子力発電所で発生する使用済み燃料は、(7)での考察の通り約 1400t-HM/y であるので、UP2-800 および UP3 の国内枠を利用することで全量再処理が可能である。

回収される Pu 量は、処理する使用済み燃料の燃焼度などに依存するが、おおむね使用済み燃料の 1%程度とするのが妥当である。このため、La Hague の二つの工場から 17t-Pu/y が PuO₂ として回収される。これは Marcoule に送られ、(9)の MOX 燃料加工の原料として用いられる。

また、U については硝酸ウラニル(UO₂(NO₃)₂)溶液として回収される。La Hague のサイトには U を粉末（固体）にする設備がなく、400g/l に濃縮した硝酸ウラニル溶液²¹⁾として Pierrelatte に輸送し、その後、U₃O₈ に転換される（(11)参照）。約 1700t-U/y の輸送となる。

(9) 軽水炉用 MOX 燃料加工

図 7 に MOX 燃料の流れを示した。

Marcoule のサイトに AREVA NC が運営する 195t-HM/y の MELOX がある。ここでは国内向け、及び日本を含めた国外向けの軽水炉用 MOX 燃料を製造している。MIMAS 法と呼ばれる製法は、La Hague 再処理工場から輸送された PuO_2 粉末に(5)で述べた W Plant などからの UO_2 粉末を添加し、Pu 濃度(「富化度」と呼ぶ)が 30%の混合粉末としたのち、再び UO_2 粉末を添加・混合して所定の Pu 富化度に調整するという、2 段階の混合に特徴がある²²⁾。

現在、仏国内では Pu を大量に必要とする高速炉は運転されていない。また我が国の高速原型炉「もんじゅ」等に必要とする Pu ももはや La Hague の再処理工場を供給元としていないことから、La Hague の再処理工場で回収される Pu (最大 17t/y) は全量が MELOX にて軽水炉用 MOX 燃料に加工されると考えられる。一方、軽水炉用 MOX 燃料中の Pu 富化度は、4~9%²³⁾である。17t/y の Pu を用いて Pu 富化度 9%の MOX 燃料製造を考えると設備規模は約 190t-HM/y と計算できる。

なお、高速炉用 MOX 燃料は、かつては南仏 Aix-en-Provence 郊外 Cadarache の 40t-HM/y 規模の工場 (AREVA NC 所有。高速炉用、軽水炉用の 2 系列) にて製造されていた。同工場は耐震強化に費用がかかるため閉鎖され、軽水炉用の機能のみが MELOX に集約された²⁰⁾。

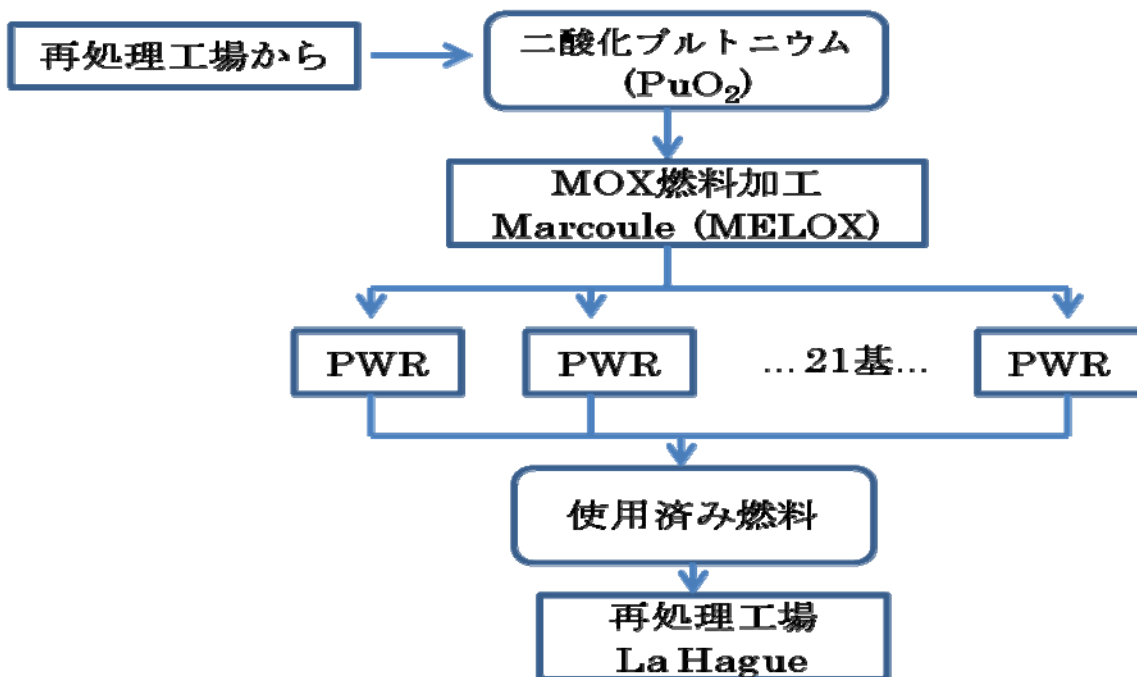


図 7 MOX 燃料の流れ

(10) 軽水炉 MOX 利用とその再処理

59 基の軽水炉が稼働しているが、そのうち 21 基で MOX 燃料が利用されている (2007 年 12 月末現在)²⁴⁾。

軽水炉 MOX 使用済み燃料の再処理については、1992 年に Marcoule にある再処理試験施設の APM において約 2 t の処理が行われて以降、2008 年末までに、La Hague の UP2-800 など合計約 75t の処理が行われた²⁵⁾。軽水炉 MOX 燃料を単独で処理する、あるいはウラン燃料と混合処理する、の二つのオプションが試験されている。

(11) 再処理回収ウラン転換およびその利用

図 8 に再処理にて回収されたウランの流れを示した。

(8) で述べたように、La Hague の再処理工場は硝酸ウラニル溶液として回収したウランを固体に転換する設備を有していない。このため溶液のまま、Pierrelatte に輸送している。Pierrelatte では AREVA NC (旧 ; Comhurex) が、TU2 施設 (1200t-U/y) および TU5 施設 (1500t-U/y) において、再処理工場から搬入された硝酸ウラニル溶液をアンモニア沈殿処理し、得られた沈殿物を焼成するなどの工程により U_3O_8 に転換している²⁶⁾。

回収ウランには天然ウランにはない ^{232}U が含まれる。これは比放射能が高く、また娘核種の ^{208}Tl は高エネルギーの γ 線を放出することなどから回収ウランの貯蔵にあたっては遮蔽対策を考える必要がある。このため Pierrelatte ではウラン濃縮工場からの劣化ウランを遮蔽体として利用している¹⁶⁾。

