

후행 핵주기에 대한 小考

-현황과 문제점-

장소: 대전 KAIST(사이버스 페이스)

일시: 2016년 3월 18일(금)

일본 마쓰야마(松山)대학
경제학부교수 장 정욱

【논점】 실현가능성 및 타당성

1. 건식재처리 → Pyroprocessing
2. 고속로 → SFR, AFR(ABR) ↔ ADS
 - ❖ Sodium Fast Reactor
 - ❖ Advanced Fast(Burner) Reactor
 - ❖ Accelerator Driven System
(ADSR, Accelerator Driven Subcritical Reactor)
3. 핵분리·변환(P&T)
 - ❖ Partitioning and Transmutation
4. 해외위탁 재처리

I. 파이로프로세싱

A. 금속(합금)연료 → 1940년대 후반부터 개발

〈열전도성과 증식(Breeding)성이 좋다〉

- ❖ **Swelling**현상에 의한 **연료파손**, **낮은 용점**(고온화 곤란)
→ 산화물연료의 보급 ⇨ UO_2 LWD, MOX FBR
- ❖ Smear density의 축소(75 ~ 80%)와 Zr첨가로 극복
→ 파손방지, 용융온도 상승(노심의 고온화)

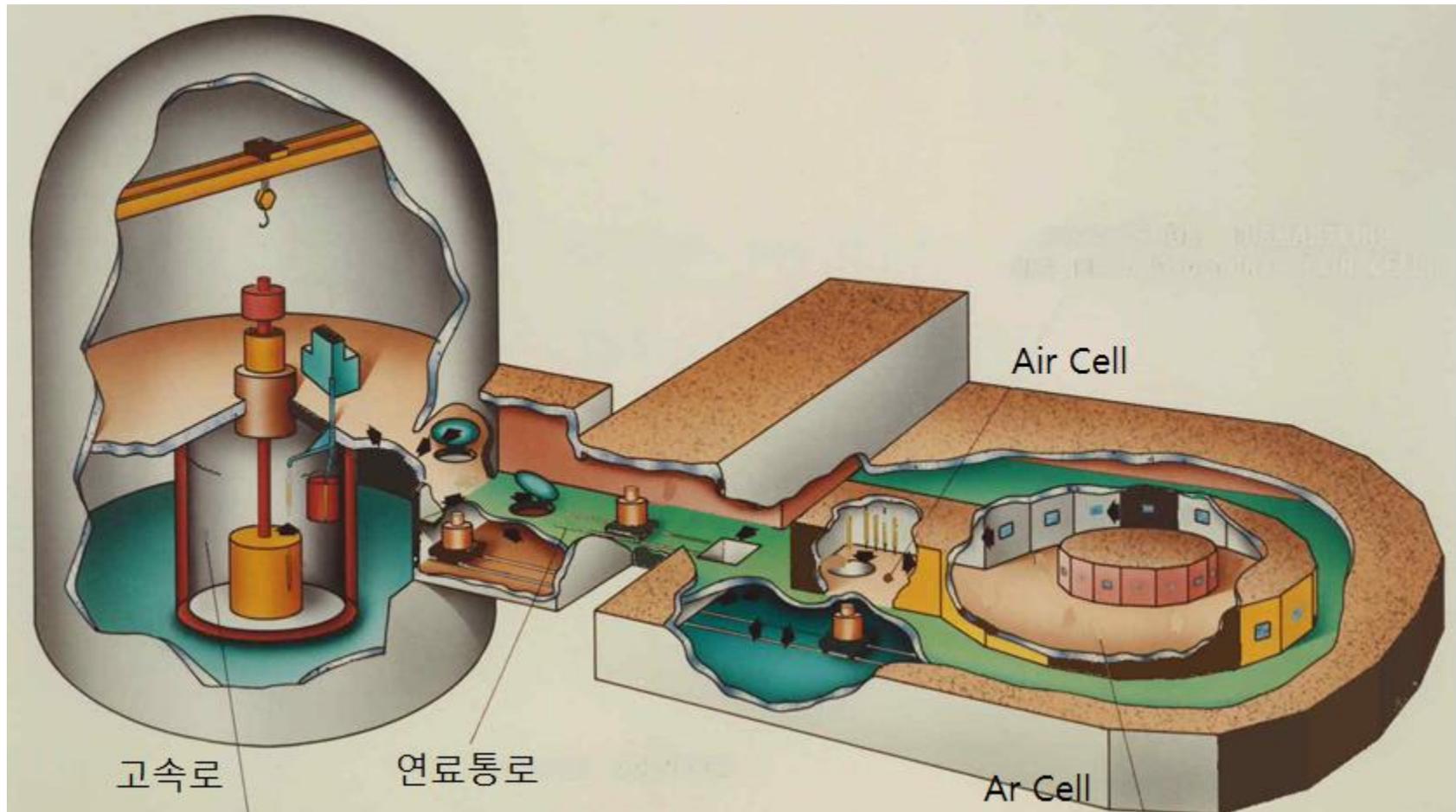
B. 건식재처리의 개발 → ANL의 FCF(1964 ~ 69)

- ❖ IFR계획(1984 ~ 94년)의 금속연료 건식재처리방법을 「**파이로프로세싱**」로 지칭

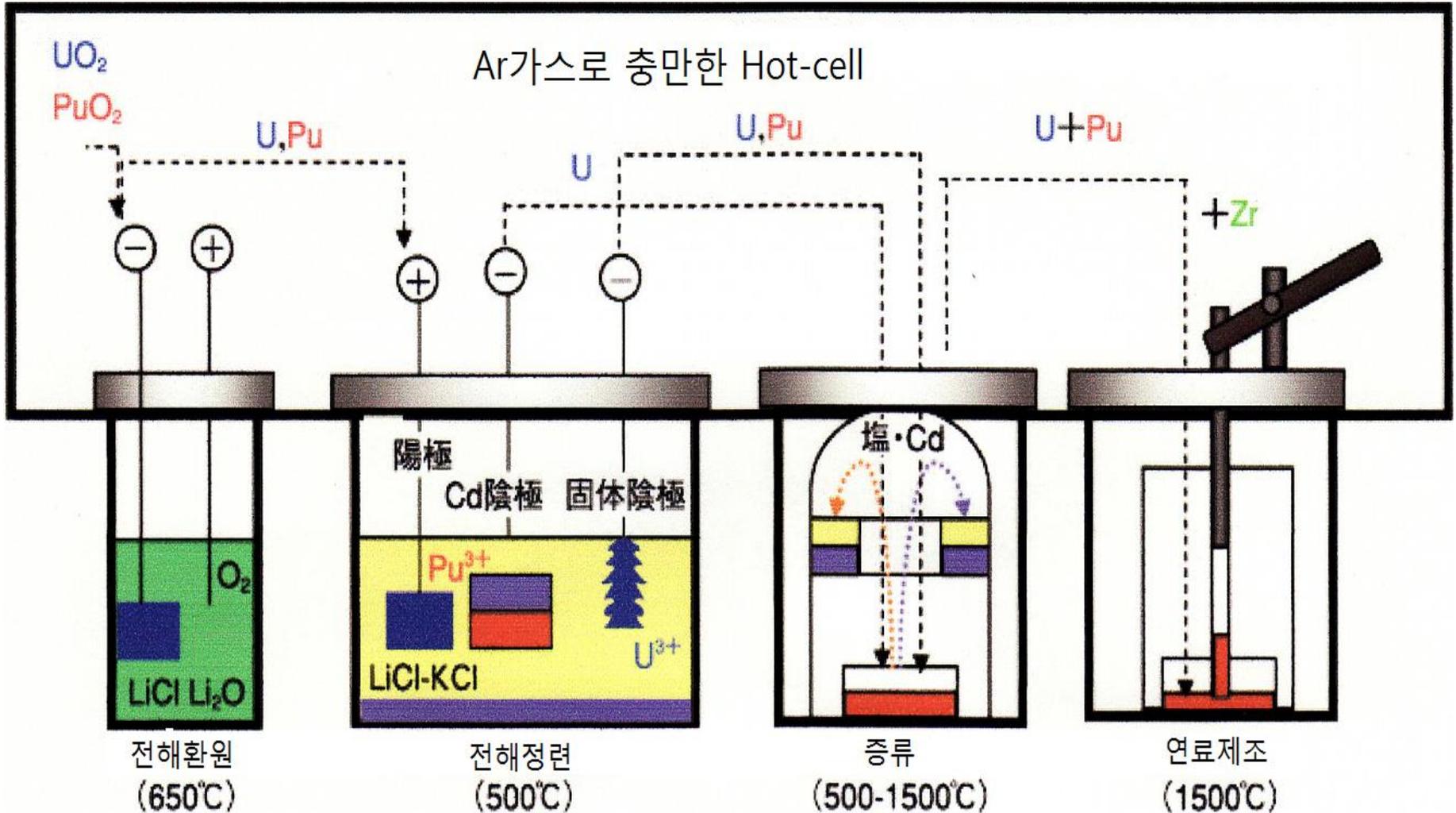
- C. 용융염추출법(Salt extraction)과 용융염전해정제법(electro-refining)의 혼합
- D. a)물리적 수법(증발, 침전 등),
b)화학적 수법 (저융점금속과 용융염을 이용한 용매수법 등)
c)전기화학적 수법(전해질이용)
- E. 고온 및 불활성분위기(Ar cell)의 공정이며, 제염계수가 낮다.

