

ステップ2の整理（前提条件－Ⅳ；今年から原子力は利用しない）

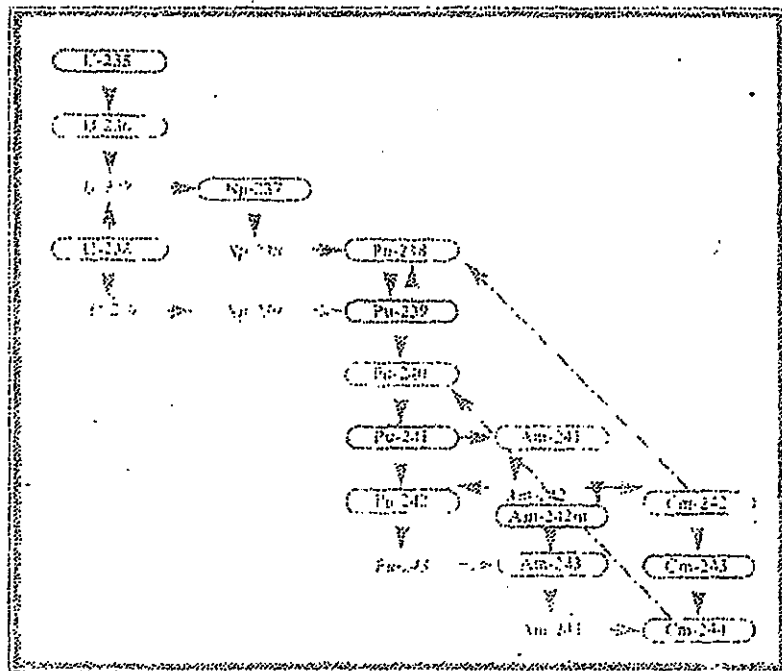
評価軸	シナリオ1 (L→F)	シナリオ2 (MOX)	シナリオ3 (限定)	シナリオ4 (限定→ワンス)	シナリオ5 (当面貯蔵)	シナリオ6 (ワンス)
エネルギーセキュリティ						日本のエネルギー自給率は4%と非常に低い上、エネルギー消費量が多い。また、陸続きで国際間の電力融通が容易な欧米諸国と異なり電力の融通が困難であるため、エネルギーの安定供給確保は国にとって非常に重要な課題。 0 —
(原子燃料の国産比率) 長期的天然ウラン需要量 (2150年時点での累積) (化石燃料の供給ピークを過ぎた後のエネルギー源確保) (化石燃料依存度)	原子力発電はもう行わないので、再処理や当面貯蔵の意味はなくなる。					省エネ、再エネに依存する生活となる
経済・産業への影響						現状の発電設備容量 (58GW) と 0GW となった場合の差分 (58-0=58GW) の発電電力量を全量天然ガス火力で代替した場合、天然ガス輸入量が年間約 5000 万 t 程度増加、輸入量は約 1.7 倍となる。減原子力となった分だけ、再処理による資源節約性及び供給安定性に関するメリットは小さくなる。 原子力は約 1 年間燃料を取り替えずに発電できることや国内の原子燃料加工工程にウランが存在することで備蓄性が高く、これは減原子力でも変わらないが、減原子力で原子力が火力等備蓄性の低い電源に置き換わった分だけ、日本全体でのエネルギー備蓄は小さくなる。(現在の設備容量 (46GW) での備蓄効果は石油備蓄に要するコストと比較し 〇〇 億円/年の価値がある。) 今年から原子力は利用しない場合、代替電源開発のためのリードタイムが不足していることから、電力不足が発生。特に製造業に大きな打撃を与え、製造業の海外流出を加速させ、国内の雇用が大きく失われる恐れがある。 原子力発電、再処理、MOX 製造の産業は撤退。 撤退により、立地地方自治体の雇用は大幅に失われ地元へ与える経済影響は甚大。 主要な必要なサイクル施設と計画地の手当状況
(総費用/コストはステップ3にて実施) 社会受容性 (立地困難性)						地層処分 (無) ・現状 (文献調査地点も無し)
福島事故を受けて、原子力施設全般の受容性は低下。 また、原発依存度低減の政策下では立地受入れインセンティブは更に低下 選択肢確保 (柔軟性)						直接処分の際の処分場は、ガラス固化体より広い用地が必要。
核不拡散・セキュリティ						原子力発電という選択肢も失い、今後、化石燃料が枯渇し、輸入できなくなった場合でも原子力発電を再開することは大きな困難と費用が伴う。 再処理、MOX 加工施設が無い分、不拡散性は高い。
使用済燃料・放射性廃棄物管理						使用済燃料には Pu が含まれ、処分後数百年から数万年にわたり転用誘因度が継続するので、この間の進入活動に関するモニタリングや動的防護の効率的かつ効果的で国際的に同意できる手段の開発と実施が必要。
(使用済燃料)						これまでの海外再処理で生じた Pu のプルサーマル利用が進まない場合、使用目的のない Pu を保有し続けることとなるため、国際社会からの信用が得られない恐れがある。 現在の SF 以上は発生しない。 全ての炉が廃炉になるので、低レベルは現有 + 全原子力発電所の廃炉分 処分対象は ガラス固化体約 2500 本 SF 約 1.7 万 tU 今後、原子力発電を行わないため、これまで発生した Pu は消費することができない。
(Pu 利用) (放射性廃棄物 2050 年ごろ迄) 技術的成立性						現時点においては、使用済燃料の直接処分に関する我が国の自然条件に対応した技術的知見の蓄積が欠如しており、研究開発が必要。 青森県との約束反故のため、現存する燃料搬出を要求される。
政策変更課題 (核燃サイクル、バックエンドに限って) (政策変更コスト) (CO2 排出量)						今後算定 現状の発電設備容量 (58GW) との差分 (58-0=58GW) の発電電力量を全量天然ガス火力で代替した場合、CO2 発生量は約 2 億 t 程度増加 (CO2 発生量が 1990 年比で約 17% 増加)、石炭火力で代替した場合、CO2 発生量は年間 3.6 億 t 程度増加 (CO2 発生量が 1990 年比で約 31% 増加)。 上記の CO2 排出権を排出権取引により購入する場合、年間約 3400~6300 億円の追加費用が必要。