回収ウランの一部は 1985 年に Comhurex 社 (当時) で転換後、1986 年に URENCO の遠心分離機で濃縮された。1987 年以降、Craus の炉において毎年 1~2 体程度装荷されている²⁶⁾。回収ウランのリサイクル利用は試験的な位置づけと考えられる。

なお、TU2 は ^{235}U 濃度が 1.2% 以下、TU5 では同 1.0% 以下の硝酸ウラニル溶液の処理を行っており、この際回収された硝酸は La Hague 再処理工場へリサイクルしている²⁶⁾。

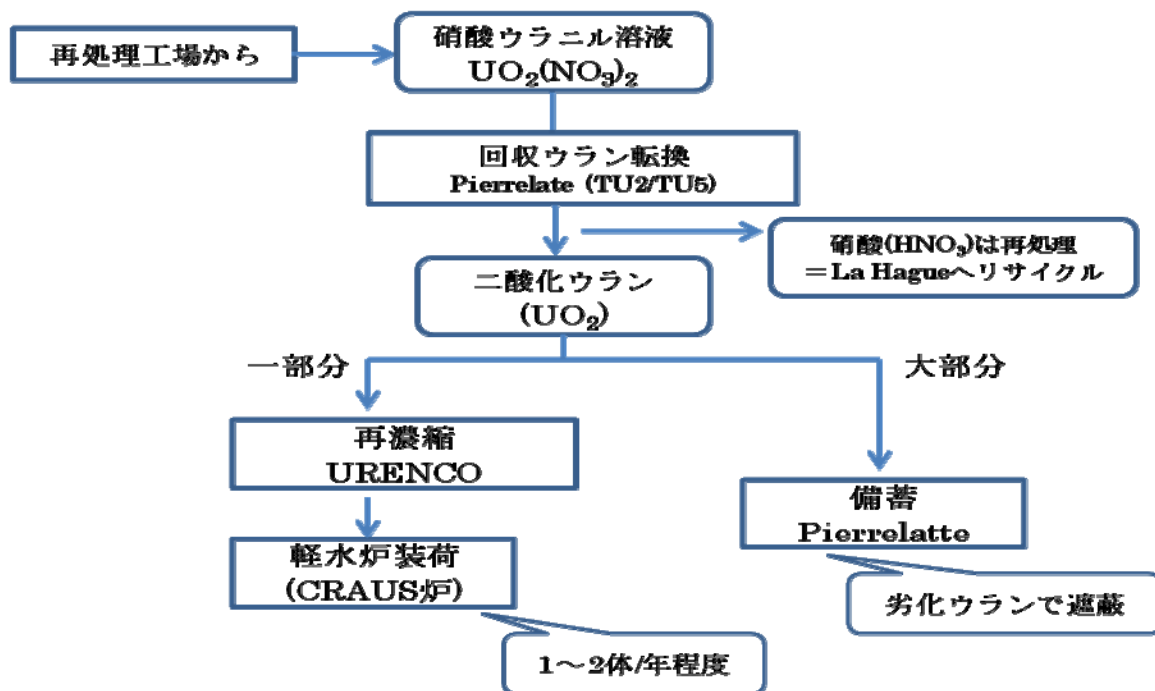


図 8 回収ウランの流れ

(12) 高速炉

実験炉及び原型炉はCEAが運営した。実証炉はフランス、イタリア、西ドイツ(当時)、ベルギーおよびオランダの5カ国の電力会社が出資したNERSA社が運営した。いずれもMOX燃料を用いたナトリウム冷却炉である²⁷⁾。

➤ 実験炉 Rapsodie

Cadarache 研究所内に設置され、1967年に初臨界に達した熱出力20MWt(のち1970年に40MWt)の炉である。1982年、Na漏れのため閉鎖に至った。

➤ 原型炉 Phenix

Marcoule 研究所内に設置された電気出力250MWeの炉である。1973年8月に臨界を達成し、1974年3月には定格出力に達した。20年の設計寿命に達した1994年から補強工事を実施し、2003年に運転を再開したが、2009年に運転を停止した。

➤ 実証炉 Super Phenix

スイス国境に近いローヌ川上流のClays-Marvilleに建設された。電気出力1240MWeで、1985年に臨界に達し、1986年から全出力運転が開始された。1987年のナトリウム漏れ事故で運転中断後、1994年からはアクチニド消滅の試験炉などの目的で再起動したが、最終的に1998年に廃止措置が決定された。

(参考)