IFR(Integral Fast Reactor)

통합형(일체형)고속로-1984년부터 IFR Program



파이로·프로세싱의 기본 공정도



I-1. 파이로프로세싱의 기본 공정

-산화환원電位의 차이 및 용융鹽(Molten Salt)-

(1) 前처리(Head-end Process)

1)연료집합체 해체(Disassembling)

2)연료봉의 절단(chopping)

❖ 적당한 길이(1cm ?)

❖ 희가스 방출

3)산화(脫피복관-decladding)

→ 고온산화(Voloxidation) →

Off-gas

❖ $500 \sim 700^{\circ}\text{C}$, 1 ~ 2h, $3\text{UO}_2 + \text{O}_2 \rightarrow \text{U}_3\text{O}_8$

❖ 부피 증가로 피복관의 파열

❖ FP가스(Cs, Tc, Mo, I, Kr, Xe 등)의 제거 · 저장

❖ Tc(97.8%), Cs·Mo(30 ~ 40%) 제거

→FP산화를 위해 온도를 1000°C 이상으로 더 올린다.

DFDF (DUPIC Fuel Development Facility)

- ❖ 최대 2kg/Batch(Batch당 10일)
→ 고온산화후의 분말(U_3O_8)을 ACPF로

DUPIC계획의 실패

Direct Use of spent PWR fuel in CANDU

- 1) 경수로의 사용후핵연료를 중수로의 핵연료로
(TANDEM→DUPIC)
- 2) 1992~99년(DUPIC)까지 488.46억원의 혈세낭비

(2) 전해 환원 (Electrolytic reduction)

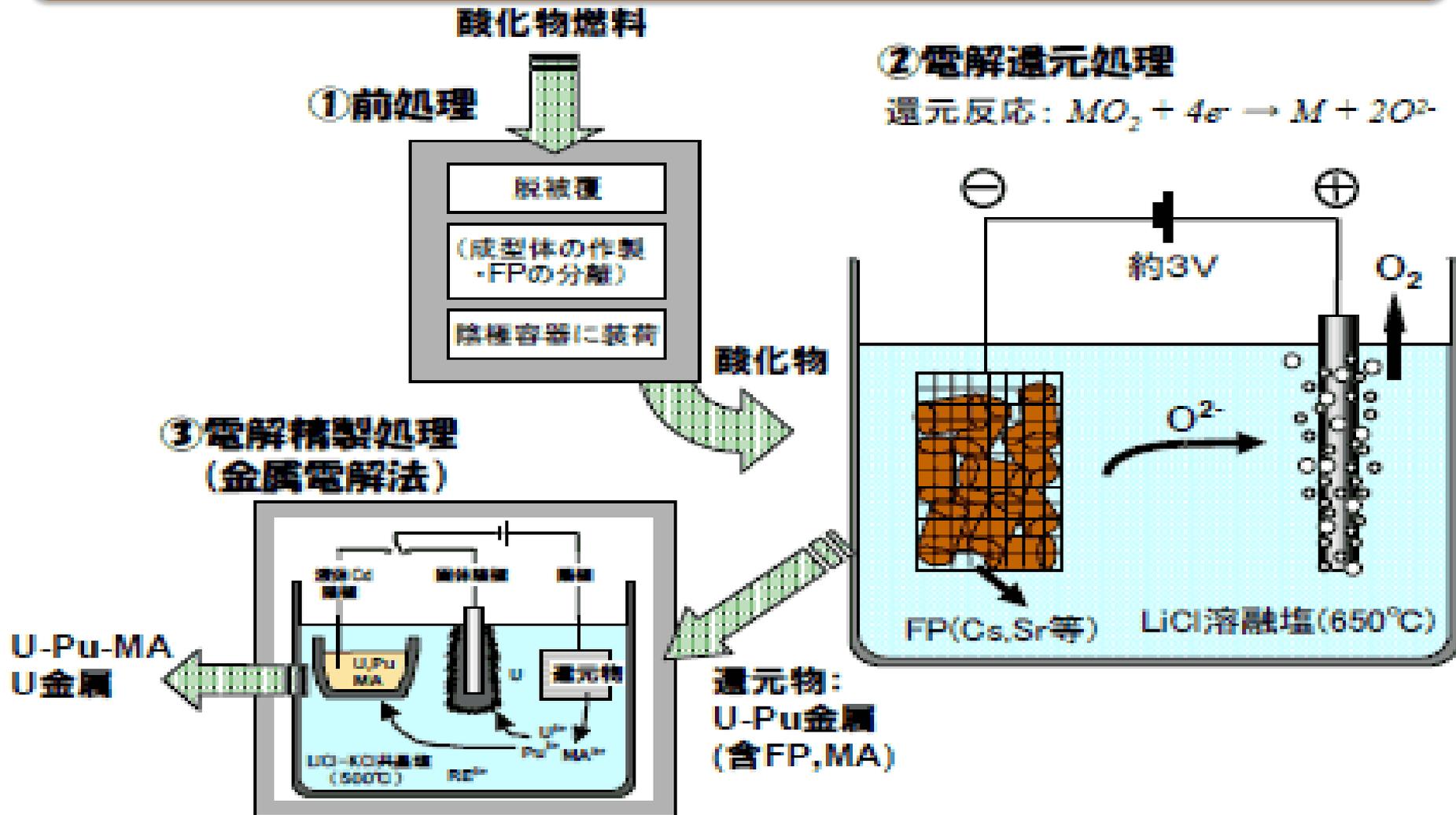


図 1 電解還元法を適用した酸化燃料の乾式再処理プロセス

산화물의 금속화

- 1) 電解질 ($\text{LiCl-Li}_2\text{O}$, 650°C), 철 Basket, Wire(Pt)
- 2) Cs, Sr, Ba, I 등은 전해질(염화물)
 - 염화물의 생성자유에너지가 Li보다 적은 것
 - ALE에서 Li 보다 큰 것은 산화물형태로 존재
 - ❖ 산소이온의 전자상실로 "산소가스" 발생
- 3) Eu를 제외한 Lantanoids + 금속FP
+(U+TRU)는 Basket에 남아, 전해精鍊공정에