OECD DOCUMENTS

Physics of Plutonium Recycling

Volume 1

Issues and Perspectives



NUCLEAR ENERGY AGENCY

OECD
Nuclear Energy Agency

The feasibility of reprocessing MOX fuel as manufactured today was demonstrated on semi-industrial scale at APM (2.1 t in 1992), and then on the industrial scale in the Cogema UP2 plant of La Hague (4.7 t in 1992) in conditions similar to those employed to reprocess UO₂ fuel.

In total 16 MOX-FAs fabricated by OCOM and AUPuC processes burnt in four different PWR plants in Germany have been reprocessed under commercial contracts by Cogema. The analyses performed during the reprocessing operations confirm the good solubility of the plutonium in the operating conditions (solubility better than 99.95% with respect to the plutonium content before irradiation).

The technological options selected by Cogema for reprocessing MOX fuel in UP2-800 were accordingly confirmed. This industrial-scale reprocessing of irradiated MOX fuels opens the way to multiple recycling of plutonium in reactors.


2.5 Summary and conclusions

This chapter deals with the neutron physics aspects of Pu recycling in PWRs and BWRs. In addition, some engineering aspects such as the mechanical and chemical properties of MOX fuel are also discussed. Computational results are compared with experimental findings from critical experiments, from experiments performed in commercial power reactors and recycling experience. The agreement for first pass recycling is fully satisfactory. Multiple recycling is discussed in the context of a new benchmark. The results show an improvement over the first such exercise of the European Community of several years ago, but are not fully satisfactory yet. Calculations on the basis of new nuclear data sets show improved results (see Chapter 3 for details). Taking account of the more recent nuclear data sets and more sophisticated calculational methods only, the deviations in k -infinity are less than 1% at zero irradiation and about 1.5% at a burnup of 50 MWd/kg.

Some of the principal conclusions – essential for multiple recycling – are as follows:

1. Regarding nuclear design calculations, modern methods incorporating rigorous resonance self-shielding and modern nuclear data libraries such as JEF-2, ENDF/B VI or JENDL-3 are essential. Some data improvement, e.g., higher plutonium isotope data in the resonance region, etc., might be needed;
2. Appropriate and well tested calculation methods are widely available and should be used;
3. The interaction of neighbouring UO₂ and MOX elements should be investigated in more detail to obtain a clearer understanding of the results observed;
4. The optimal control of high burnup LWR cores (which may include burnable poisons) should be examined further;
5. Additionally, questions of material damage in the case of high burnup need to be clarified as well as other engineering constraints;
6. Sophisticated (three-dimensional) core calculations are recommended to study the void effect and could also be the object of a future benchmark exercise, possibly in relation with the analysis of an experiment to be made available to the international community;



7. At present, it appears that plutonium recycling in high burnup LWR cores can be performed twice without modifying current LWR designs;
8. Future experimental verification related to maximum plutonium content in the case of degraded plutonium isotopic composition are needed in clean lattice configurations with different moderator-to-fuel ratios and for possible void experiments with different leakage components. A co-ordinated international effort in this field would be highly beneficial;
9. For unchanged lattices the limit on Pu content is in the range $12 \pm 1\%$; 
10. Changes in the lattice in the sense of higher moderation can be foreseen to minimise the buildup of higher actinides and to increase the limits on Pu content;
11. Multiple recycling of plutonium with high burnup (e.g., 50 MWd/kg) can have limitations due to considerations such as the buildup of Pu-238 and Pu-242 or the existence of positive reactivity feedback effects on complete coolant voiding at high Pu contents or the increase of the buildup of higher actinides (Am, Cm, etc.). A specific future benchmark in this field could help in obtaining an international consensus on these limitations.