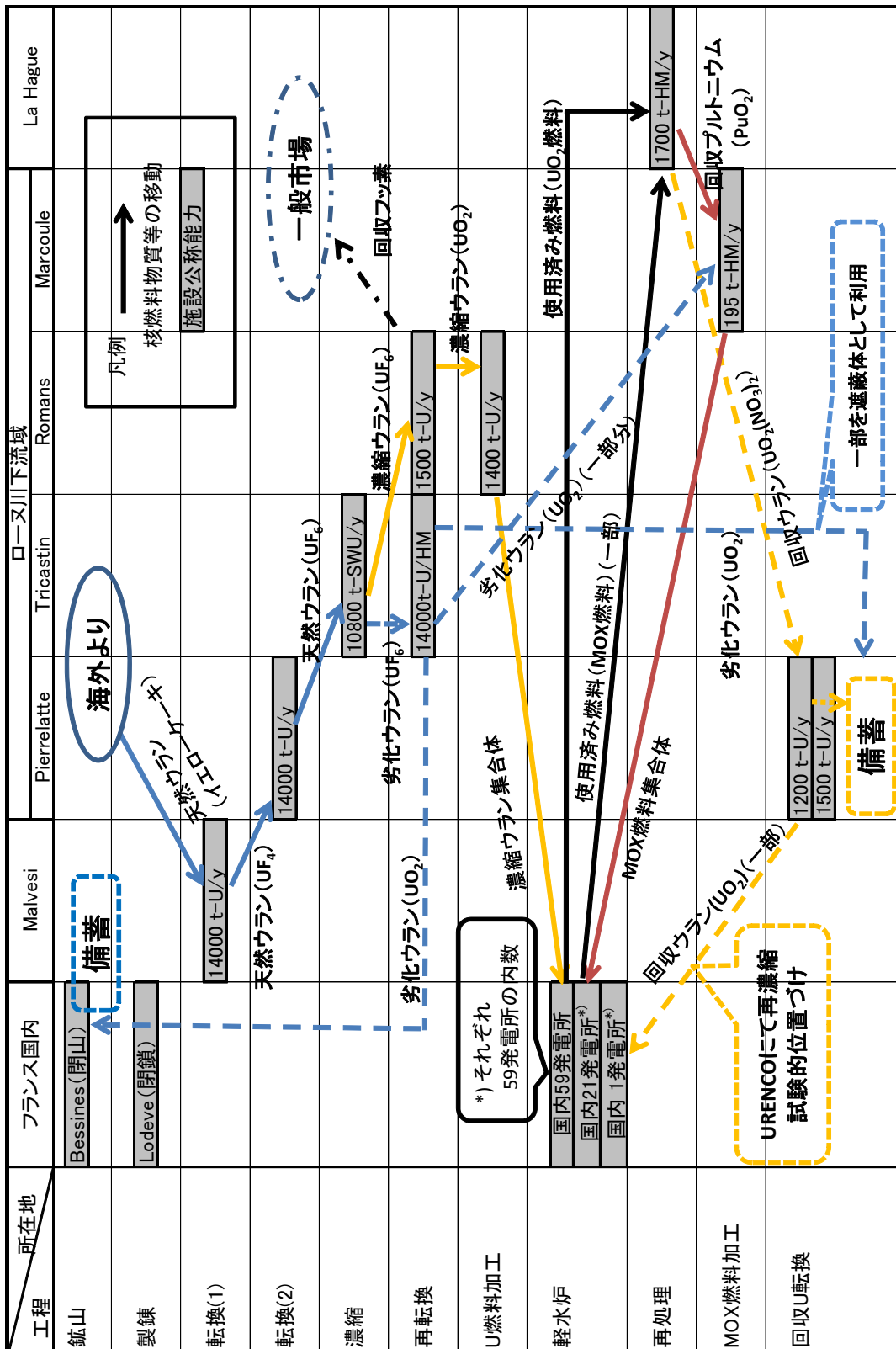
➤ ASTRID 計画²⁸⁾

2006年、実用化前のプロトタイプ炉として当時のシラク大統領が開発計画を提示したナトリウム冷却の高速炉である。電気出力600MWeであり、MarcouleのPhenix炉の隣接地に建設が予定されている。2020年の運開をめざし、2012年には技術仕様を固め、2015年から詳細設計を行う予定である。AREVA、EDF、CEAなどが一体となって参加している。

表1 フランスの核燃料サイクル施設の概要

核燃料サイクル	施設名称 (所有者(社)) [設置場所]	規模(公称)	プロセス・機能	出典、出典に含まれる主な情報	その他の情報・解説等	(参考)日本では
ウラン鉱山	"Jouac" *** [Jouac]	1000t-U/y	ウラン鉱石 → エイローケーキ(U ₃ O ₈)	(ATOMICA 14-05-02-05) 仏国内最後の鉱山、2001年閉鎖	Bessines鉱山(2001年閉山)の情報あり	人形峠(埋蔵量1,650t-U)、 真淵鉱山(埋蔵量3,890t-U) いずれも閉山。
製錬	"Lodeve" *** [Lodeve]	14000t-U/y	U ₃ O ₈ + 2H ₂ + 12HF → 3UF ₄ + 8H ₂ O	(ATOMICA 04-04-01-05) 1997年閉鎖		鉱石からエイローケーキを経ることなくUF ₄ を 製造するウラン精錬法(PNG法)を東海製錬 所(1957年)にて開発に着手。UF ₆ への転換 技術は1976年より人形峠事業所にて実施。 1980年度までに385t-U製造。 再処理回収ウランを原料とする転換につい ては人形峠事業所にて1987年まで開発試験 実施。
転換(1)	"Maivesi" (AREVA NC) [Narbonne近郊]	14000t-U/y	UF ₄ + F ₂ → UF ₆	(ATOMICA 14-05-02-05)	旧Comhurex社。	
転換(2)	"Pierrelatte" (AREVA NC) [Pierrelatte]	14000t-U/y	0.7% NU → 4% EU + 0.3% DU (ガス拡散法) NU: Natural U (天然ウラン) EU: Enriched U (濃縮ウラン) DU: Depleted U (劣化ウラン)	(ATOMICA 14-05-02-05)	14000t-Uは20000t-Uに相当。すなわち、転換(1)(2)で 6000tのUF ₆ が必要。旧Comhurex社。	
ウラン濃縮	"Georges Besse" (Eurodif) [Tricastin]	10800t-SWU/y * SWU: 分離作業量 (Separative working unit)	AREVA 講演資料 製品の ²³⁵ U濃度はAREVA講演資料に基づく。 AREVA NCは遠心分離法によるGeorges Besse IIの建設を 進めている。	AREVA 講演資料 製品は1984年稼働開始。余力の一部をURENCOよりの受け入れに充 てている。 劣化UF ₆ の再転換施設は世界の大きさがけ。	転換(2)からのUF ₆ を原料。 14000t-UのNUから1500t/yの4%EUと12500t/yの 0.3%DUが得られる。この時7800t-SWU/yと計算されるか ら、4%EU=1500t/yの供給は可能。	日本原燃・六ヶ所濃縮工場 1050 t-SWU/y
再 転 換	"Romans" (FBFC) [Valence近郊]	1800t-U/y	UF ₆ → UO ₂ (詳細反応は下段)	(World Uranium Mining July 2007) なお、(ATOMICA 14-05-02-05)情報では1200t-U/y	UO ₂ はウラン燃料加工へ	三菱原子燃料工業 (450t-U/y)社のみ
ウラン燃料加工	"W Plant" (AREVA NC) [Pierrelatte]	20000t-UF ₆ /y	UF ₆ + H ₂ + 2H ₂ O → UO ₂ + 6HF (DR法) (回収フッ素の固定、あるいは HFを水で吸収、あるいは 6HF + 3CaO → 3CaF ₂ + 3H ₂ O)	(ATOMICA 14-05-02-05) 1984年稼働開始。余力の一部をURENCOよりの受け入れに充 てている。 劣化UF ₆ の再転換施設は世界の大きさがけ。	回収された劣化ウラン(UO ₂)は資源としてBessines鉱山跡 地に備蓄。 また6000t/yのフッ素はフッ化水素酸として回収され、一般 産業界へリサイクル。旧Comhurex社。	
軽水炉	"Romans" (FBFC) (E of) [各機]	1400t-U/y	UO ₂ 粉末 → ペレット → PWR集合体	(ATOMICA 14-05-02-05) (AREVA NC ホームページ)		
再処理	"UP2-800/UP3" (AREVA NC) [La Hague]	66 GWe 各1000t-HM/y 合わせて 1700t-HM/y	全てPWR、計59基 MOX燃料利用は内20基	原産協会調べ * 1GW = 100万Kwe FBFC、Franco-Belge de Fabrication de Combustibles (2008年出報報告(筆者ら)) * HM: Heavy Metal = U + Pu	EU(4%)必要量は21t/y-GWe X 66GW=約1400t/y (原子力ポットブック準拠)	三菱原子燃料工業(40t-U/y/PWR)、原子燃料工 業(284t-U/y/PWR、20t-U/y/BWR)、グロー・シル ・ニクリアアブエルジャン(750t-U/y/BWR)
M O X 燃 料 加 工	"MELOX" (AREVA NC) [Marcoule]	195t-HM/y (LWR-MOX)	PURE法。 日本との違いはPuは単体分離後シュウ酸沈 殿でPuO ₂ として回収、ガラス固化方式など。	Dider Haas et al. Nuclear Technology, 106, 60-82.(1994)	UP2-800は仏国内、UP3は仏国内および国外の需要対 応。 Pu回収量は最大約17t/y、MELOXへ輸送。 回収ウランは硝酸ウラン三塩溶液でPierrelatteへ輸送。 Pu富化率9%とすると17t/yのPuで190t-HM/yのMOX燃料 製造。	日本原燃・六ヶ所再処理工場 800t-HM/y(建設中)。 Pu回収量は約8t/y。
再処理回収 ウラン転換	"TU2", "TU5" (AREVA NC) [Pierrelatte]	TU2:(²³⁵ U<1.2%) 1200 t-U/y TU5:(²³⁵ U<1 %) 1500 t-U/y	MIMAS法 PuO ₂ +UO ₂ の粉末を混合後、さらにUO ₂ 粉 末を混合(2段階)			日本原燃・六ヶ所MOX工場 130t-HM/y(2010年着工)。平均Pu富化率6% (Pu量=8t/y)。
実燃炉	"Rapsodie" (CEA) [Cadarache]	熱出力 20MW(1967) 40MW(1970)	MOX燃料、Na冷却	(Georges Campus, World Nuclear Fuel Cycle 2007) 回収 ウランの大部分は母液着床としてPierrelatteにて備蓄。一 部は試験的に再濃縮され軽水炉利用される。	La Hagueより1700t-U/y	常備:1977年臨界 熱出力50MW→75MW(MK-I) 100MW(1983MK-II、140MW(2003MK-III)
原型炉	"Phenix" (CEA) [Marcoule]	電氣出力 250MW	MOX燃料、Na冷却	(ATOMICA03-01-05-05)	1982年Na濡れで閉鎖	もんじゅ:35万KWe、1994年臨界、1995年Na 濡れで運転中断、2010年再開
実証炉	"Super Phenix" (NERSA社) [Clays-Marville]	電氣出力 1240MW	MOX燃料、Na冷却	(ATOMICA03-01-05-05) * NERSA社:仏、伊、西独、ベルギー、蘭5カ国電力会社出資	1985年初臨界、1987年運転中断、1994年再稼働(ア ウチニド消滅炉)、1998年廃止措置決定	実証炉:2025年運転(計画)