環元효율

U(99.7%), Pu(97.8%), Np(98.8% 이상)
Am(90.2%)

사용후핵연료차세대관리종합공정실증시설

-Advanced spent fuel Conditioning Process Facility-



1kg/Batch

❖ 2010년, 당초계획의 처리능력은 20kg/Batch

A. 전기공급시간기준(추정)→16h/Batch

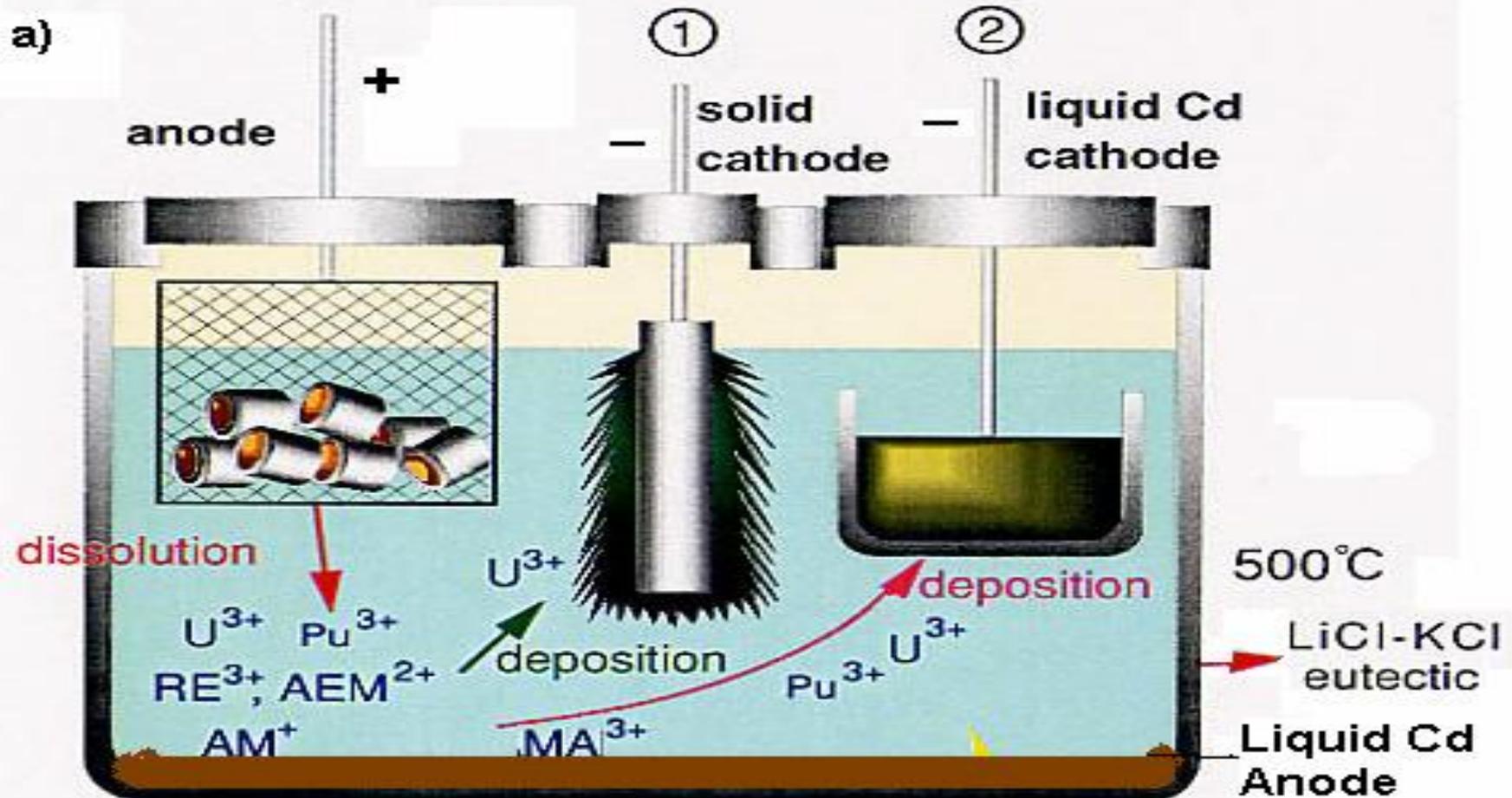
B. 8h/d의 작업으로 10일간의 80시간
→장치가열, 핵물질의 이송·계량, 운전, 분석,
장치냉각 등

C. 최소3개월→1Batch/약 4개월

→다음의 시험조건준비 및 화학분석 (3개월) +
10일운전

D. 약 30일간가동/y로 겨우, 3kg/y

(3) 전해 정련(Electrorefining)



AM: Alkali metal FP; AEM: Alkaline earth FP;
 RE: Rare Earth FP; MA: Minor actinides

파이로프로세싱의 핵심공정

- 1) 전해질(LiCl-KCl), 450°C, 철음극, Cd음극, 철Basket
- 2) 철음극에 U(Denrite狀)→회수용이(電位)
- 3) Cd음극에 U+TRU+RE→群분리
- 4) 알칼리금속, 알칼리희토금속(ALE)→전해질 ?
- 5) 스트렌스강의 피복관 및 Hull, 귀금속FP (Zr, Mo, Ru, Te, Rh, Pd, Nb 등), 미량의 잔류 Actinides 가 철Basket에 남는다.
→ 4%의 귀금속, 11%의 우라늄

전위가 높은 순으로 음극에 회수된다

	고체음극	액체Cd 음극	액체 Bi 음극
U	2.0×10^{11}	25	1300
Np	2.1×10^7	28	200
Pu	2.7×10^5	18	130
Am	710	10	67
Y	0.37	0.0053	0.0012
La	0.09	0.28	0.59
Nd	1	1	1

용융염로부터의 MA, FP 회수

A. 용융염문제 ⇨ Batch수의 제한과 환원속도의 저하

a) FP(Cs, Sr, Br 등)의 축적에 따른 용매의 粘性증대

→ 특히, AL, ALE의 증가는, Batch수의 제한으로

→ 금속염화물의 생성으로 환원속도의 저하

b) 미회수 Actinide의 붕괴열에 따른 온도제어의 곤란

c) 석출물의 오염이 허용범위를 넘는다.

❖ Batch수의 제한과 Pu회수의 개시는, 염속의 Actinide와 FP의 농도가 기준

B. 회수 ⇨ 환원제·산화제의 이용

❖ Actinide가 FP보다 먼저 Zeolite에 흡착하므로,

a) 염을 환원제(금속Li)을 포함한 Cd와 접촉 → Actinide의 대부분이 Cd로

b) Actinide가 없는 염을 Zeolite 에 접촉 → FP추출

c) FP를 제거한 염과 Actinide를 포함한 Cd를 접촉시켜, 산화제($CdCl_2$)를 첨가하여, Actinide를 염으로 되돌린다.