表2 諸施設間の核燃料物質等の流れ



3. 諸施設能力の整合性に関する考察

3.1 能力整合性の評価

上記 2.において、フランスにおける軽水炉発電(66GWe)に必要な濃縮ウラン量やそれを得るための濃縮役務量、あるいは必要となる再処理量などの諸量を述べた。

図 9 はそれらの量と核燃料サイクル諸施設の公称能力の比較を行った結果である。軽水炉の能力を 1 とした時、1 を上回れば施設能力に余裕があると言える。この中で、特にウラン濃縮は 1.42 となり、余力が大きいと評価できる。余力の活用については 4.1 で考察する。また再転換工程はウラン濃縮工程の能力に応じた値となっている。再処理の値は 1.2 であり余力を海外からの委託処理に充てているのはよく知られた事実である。

ウラン燃料加工やその他の施設は 1、または 1 をわずかに上回る値であり、施設の稼働率を考慮すれば、核燃料サイクル諸施設の規模は軽水炉発電容量と十分に整合のとれたものであると言える。

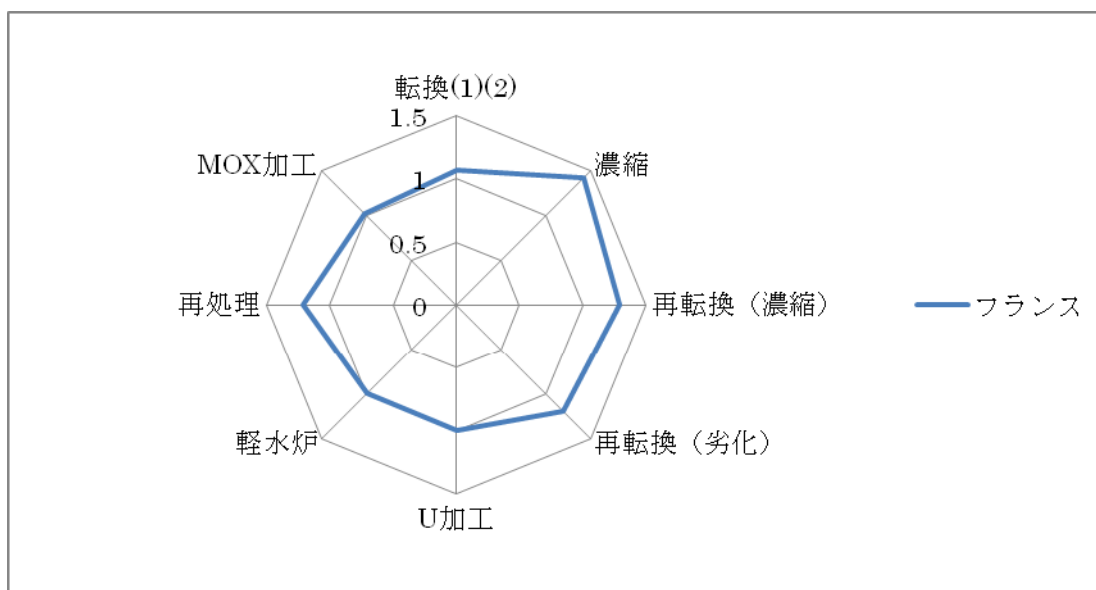


図 9 核燃料サイクル諸施設の公称能力の比較
(軽水炉発電容量を 1 として規格化)

図 9 の求め方を以下に示す。根拠となる数値の詳細は 2.2 を参照されたい。

まず軽水炉発電容量である 66GWe を 1 とした。また Georges Besse ウラン濃縮工場からの濃縮ウラン中の ²³⁵U の濃度は 4% であることからフランス国内の軽水炉は 4% の濃縮ウランを燃料として用いていると仮定した。

フロントエンド側を評価する。

まず、66GWe の発電に必要な濃縮ウラン量は約 1400t/y となるので、この量が 1 と規格化される。このことから、ウラン燃料加工能力は $1400/1400=1$ 、また濃縮ウラン転換能力は $1800/1400=1.3$ となる。