(4) 전해제련(Electro-winning)

- 1) TRU, U, RE의 회수 \Rightarrow Ignot
→ Cd(증류법, $800\sim 950^{\circ}\text{C}$) 등 전해질의 제거
용융염(LiCl-KCl, 液體Cd)의 재활용
- 2) 증류후의 Cd음극의 組成 \rightarrow U(49%), Np(0.2%),
Pu(48%), Am(0.8%), Cm(0.2%), FPs(2.1%)
- 3) 용융염의 TRU를 정련과정에 회복
→ Zeolite Column이용으로 염의 리사이클
- 4) 알칼리금속 등은 Sodalite 고화체로, Cs-Sr 흡착
Zeolite Column 燒成體로

(5) 연료가공(射出鑄造법)

- 1) TRU+U를 $1,300^{\circ}\text{C}$ 에서 녹여, U 및 Zr의 첨가
- 2) 현재 연료시험(U+Zr), 필터 등의 발생

I-2. 파이로프로세싱의 검증

【추진파의 주장】

A. 재활용률

- ❖ 우리나라 자원 이용률(약 0.6%)을 약 94 ~ 96%로

B. 경제성

- ❖ 습식재처리보다 저렴하다.

C. 안전성

D. 환경친화성 ⇨ 직접처분(Once through)에 비해

- ❖ 최종처분장의 규모 감소(100분의 1)
- ❖ 최종처분장의 관리기간(유해도) → (10만년에서 300년으로)

E. 핵비확산성

- ❖ 群분리이므로 핵무기원료로의 전용 불가능

건식과 습식의 재처리

습 식	사 항	건 식
가 능	1.Minor Actinide의 이용(변환)	가 능
길 다	2.냉각기간(SF)	짧 다
적 다	3.취급량 (주로, Pu)	많 다
많 다	4.설비(장치)의 수	적 다
많 다	5.2차 방사성폐기물의 양	적 다
낮 다	6.핵비확산성	높 다?
가 능?	7.최종처분장의 규모 및 관리기간의 축소	가 능?
?	8.테러위험(부지내에 재처리공장의 건설) Closed fuel cycle	낮 다?

사용후 핵연료의 구성

44,000MWd로 3년연소, 3.5년냉각(1,000kg)

	무 게	비 율
U235	9kg	0.9%
U236	5kg	0.5%
U238	929kg	92.9%
Pu	11kg	1.1%
MA	1kg	0.1%
FPs	45kg	4.5%

A. 자원의 재활용률 → 마이너스!

【U235의 4.1%농축도, 1000kg】의 제조시

1. 천연U: $U235(59\text{kg}) + U238(8,241\text{kg}) = 8,300\text{kg}$
2. 농축과정: $U235(41\text{kg}) + U238(959\text{kg}) = 1,000\text{kg}$

DU의 발생: $U235(18\text{kg}) + U238(8,241\text{kg}) = 7,300\text{kg}$

재처리후의 감손 U238(929kg)은 불순물이 많다. 공정 Loss도

순수한 DU량이 지저분한 감손U238의 약 7.8배

- ❖ 농축공정의 역무계약에는 DU의 처분비용이 포함되어 있다.

MOX연료는 감손U가 아니라, 열화U을 사용

- ❖ Thermal recycle(MOX 연료의 경우)
 $U_{235}(0.9\%) + Pu(1.1\%) = 2.0\%$ 재활용률
- ❖ 재처리공정상의 Loss 및 투입에너지를 고려하면,
오히려 재활용률은 **마이너스의 가능성**이 높다.
- ❖ 가령, SFR가 개발되어도, 농축과정의 열화U이 우선적으로
이용될 것이므로,
 $U_{235}(0.9\%) + Pu(1.1\%) + MA(0.1\%) = 2.1\%$ 재활용률
- ❖ 재처리·연료가공(기기부착, 반감기 등)의 Loss 및
투입에너지를 고려하면, 오히려 재활용률은 **마이너스**

B. 경제성

파이로프로세싱은 실험실 연구단계

1. 재처리비용이 직접처분보다 높다.
 - ❖ 일본정부의 비공개자료 → 약 4배
 - ❖ 일본원자력위원회(2011.11) → 약 2배
2. 롯카쇼재처리공장, 800t/y
 - (1) 2015년 12월현재, 핵심시설인, 재처리공장의 건설비가, 7,600억円(1993년) → 약 2조2,200円
 - (2) 공장유지비만, 약 1,100억円/년 증가
 - (3) 2015년 12월현재, 재처리비용이 11조円(2004년) → 15.4조円(경제산업성)
3. 핵연료사이클(32,000t) 전체비용이 18.8조円(2004년) → 최저 74조円이라는 推算도
4. 고속로 및 최종처분장 비용은 제외되어 있다.

A. 재처리비용 15.4조円(32,000t)

→ 6,394t(PWR) × 48억 원 = **약 30.7원**

→ 7,414t(PHWR) × 39억 원 = **약 35.6조원**

B. 핵연료사이클비용 74조円(약 740조원)

→ 6,394t(PWR) × 약 231억 원 = **약 148 조원**

→ 7,414t(PHWR) × 약 231억 원 = **약 171조원**

C. 가동률 100%을 전제로 한 추산은 **허구**

고속로와 최종처분장의 비용은?

1. 재처리를 하여도 최종처분장은 필요하다

2. PHWR의 SF의 처분은 ?

Mock-up규모의 시험시설 PRIDE

PyRoprocess Integrated inactive Demonstration facility

1. 재처리공장의 건설비 ⇨ **건식 < 습식**

❖ 10t/y의 처리능력, **건설비 330억원**(증액 ?)

→ 현재, 약 750t/y(PWR 20t/y + PHWR, 95t/y)

→ 75기의 공장 × 330억원 = 2조4750억원

→ 부대시설(폐기물 처리시설 등의 포함여부 ?)

❖ 일본 건식재처리 공장의 건설비만(추산, 1992년)

→ 처리능력 20t/y, 258억엔(약 2600억원)

2. **운영비** ⇨ 습식과 거의 차이가 없다

→ 운전비, 부재비, **소모품비**(조업비의 약 40%를 차지하는 기기교환비 등), 인건비, 폐기물처리·처분비, 해체비

→ 가동률(100%는 공상이다)

<R.D.Phillip, Commercial-Size IFR Fuel Cycle Facility,
CRIEPI/EPRI Joint Study of IFR, June 9, 1986.>

⇒파이로·프로세싱의 비용의 추산

자본비는 습식의 5분의 1, 운용비 2분의 1

❖ 습식의 대규모 ⇔ 건식의 소규모---**경제성?**

❖ 운영비 ⇒ **습식과 건식의 차이는 거의 없다**

1. **자동화**의 습식에 비해, 건식은 Batch공정
2. 원격조정으로 균일의 재료가공 ?

Comparative cost analysis of direct disposal versus pyro-processing with DUPIC in Korea,

Jewhan Lee, Jeong Ik Lee, Woo Joon Chang,
Soon-Heung Chang (2010년)

The primary conclusion of this study is that the pyro-processing alone is still more costly than the direct disposal, but it can be compensated by the DUPIC at a feasible range.

❖ DUPIC은 Pyroprocessing보다도 훨씬 저렴하다.

기타, 운영비 증가의 문제로서,

- (1) 용융염 등의 재활용 및 처리문제
- (2) 염화물 및 활성금속에 대한 재료개발
→ 부식과 高방사성
- (3) 일괄공정(자동화)의 개발?
→ 용융염 등 고온액체의 이송기술
- (4) 2차폐기물 발생과 처리
예) FP흡착의 Zeolite 처리기술은? 등등

KAPF

-Korea Advanced Pyroprocessing Facility-

2012년 → 원형 규모 (PRIDE)

2016년 → 실증 규모?