次にウラン濃縮にかかる能力比較のため、公称能力にしたがった場合と実際に 66GWe の運転に必要な諸量を整理し表 3 に示した。

表 3 ウラン濃縮にかかる諸量について

	天然ウラン 供給量	濃縮ウラン量 (²³⁵ U=4.0%)	劣化ウラン量 (²³⁵ U=0.3%)	必要な分離作業量 (t-SWU/y)
転換(2)公称 能力ベース	14000t-U/y	1500t-U/y	12500t-U/y	8100t-SWU/y
66GWe に 必要な量	13000t-U/y	1400t-U/t	11600t-U/y	7600t-SWU/y

Georges Bess ウラン濃縮工場では転換(2)の工程から 14000t-U/y の天然ウランが搬入され、全量が濃縮度 4%の濃縮ウラン、濃縮度 0.3%の劣化ウランになるとすれば、それぞれの量は 1500t-U/y および 12500t-U/y となる。そして、このときの分離作業量 (SWU) は約 8100t-SWU/y と計算できる。ところが実際に必要となる濃縮ウランは 1400t-U/y でよいのであるから、分離作業量としては 7600t-SWU/y (=8100 × 1400/1500)でよい。したがってウラン濃縮工場の能力は $10800/7600=1.42$ となる。またこのとき必要となる天然ウラン量は 13000t-U/y でよく、副生する劣化ウランは 11600t-U/y となる。

転換(2)の能力は必要とする天然ウラン量の比から、 $14000/13000=1.08$ となる。転換(1)も同様である。一方、劣化ウランの再転換については公称能力 14000t-U/y に対し、11600t-U/y の劣化ウランが発生することから、 $14000/11600=1.2$ となる。

次にバックエンド側を評価する。

La Hague 再処理工場は UP2-800 および UP3 を合わせて最大 1700t/y の処理能力を有する。一方、フランス国内の軽水炉からの使用済み燃料排出量は 1400t/y であるから、再処理の能力は $1700/1400=1.2$ となる。

軽水炉用 MOX 燃料製造を行う MELOX 工場の能力は 2.2(9)での考察に基づき、 $195/190=1.03$ となる。

以上の結果を整理して表 4 に示した。

表 4 核燃料サイクル施設能力の相対値

工程名	公称能力値(A)	66GWe に必要な値(B)	能力相対値(A/B)
転換(1)(2)	14000 t-U/y	13000 t-U/y	1.08
濃縮	10800 t-SWU/y	7600 t-SWU/y	1.42
再転換 (濃縮)	1800 t-U/y	1400 t-U/y	1.3
再転換 (劣化)	14000 t-U/y	11600 t-U/y	1.2
U加工	1400 t-U/y	1400 t-U/y	1
軽水炉	66 GWe	66 GWe	1
再処理	1700 t-HM/y	1400 t-HM/y	1.2
軽水炉用 MOX 加工	195 t-HM/y	190 t-HM/y	1.03

ちなみに、日本も核燃料サイクルの確立を目指すとしている。

諸施設的能力について、日仏それぞれの軽水炉発電容量を 1 として規格化し評価した結果を図 10 に示す。

いわゆるフロントエンドをほとんど有さない日本は極めていびつな形のチャートとなる。なお、ここでは、便宜上、すべての軽水炉を PWR と仮定した。また六ヶ所再処理工場 (800t-HM/y) は現在試運転中であるが既に運開したものとした。MOX 加工について、FBR 用は存在するものの、ここでは軽水炉用の比較であるため公称能力は 0 とした。その他の日本の諸施設に関するデータは表 1 を参照されたい。

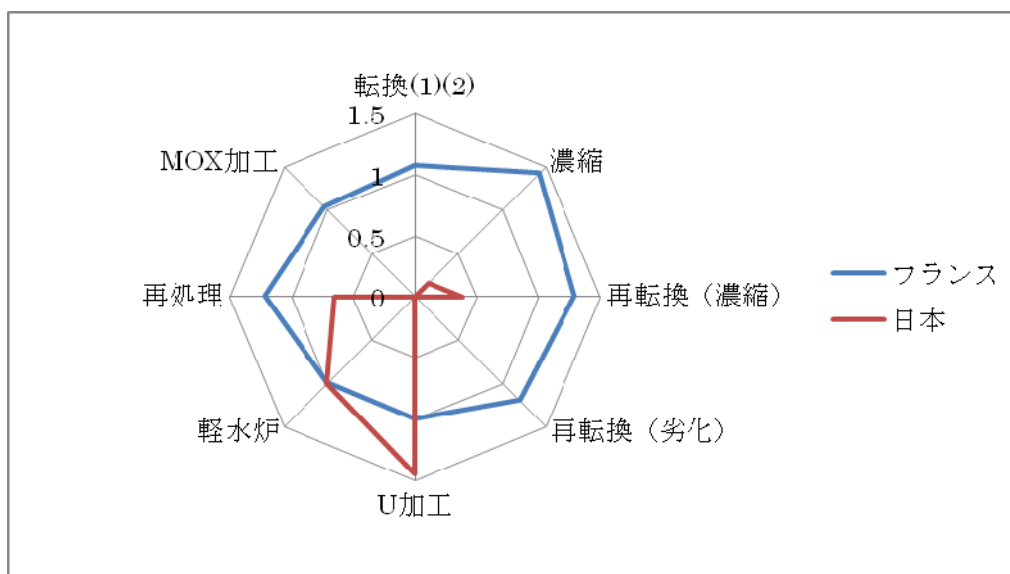


図 10 日仏の比較

3.2 整合性の効果

上記 3.1 で核燃料サイクル諸施設の能力の整合性を核燃料物質の取扱量（スループット）の観点から説明した。軽水炉の能力に対し、各施設は 1 以上の能力であるため、量的に整合のとれた核燃料物質のリサイクル利用が可能となる。これは、核燃料以外の試薬の使用量についても整合がとれており、全量のリサイクルが可能であることを示唆している。すなわち、物質収支の計算上は、“核分裂生成物”以外の廃棄物は発生しないことになる（注）。

フロントエンドにおけるフッ素リサイクルについて考察してみる。

ウラン濃縮に必要な UF_6 を得るために、転換(1)(2)で U_3O_8 を段階的にフッ化処理する。ウラン濃縮工程後は軽水炉燃料とするため、あるいは将来資源として貯蔵するため、再転換工程において UF_6 を UO_2 とする。ここで分離されるフッ素の量は転換(1)(2)で必要とする量に等しいのだから、計算上、完全リサイクルが成り立つ。

ただし、転換(1)(2)で必要とするフッ素は HF ガスおよび F_2 ガスである。再転換工程で回収されたフッ化水素酸を原料に HF ガスあるいは F_2 ガスを得るための処理工程は非原子力分野の一般産業として確立している。このため、再転換工程で回収されたフッ化水素酸は欧州の一般市場にフッ素工業の原料としてリサイクルする。そして等量の HF ガスおよび F_2 ガスを市場より購入し、転換(1)(2)の反応に用いている。

その結果、ウランと化合していたフッ素が原子力以外の産業の素材あるいは最終製品としても利用されていると考えられる。ウランによる汚染状況は厳しくチェックされ、安全基準を満たすことを確認した上でのリサイクル利用であろうが、このような状況が許される背景、合意形成に至る経緯は興味深い。市民の原子力アレルギーの大小に加え、原子力界から市場へ放出される量と等しい量を再び市場より購入し原子力界で使い切っているという事実なども影響しているのではないかと推測するが、本書では深く立ち入らない。

日本においてもウラン濃縮工場で発生する劣化ウランの 6 フッ化物(DUF_6)対策についての議論がされつつある。転換工程を有しない我が国においては、酸化物への再転換で副生するフッ素はどのような産業分野へリサイクルするのか、あるいは廃棄物として処分するのか、という選択が課題となる。そして、どのような合意形成の努力をすべきかも大きな課題となろう。

注) U や Pu の物質収支については、厳密にはそれらの同位体比や改編で生じる他の TRU 核種まで考慮に入れなければならない。

4. 核燃料サイクルの発展性についての考察

80%もの電力を安定的に原子力でまかなうためには、施設・流通の整備が必須である。裾野の広がりとして、燃料被覆管の製造メーカーなど、核燃料物質取扱い以外の各種産業まで考慮しなければならないが、それについては別の機会に整理したい。ここではサイクル活動の規模拡大の可能性とアキレス腱になりかねない輸送の実態について考察する。

4.1 核燃料サイクルの規模

現状では AREVA NC により、転換(1)および(2)、ならびウラン濃縮に関し施設の増強あるいは更新の計画が報告されている³⁾。

(1) 転換(1)および(2)の増強

図 9 からわかるように、ウラン濃縮の十分な余裕を効率的に活かすためには、転換(1)および(2)の能力増強は必須である。核燃料サイクル諸施設のうち、AREVA NC は ComhurexII 計画として転換(1)および転換(2)を段階的に 21000t-U/y まで増強する計画を 2007 年に発表している。現状が 14000t-U/y であるので、1.5 倍への増強になる。

ウラン濃縮への原料の供給量が増えることにより増産される濃縮ウランの用途については下記(3)で詳述する。

(2) ウラン濃縮の更新

ウラン濃縮工場については AREVA NC が Eurodif の旧式なガス拡散法に代わり、同じ Tricastin サイトに遠心分離法を採用した Georges Besse II の計画を進めている。第 1 ユニットは 4000t-SWU/y で 2006 年に建設を開始し、2014 年に定格に達する計画である。2010 年現在、運開に至っていない。第 2 ユニットは 3500t-SWU/y で 2016 年には完成し、両ユニット合わせて 7500t-SWU/y の規模となる。なお、許可上は 8200t-SWU/y としている。また、市場動向により第 3 ユニット (3500t-SWU/y) を建設し、合計で現在と同程度の 11000t-SWU/y とする計画としている。能力的には現状とほぼ同等であるが、ガス拡散法を上回る遠心分離法の性能²⁹⁾、たとえばより大きな分離係数やより小さな工場運転エネルギーなどにより経済性の向上が期待できる。

(3) 核燃料サイクルの規模拡大の可能性評価

現状の発電容量 66GWe を維持するとした場合の新たな Georges Besse II 濃縮工場の貢献について、濃縮ウランおよび劣化ウラン中の ²³⁵U 濃度をパラメータとして考察を行った。一例を表 5 に示した。

表 5 66GWe 維持への Georges Besse II 濃縮工場の貢献

²³⁵ U 濃度		必要とする 分離作業量	評価
製品量			
濃縮 ; 4%	劣化 ; 0.3%	7600t-SWU/y	第 2 ユニットまでで対応可能。 第 3 ユニット投入は ComhurexII 計画に連動し、余剰濃縮ウランは輸出か。
1400 t-U/y	11600 t-U/y		
濃縮 ; 4.5%	劣化 ; 0.2%	9700t-SWU/y	第 3 ユニットまで必要だが、 ComhurexII 計画は不要。また天然ウランは 2250t-U/y 節約可。
1250 t-U/y	9500 t-U/y		

➤ ²³⁵U 濃度が 4% - 0.3% の時 (現状と同じ)

Georges Besse I と同様の ²³⁵U 濃度、すなわち、濃縮ウランは 4%、劣化ウランについては 0.3% とした場合、現在の原子力発電容量 66GWe の運転に必要な分離作業量は約 7600t-SWU/y であるので、第 1 および第 2 ユニットの合計値 (7500t-SWU/y) にほぼ等しい。

第 3 ユニットまで増強し、これを全て国内向けに利用した場合、軽水炉発電および核燃料サイクルはどう変化するか。分離作業量の比に応じて、 $11000/7600=1.45$ 倍の量の濃縮ウランが得られるのだから、原子力発電規模は $66 \times 1.45=$ 約 96GWe に達し、現在のフランス全土の電力は原子力だけで十分まかなえ、なお余裕のある値となる。他電源のシェアを考えれば、余剰となる電力を輸出することも考えられる。

ただし、この場合、原子力発電所の大幅な増設 (1.45 倍) に加え、核燃料サイクル諸施設のスループットも増量が必要となる。上述のように、ウラン濃縮より上流側の転換(1)および転換(2)については 1.5 倍増強の ComhurexII 計画があり対応可能である。一方、U 燃料加工施設は現状に比べ 1.45 倍の能力に、また再処理施設は 1.2 倍の能力にする必要があるが、これら 2 施設の増強計画についての報告は見

当たらない。したがって、第 3 ユニットを投入することで増産される濃縮ウランは全量をフランス国内で消費することはなく、余剰分は国外へ輸出されるものと考えられる。

▶ ²³⁵U 濃度を 4.5% - 0.2%とした時

一方、ComhurexII 計画とは矛盾するが、核燃料サイクル諸施設でのスループットを現状のままとして、Georges Besse II における分離作業量の増加分を国内向けだけで消費する方策としては、将来の資源枯渇への対策（注）を見据えて、²³⁵U 濃度について、濃縮ウランはより高濃度に、一方劣化ウランについてはより低濃度にする方策が考えられる。ここでは仮に 4.5%（濃縮ウラン） - 0.2%（劣化ウラン）としてみる。

1GWe あたりの濃縮ウラン量は、濃縮度 4.5%の場合、約 19t/y 程度と推算されるから、66GWe の維持には 1250t/y の濃縮ウランが必要となる。このとき、10750t/y の天然ウランが必要で、9500t/y の劣化ウラン（0.2%）が副生する。また分離作業量は 9700t-SWU/y と計算される。これは Georges Besse II は第 3 ユニットまで必要となるが、その他は全て現状の諸施設の取扱量の範囲に含まれることを示している。