2025년 → 실용(상업) 규모, 100t/y

UFMF: U-Zr Fuel Manufacturing Facility

TFMF: TRU Fuel Manufacturing Facility

The US Department of Energy included in its 2008 budget funding for pyroprocessing R&D. This was significant in that the USA had strongly **discouraged** reprocessing in Korea previously.
(World Nuclear Association)

C. 안전성

(장점)

❖ 습식보다 **상대적**으로 임계가능성이 낮으며, 짧은 냉각기간의 SF 취급가능

(1) 유기용매의 이용이 없다(취급량이 많다)

(2) 강한 화학물질을 사용하지 않는다.

→ 질산, TBP(Tri-n-butyl phosphate) 등

재처리공장의 근본적인 리스크

1. 사고시의 대규모피해(FPs의 누출 등)
히로시마(U235) → 900g(FPS),
나가사끼(Pu239, 10kg정도) → 1,200g

20톤/년의 재처리공장 ⇨ 9,000,000g(FPs) 취급

2. 작업원의 피폭증가
→ Am, Cm 등의 고(高)차원 핵종의 증가
→ SF의 Pu의 방사능은 순수 Pu239의 약 5.4배
→ FPs의 방사능

사고시, 보수기간의 장기화
⇨ 경제성의 악화도

3. 금속Pu의 공기중 산화, 자연발화
Ar가스의 Hot-cell, 원격조정 장치 등
4. Xe, Kr, T, I 등 배기가스 배출
→ 전처리과정 (약 80%) 정련과정 (약 20%)
5. 세정 및 교환 등에 의한 2차 방사성폐기물의
대량발생→**화학적 폭발·화재와 방사능 누출**
6. 재료 및 기기의 고온부식→**저장문제**
7. Batch공정에 의한 빈번한 사고(보수작업의 피폭)

파이로·프로세싱(재처리)의 폐기물

기체

- 연료봉의 전처리공정의 배출가스, 용융염의 FP가스, Cd의 증기 등

액체

- 전해환원·정련·제련공정의 염 및 Cd 등

고체

- 연료봉의 금속, 교환부품(절단용 칼 등). 필터, 기기, 용기, Impeller, 전해조, 철, 세라믹 등

Off-gas 가스의 방출

1. 요오드(I-필터), 크립톤(Kr), 제논(Xe) \Rightarrow β 선
금속원소(Cs, Ru, Te) 및 그 산화물(Tc_2O_7 -
흡착탑, Cs_2O_2 , RuO_4 등)

\Rightarrow (절단공정) 희가스의 90% 방출

2. 삼중수소(T_2O). 질소산화물, 탄화수소,
탄산가스

Off-gas의 제거·저장

1. 요오드(I) → Zeolite filter

(1) FPs의 약 1%(중량)

(2) I131(8일). I129(1700만년, 약 75%)

제거비용?

2. 크립톤(Kr85, 10.7년) →

(1) 회수 ⇨ 액화증류법, 저온활성탄법, 고정화법

→ Cell의 Ar을 냉각하여 고압의 실린더에

(2) 저장 → 적어도, 100~200년간 가스누출 방지?

(3) Kr90 → Sr90, Kr89 → Sr89

3. T(12.3년) → 산화아연 HTO로 포집

4. Tc → 칼슘필터

5. Xe → Cell의 Ar을 액화(저온증류)로 포집
감퇴후 방출

❖ I(YI_3)의 변환시에도 Xe가스의 방출량은
거의 100%

❖ C14(5715년), I129(1570만년),
Kr85(10.76년)는

방사능은 낮지만, 장수명핵종이며,
용해성으로 환경부하가 높다.



II. 고속로 (Fast Reactor)

역사적 배경

1. 개발초기, 우라늄자원의 희소성
→ 고속증식로 (Fast Breeding Reactor)의 개발로, 우라늄자원의 한계를 해결
2. 군사용 플루토늄의 생산로
3. 발전목적의 핵반응로 (Reactor)
4. 잠수함동력용으로 소형화 요구

1. 실험장치 → 임계 확인, 안전성, 기본사항의 검증
2. 실험로 → 실현가능성의 확인, 연료 및 재료의 개발(특히, 피복관) 등
3. 원형로 → 발전설비(항상적인 발전가능성), 경제성을 무시한 공학적 성립가능성
4. 실증로 → 약간 낮은 출력으로 경제성확인
5. 상업(실용)로

LWR		SFR
열중성자 (2200km/s)	중성자	고속중성자 (2만km/s)
UO ₂ , MOX	핵연료	고농축 우라늄, Pu, MOX
물(경수), 가스	냉각재	Pb, Bi, Na, Gas
물, 중수, 흑연	감속재	필요없음
0.6할전후	증식율	1.24~1.29(이론적)
약 33%	열효율	39%
낮 다	변환효율	높 다
작 다	사고피해범위	크 다

II-1. 고속증식로의 개발과 좌절

A. 미국

1. 1946년8월, 실험로 Clementine(25kWt)의 임계
2. 1951년12월20일, **EBR-I** (200kWe)의 최초 발전
3. 실험로 **EBR-II(1961년)** 및 FCF(Fuel Cycle Facility)
4. 원형로 CRBR (Clinch River Breeder Reactor)의
건설의 좌절 (1983년, 91%완료)
→ **LWR의 10배이상의 건설비!**

현재, **소형(특히, Module)**의 LWR 및 SFR로의 전환

B. 영국

1. 1959년, 실험로 DFR의 임계⇒농축우라늄연료
2. 1974년, 원형로 PFR의 임계
3. 1993년, 유럽고속로 EFR건설계획 철회(후에, 중지)
4. 1994년, PFR의 폐쇄

C. 프랑스

1. 1957년, 실험로 Rapsodie의 임계
2. 1973년, 원형로 Phenix의 임계
3. 1985년, 실증로 Superphenix의 임계와 폐쇄(1998년)
4. 2010년, Phenix의 폐쇄(MA의 변환중심)

고속증식로의 한계(좌절)

1. 빈번한 사고 발생(미숙한 기술)
→ 증기발생기의 전열관파손,
나트륨(냉각재)의 폭발·화재사고
2. 낮은 증식율(실험실 수준)과 긴 증식기간
3. 비싼 건설·운영비
4. 높은 핵확산성
→ 핵무기의 슈퍼급 플루토늄의 생산
5. U자원의 풍부, LWR 보급의 감퇴 ⇔ 재처리 중지
→ 60 ~ 70년대 초까지, 특히 Oil Crisis(1973년),
LWR 확대와 U의 수급핍박(가격상승) 예상
6. 냉전의 종식 → Pu수요 감소

변환중심의 개발로

1. 미국 → AFCI-GNEP, Gen-4,
선진적연소시험로(ABTR)의 도입연구,
2. 프랑스 → 2025년까지 원형로 ASTRID(균질Cycle)의
도입계획(실현가능성?)
 - ❖ 장수명방사성폐기물법(1991년)
 - ❖ 방사성폐기물관리계획법(2006년)
3. 러시아 → BN-600 (21%와 33%의 HEU)
BN-800(215년12월, 최초의 MOX SFR - 2할)
 - ❖ START에 따른 Pu(34t)의 연소처분
4. 중국 → 2010년, 실험로 CEFR(64.4%의 HEU → MOX)
5. 인도 → Th의 리사이클(군사용)
6. 일본 → 몬쥬(유지가능?)

핵변환 특히 MA 연소를 명목으로 회생?

한 국

1. 1992년, KALIMER의 연구
2. 1997년6월, 원자력연구개발 중장기계획
 - KALIMER(15만KWe)개념설계, 2001년까지
3. 2002-2006년, KALIMER(60만KWe)개념설계
 - 2028년, KALIMER(60만kWe, 실증로)건설
 - 2040년, KALIMER(120만kWe, 상업로)건설
 - 2068년, Break-even reactor
4. Gen-IV SFR(PGSFR)로 설계변경
 - ABR(Advanced burner reactor)
 - ❖ Break-even, Even, Breeder

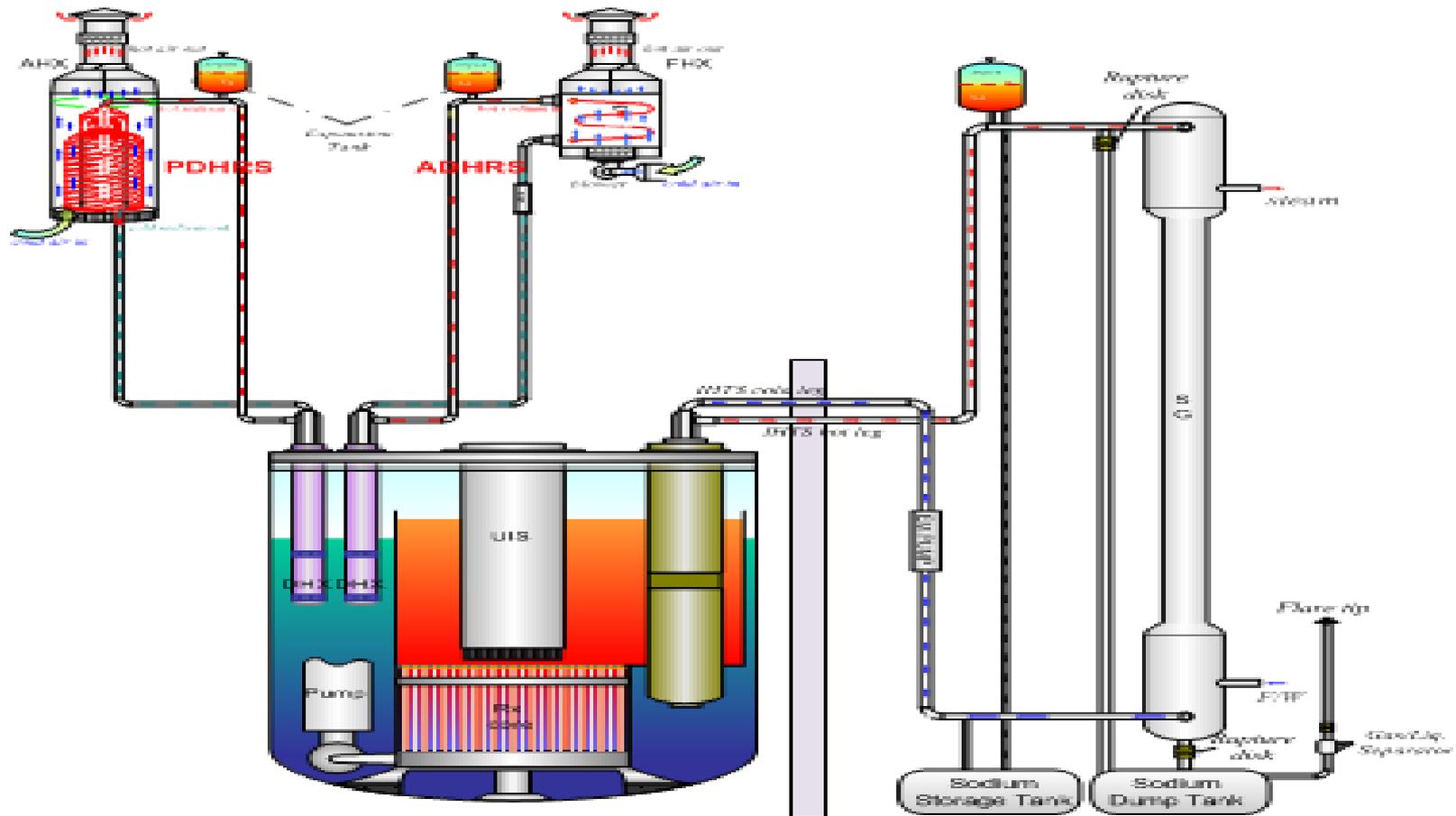
PGSFR

Prototype of Gen-IV Sodium-cooled Fast Reactor

- ❖ 실증로
- ❖ 2028년 건설예정(60만kWe) → with ANL(Design)
- ❖ U-Zr금속연료(초기) → 6개월
U-TRU-15%Zr금속연료 → 11개월

- ❖ 60년간동, 가동율 70%, 열효율 38.8%
- ❖ Pool-type(Tank형)
 - 1) 경제성 > Loop-type
 - 2) 설계制約 → 유지, 보수? 3) 수송제약,
 - 4) 내진성부족

Fundamental Approach to Safety Design of Prototype Gen-4 SFR, Tae-Ho Lee



II-2. FBR·SFR의 검증

1. 증식의 가능성과 경제성

2. 안전성 - 고유안전성?

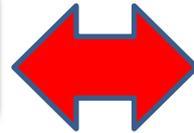
3. 친환경성

4. 핵확산의 저항성?

1. 핵연료 증식가능성과 경제성

(1) 증식의 60~70%는 노심에서, 나머지 Blanket

배증시간(30 ~ 60년)



고속로의 수명

- 1) 증식율은 실증데이터가 아니라 희망사항
- 2) 증식율과 발전량은 반비례의 **Trade-off** 관계
- 3) 증식기간은 고속로 수명을 초월할 가능성
→ 고속중성자의 영향으로 노심 열화

플루토늄 과잉 = 불량채권

(2) U자원의

100배 이용설

1) 핵연료수급의 팽박 - 가격상승

- ❖ 2000년대, 세계에서 1,000기의 핵발전소 전제 ?
- ❖ 풍부한 우라늄, 海水의 우라늄(약 46억t)의 존재

2) 100배 이용 → 탁상공론

- ❖ U 이용률 경수로(약 0.5 ~ 0.6%) ⇔ 고속로(약 60% ?)

(3) 비싼 건설비·운영비(Monju, 28만KWe)

1) 설계시(360억엔)→95년, 임계사고시(5,886억엔)

- ❖ 당초계획은 2배였다.

2) 2015년까지의 운전·유지비(4,339억엔)

- ❖ 가동기간 36일, 전기료수입 약 6억엔
- ❖ 정지중에도 Na온도유지(비용) → 약 200°C

3) 2015년 3월말, 총비용 1조 1,703억엔

- ❖ kW당 건설비 ⇨

LWR의 약 11배

(3) 보수·점검의 기간이 길다(장기간의 보수기간)

→세정과 부식처리, 개량 등

1) Joyo(실험로, 열출력 14만kWt, 발전설비없음)

❖ 2007년5월, 이동장치 고장→6개월후 확인

직경 0.6cm 길이 1.3cm의 핀 6개의 행방불명

❖ 수리기간 2~4년 → 수리종료 및 복구(2015년6월)

→ 현재, 안전기준 심사신청

❖ 비용 억~100억엔

2) Monju→14년 5개월의 보수기간,

❖ 노내중계장치의 고장(2010년8월) → 폐로위기

(4) 높은 폐로비용(JAEA, 2013년 내부추산)

→ 약 3,000억엔(증가 가능성!)