²³⁵U 濃度が 4%（濃縮ウラン） - 0.3%（劣化ウラン）の時と比べ、天然ウラン量は 2250t/y の節約となる一方で、分離作業量は 2100t-SWU/y だけ大きくなる。この時の経済性評価についてはガス拡散法（Georges Besse I）から遠心分離法（Georges Besse II）に置き換わることによる操業費低減効果などを含めて検討する必要がある、詳細は専門家に委ねる。

現状でもっとも余力の小さい U 燃料加工の能力（1400t-U/y）に等しい量の濃縮度 4.5%の濃縮ウランを得るには 12000t/y の天然ウランが必要で、約 10600t-U/y の劣化ウランが副生される。この時、分離作業量は約 11000t-SWU/y と計算され、第 3 ユニット投入後の能力と等しくなる。

濃縮度 4.5%の濃縮ウラン 1400t-U/y に相当する発電設備容量は約 73GWe となり、約 7GWe（約 10%）の電力需要の増加に対応できる。この場合、EPR（欧州加圧水型炉；European Pressurized Water Reactor）であるならば、4 基程度の増設に相当する。

注) 2.2(5)で述べたように、フランスは劣化ウランも将来的に利用しうる資源であると位置づけている。

4.2 核燃料の輸送

セキュリティの観点から核物質の輸送に関する情報は非常に少ない。

しかし、ある核燃料サイクル施設における製品とそれを利用する次工程の施設所在地の関係を考えると、既に表 2 に示したように、フランス国内では諸施設間の核燃料物質の輸送が頻繁に行われていることが容易に想像できる。

特に再処理工場が北西部の隔離された土地に、またその他の燃料サイクル諸施設が南仏・ローヌ川沿いに集中しているために、長距離の陸上輸送が必要となる（図 11）。

一例として、La Hague 再処理工場(UP2-800、UP3)の製品について考えてみる。

再処理工場で回収されたプルトニウムは PuO_2 粉末として 3Kg ずつ専用の缶に封入される²⁰⁾。いくつかの缶を内蔵した輸送キャスクは、約 1000Km 離れた Marcoule の MOX 燃料製造工場(MELOX)まで、週 2 回の割合でトラックにて輸送されているとの報告³⁰⁾がある。年間 100 回の輸送で 17t/程度、すなわち、1 回あたり 170Kg の Pu がフランス国内を縦断していると考えてよいだろう。（図 11②）。

これは「もんじゅ」炉心燃料集合体を、1 回あたり数十体、かつ週 2 回、東海村から敦賀市へ輸送することに相当する量と頻度である。年数回の「もんじゅ」燃料輸送において、その都度、通過地域との手続きや合意形成に時間と努力を要していることを考えると、想像を絶する量と回数であると言える。

一方、総量で 1700t/y に達する再処理回収ウランは、硝酸ウラニル水溶液（ウラン濃度 400 g/l）として、数 10m³はあると思われる LR65 と呼ばれるコンテナ³¹⁾により、約 1000Km 離れた（Marcoule よりは近いが）Pierrelatte に運ばれ、ここで固体の U_3O_8 に転換される。仮にコンテナ容量を 20m³ とすれば 1 コンテナでのウラン輸送量は 8t-U となり、年間 200 を超すコンテナ輸送が必要となる（図 11②）。

このほか、転換(1)から転換(2)への UF_4 輸送（図 11①）や閉山された Bessines 鉱山への備蓄用劣化ウランの輸送（図 11③）などが長距離輸送の代表例である。

また Romans の U 燃料加工施設から国内各地に分散立地している 59 原子力発電所への軽水炉燃料集合体輸送、59 原子力発電所から La Hague 再処理工場への使用済み燃料輸送、さらに、Marcoule の MOX 工場から 21 原子力発電所への MOX 燃料輸送などがある。ローヌ川下流域では、距離的には他よりも短い、転換(2)からウラン濃縮を経て U 燃料加工に至る工程で取り扱われる UF_6 や UO_2 の輸送が必須である。

廃棄物処分場への廃棄物輸送も当然考えねばならない。

完備した核燃料サイクル諸施設がその役割を果たすには、施設間の核物質の輸送が必要不可欠となる。フランスにおいて大量かつ遠距離の陸上輸送が行われていることは一般市民にとっては周知の事実なのか、知らされていないのか、それとも関心のないことなのか。市民感情の実態を知りたいところである。

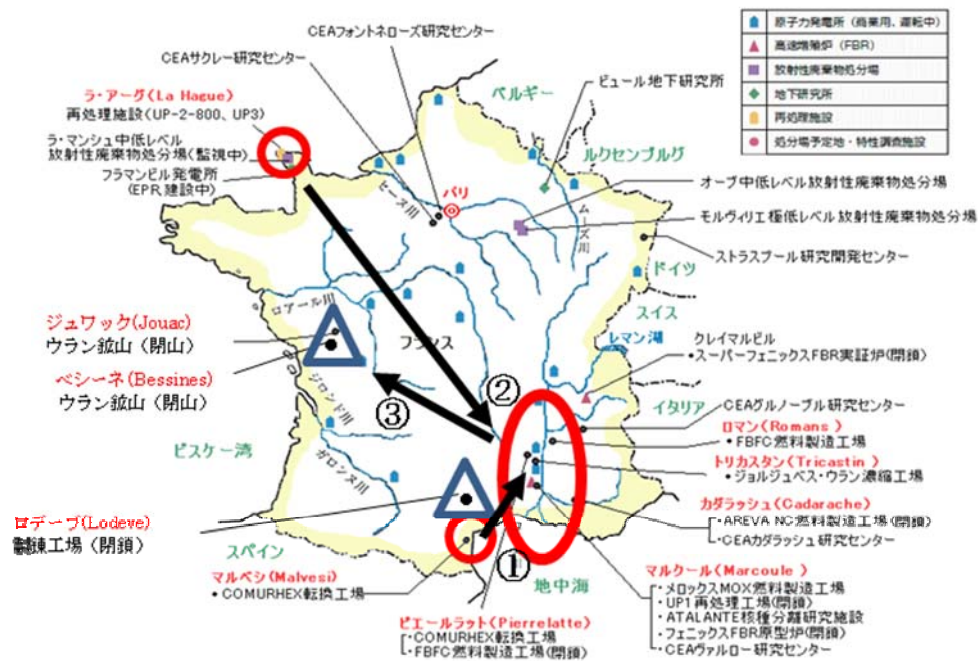


図 11 フランス国内の核物質の長距離・大量輸送の例
 ① UF_4 、② PuO_2 および硝酸ウラニル、③劣化ウラン
 (ATOMICA14-05-02-05 より引用、追記)

5. おわりに

フランスの原子力定着の実態を核燃料サイクル関連施設の能力の側面から評価してみた。

原子力により電力の80%を安定に供給する、すなわち、エネルギーの安全保障を維持するために、フランスは資源の確保とともに、盤石な施設整備を進めてきている。すなわち、核燃料諸施設の公称能力は見事に整合がとれており、またその拡大計画についても十分な合理性を持ったものであることが理解できた。