(5) SMR(Small Module Reactor)의 등장

(6) 기술개발의 진보? → 불확실성

2. 안전성 → Na의 높은 화학반응성, 부식성

1. Na(Monju, 1,600t)

(1) 수소의 발생으로

→ 무사고의 고속로가 없다

a) 330 °C 이하 → $\text{Na} + \text{H}_2\text{O} \rightarrow \text{NaOH} + 1/2\text{H}_2 + \text{열}$

b) 330 °C 이상 → $2\text{Na} + \text{H}_2\text{O} \rightarrow \text{Na}_2\text{O} + 1/2\text{H}_2 + \text{열}$

(2) 가성소다 및 산화나트륨에 의한 기기 및 배관 등의

<고온>

공기와의 반응으로,

→ 산소, 수소, 물

❖ Cover-gas → 원자로(Ar Gas), 1차계통실(N)

❖ 가동률의 저하 → 배관부식, 노후화, 연료열화(Am241)

❖ 고체상태(常溫)로 燈油속에 보관



(3) Na(융점 97.8°C)의 불투명성

- ❖ 사고시, 새로운 기기 및 기술개발의 필요
→ 보수기간의 장기화(경제성 저하)

(4) 부분적인 응고현상 → 회전부분의 손상

- ❖ 정지중에도 Na온도유지(비용)
→ 약 200°C (Monju 유지비, 200억엔/년)

(5) Na의 순도관리 곤란

- ❖ 불순물(주로, 산소불순물)이 많으면,
연료·구조재의 부식속도 증대

(6) Smear density가 적절해도, 연소기간이 길면,

- ❖ FP가스의 축적으로 피복관내의 가스압 증가
- ❖ Swelling때문에 연료와 피복관의 상호작용
- ❖ RE가 피복관과 반응하여, 피복관 두께의

2. 핵폭주

노심용융(Melt-down)

(1) 정전시

나트륨의 냉각기능 상실 → 비등(880°C → 기체 Na) →
온도상승 → 금속연료의 용융온도($1,100^{\circ}\text{C} < 2,750^{\circ}\text{C} : \text{UO}_2$)
→ 핵폭주 → 노심용융