”80%”を維持する国としての覚悟のほどが現在の姿につながっているのだろう。

59基の原子力発電所と核燃料サイクル諸施設は中央の山岳部を除くフランス国内ほぼ全域に分散して立地している。パリ以外に100万人を超す大都会がなく人口が全国的に分散しているフランスでは、多くの人の身近になんらかの原子力産業が存在していると言えよう。

一方、このことは、大量かつ長距離の核燃料物質の輸送を必要とすることを意味する。これが原子力推進のアキレス腱となっていないあるいはその心配がないのだとしたら、再転換工程からの回収フッ素の一般産業へのリサイクル利用と合わせ、政府あるいは事業者による合意形成の努力に一層関心が深まる。

昨今、CSR（企業の社会的責任；Corporate Social Responsibility）の重要性の認識とその実践についての要求が高まっている。企業の理解促進活動や市民感情の変遷はまさにCSRの具体的姿とその結果である。

フランスの動向について、技術開発の方向性のみならず、このような本書で触れなかった「人」の側面についても長期的なテーマとして注意していく必要がある。

謝辞

本書を取りまとめるにあたり、国際部パリ事務所（花井 祐所長、川越 浩所長代理）、核燃料サイクル工学研究所・山口大美部長および次世代原子力システム研究開発部門・永井俊尚 GL から貴重な情報や的確なコメントをいただいた。ここに感謝の意を表します。

参考文献

- 1) 電事連「原子力・エネルギー図面集 2010」
- 2) 東海 邦博、日本原子力学会誌、52[2]、pp32-37、(2010)
- 3) 村野 博一、FAPIG No. 181、pp17-35、(2010-7)
- 4) ATOMICA14-05-02-05
- 5) AREVA HP
- 6) L'Agence France-Presse, 2010. 07. 20
- 7) ATOMICA 04-04-01-05
- 8) ATOMICA 04-05-02-02
- 9) F.Rouxel, AREVA, 2009年11月20日講演資料
- 10) <http://www.tenex.ru/en/press/events/?id=273>
- 11) Nuclear Fuel (The McGraw-Hill Companies), September 20, 2010.
- 12) <http://www.wise-uranium.org/epfr.html>, Uranium Enrichment and Fuel Fabrication - Current Issues (France)
- 13) <http://www.aveva.co./EN/operations-809/milestones-in-the-history-of-aveva-pierrelatte.html>
- 14) Nuclear Safety Authority 2009年報告 p. 366
- 15) B. Duperrt, et al., "AREVA/COGEMA MANAGEMENT OF DEPLETED UF_6 ; 300000t dUF_6 DEFLUORINATED LESON LEARNED", WM' 05 Conference, February 27 - March 3, 2005, Tucson, AZ
- 16) Georges Canpus, Stabilization and Storage of Depleted Uranium, World Nuclear Fuel Cycle 2007, Budapest, April 19, 2007.
- 17) 日本原子力産業会議「世界の原子力発電開発の動向」、2010年4月12日
- 18) 電気新聞「原子力ポケットブック」2009年版
- 19) ATOMICA 04-07-03-08
- 20) 私信 (小島久雄ほか、(2008年))
- 21) La France nucleaire/Nuclear France : BASSE NORMANDIE - LOWER NORMANDY (English)-Mary Byrd Davis
- 22) Didier Haas et.al, Nuclear Technology, 106, 60-82, (1994)
- 23) JNFL HP. : 「MOX 燃料とは」
- 24) ATOMICA 02-08-04-02
- 25) AREVA NC EXPERIENCE OF INDUSTRIAL SCALE MOX TREATMENT IN UP2-800, (AREVA NC, CEA), GLOBAL 2009, Paris, 2008
- 26) Management of Reprocessed Uranium - Current Status and Future Prospect-, IAEA TECDOC 1529, February 2007, IAEA

- 27) ATOMICA 03-01-05-05
- 28) F. Gauche, “French R&D program on SFR and the ASTRID prototype”, International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles (FR09), Kyoto, 2009
- 29) 小島 久雄、「核燃料サイクル工学概論」、JAEA-Review 2008-020
- 30) Mycle Schneider and Yves Marignac, Spent Nuclear Fuel Reprocessing in France, pp4, April 2008
- 31) Purifying and dispatching uranyl nitrate (AREVA パンフレット)

This is a blank page.

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
物質の量	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基本単位	
	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 ^(c)	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, 電流量	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	ジーメンズ	S	A/V	m ⁻² kg ⁻¹ s ³ A ²
磁束	ウェーバ	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
光照度	ルーメン	lm		cd sr ^(c)
放射線量	ルクス	lx		lm/m ²
放射線種の放射能 ^(f)	ベクレル ^(d)	Bq		m ² cd 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、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
角速度	ニュートン毎メートル	N/m	kg s ⁻²
角加速度	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 ³ kg s ⁻²
電荷密度	ボルト毎メートル	V/m	m kg s ⁻³ A ⁻¹
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 ⁻² 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 ² 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	接頭語	記号	乗数	接頭語	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=60s
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/10800) rad
秒	"	1"=(1/60)'=(π/648000) 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=0.1 MPa=100 kPa=10 ⁵ Pa
水銀柱ミリメートル	mmHg	1 mmHg=133.322 Pa
オングストローム	Å	1 Å=0.1 nm=100 pm=10 ⁻¹⁰ m
海里	M	1 M=1852 m
バイン	b	1 b=100 fm ² =(10 ⁻¹² cm) ² =10 ⁻²⁸ m ²
ノット	kn	1 kn=(1852/3600) m/s
ネーパ	Np	SI単位との数値的な関係は、対数量の定義に依存。
ベベル	B	
デジベル	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 =0.1 Pa s
ストークス	St	1 St=1 cm ² s ⁻¹ =10 ⁻⁴ m ² s ⁻¹
スチルブ	sb	1 sb=1 cd cm ⁻² =10 ⁻⁴ cd m ⁻²
ファ	ph	1 ph=1 cd sr cm ⁻² 10 ⁴ lx
ガラ	Gal	1 Gal=1 cm 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=1 Mx cm ⁻² =10 ⁻⁴ T
エルステッド ^(c)	Oe	1 Oe ≙ (10 ³ /4π) A m ⁻¹

(c) 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=1 cGy=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 f=1 fm=10 ⁻¹⁵ m
メートル系カラット		1メートル系カラット=200 mg=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=4.1868 J (「15°C」カロリ), 4.1868 J (「IT」カロリ), 4.184 J (「熱化学」カロリ)
マイクロン	μ	1 μ=1 μm=10 ⁻⁶ m