(2) 운전시

노심가운데의 온도상승 → 금속이 늘어 남 → 연료봉의 밀착
→ 출력·온도상승 → 금속연료의 용융 → 핵폭주 → 노심용융

* **출력밀도(LWR의 약 9배)** 높다 → 급격한 출력상승으로
연료파손 및 Na의 비등

* Na의 비등시, **正의 Void coefficient** 때문에 핵폭주 용이

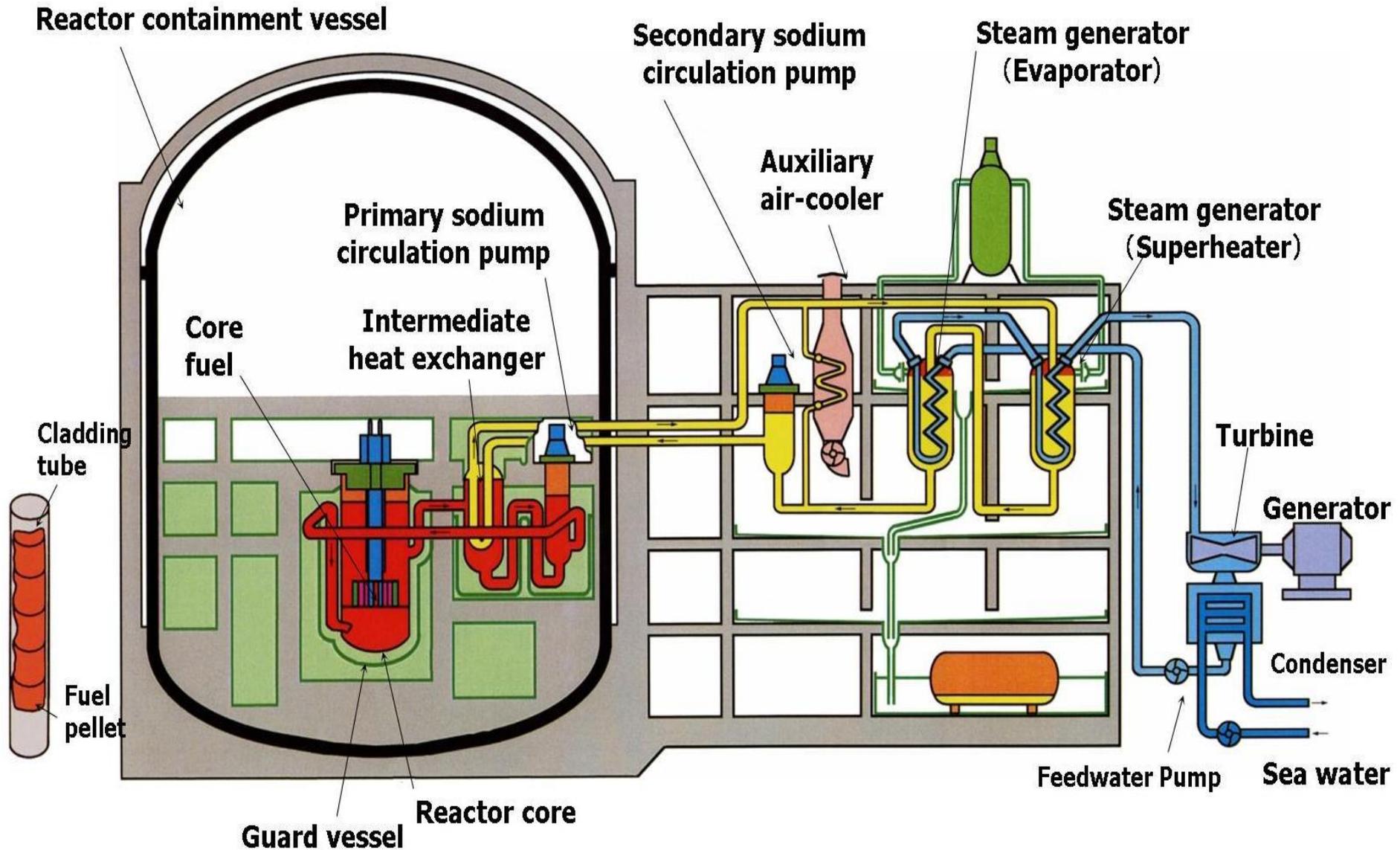
→ 중성자 흡수의 감소 + 중성자 spectrum의 硬化

고속로 노심

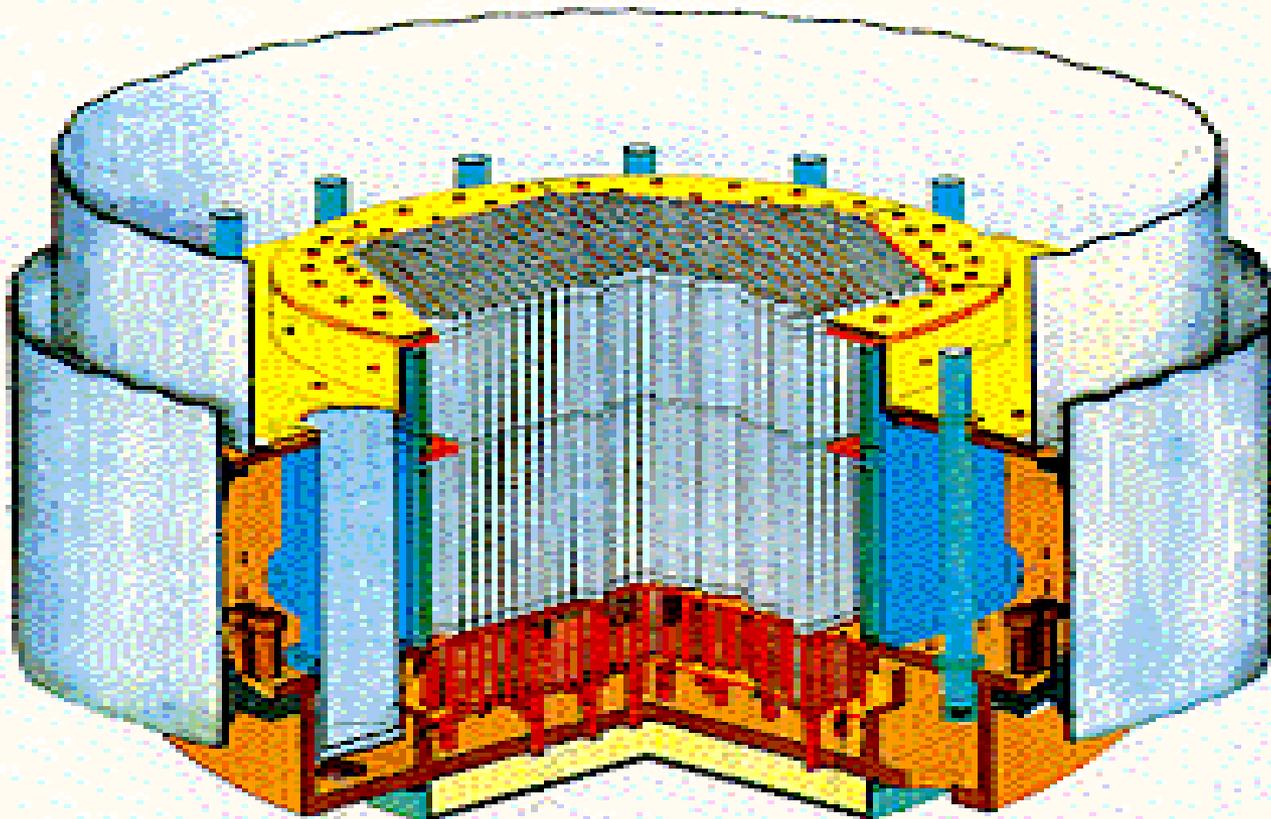
【U235, Pu239의 핵분열단면적】

1. 열중성자영역(1eV이하) → 500Barn
 2. 고속중성자영역(100keV정도) → 수 Barn
- ❖ 연쇄반응 유지(발생중성자의 증대)를 위해
연료밀도를 PWR의 약 5배정도
+ 냉각재의 낮은 감속효과
 - ❖ 연료봉의 간격
→ PWR(약 3.4mm), FBR(Monju 1.4mm)
 - ❖ 피복관의 두께
→ PWR(약 0.62mm), FBR(Monju 0.47mm)

Monju plant summary



3. 핵폭발의 가능성



핵 폭발

- (1) 연료(높은 밀도)의 합체(Core compaction)
→ 추진파는 연료분산(dispersal) 가능성이 높아,
반응도 저하로 이어진다, 고 주장
- (2) 연료전체가 녹은 상태의 웅덩이
- (3) 주변은 U238이 Blanket로서 벽을 이루고 있다
- (4) 밀폐된 상태에서 나트륨의 비등(Void 증가)
→ 출력·온도상승 → 비등, 의 악순환
- (5) 연료봉 금속의 증발
- (6) 금속의 증발에 의한 증기가, 녹은 연료를 움직인다
- (7) 특히, 중심의 반응이 활발하여 증기가 녹은 연료를
밖으로 밀어 낸다
- (8) 녹은 연료가 벽을 타고 위로 움직인다→위로 간다
- (9) 냉각되어 벽을 타고 내려와 밑의 연료와 합체한다.

4. 강한 방사성의 Na

- ❖ Na^{24} (15시간, β 와 γ), Na^{24} 의 약 2000분의 1의 양의 Na^{22} (2.5년, γ)
 - **가동정지후 1주일정도**는 원자로에 접근 곤란
 Na^{22} 는 반년후에도 표면 약 10rem(100mSv)/h
 - 방사화된 Na때문에 내부피폭, 작업성 저하

5. 배관(1차냉각계)의 내진성 취약

(1) 열충격(열應力)방지 → **比熱은 물의 4분의 1**

- ❖ LWR(150기압) 직경70cm, 두께 7cm
SFR(약 10기압) 직경80cm, **두께 1.1cm**

❖ Na저장탱크(Guard Vessel)의 열충격

【Monju의 사고사례】

- 통상정지(13분후)의 실시,
긴급정지(1시간30분후), Na누출량(약 0.7t)
- 이후, Monju사고, 열충격회피로 1시간30분
소요, 따라서 완전정지까지 **계 3시간 40분**
- ❖ 기기가 받는 열충격 → Monju(약 10배) > LWR
- ❖ Monju의 원자로용기의 Guard Vessel는
→ 높이 12.7m, 두께 4cm

6. 배관내의 검사의 곤란

- ❖ 배관내에 Na가 남아 있을 가능성
→ 공기와의 접촉으로 부식 ⇔ 얇은 배관두께

7. 증기발생기의 전열관(세관)의 취약성

- (1) 증발기(물, Cr·Mo鋼), 과열기(증기, 스텐레스鋼)
→ 두께(원형로 수mm, 실증로?), 약 140기압의 차
- (2) 전열관(세관)의 검사곤란(ECT의 낮은 精度)
- (3) 냉각재가 경수로보다 약 200°C 높다(열팽창)

8. 연료집합체의 검사곤란

- ❖ Microscope의 삽입부분의 한정

9. 배관의 鹽害 및 감육(減肉)

- ❖ 기체의 배출로 환경오염

10. 종업원의 피폭증가 → 고차원핵종의 증가

11. 제어봉의 역할

- ❖ SFR의 핵반응은 **LWR의 약 250배**로,
LWR(제어봉, 붕산수)와는 달리 **제어봉만**
 - 1) **삽입속도** ⇒ 일본의 LWR은 2초이내(실질 1.6초)
⇒ Na의 비등전에 삽입(수동삽입)?
 - 2) **지발중성자비율** → U235(0.67%) ⇔ Pu239(**0.22%**)
SFR의 즉발중성자는 100만분의 1초

12. 원자로의 내구성 → 대량의 중성자 조사

- ❖ 노심 구조재의 내구성? → 취성천이온도

LWR 와 SFR의 SF(/t)

	LWR	SFR
Pu함유량(kg/t)	10	245
연소도(MWd/t)	33,000	80,000
붕괴열(kW/t)	19	75
FPS의 방사능(Ci/t)	30	85
I의 방사능(Ci/t)	4,200,000	18,100,000
Kr의 방사능(Ci/t)	1	11
T의 방사능(Ci/t)	690	2,300
TRU(g/t)	660	1,560

13. SFR의 금속연료

- (1) 용융점이 낮다($1057 \pm 125^{\circ}\text{C}$).
 - ❖ 산화물(2750°C), 탄화물(2300°C), 질화물(2597°C)
- (2) Swelling 문제 → 장기간 연소시
- (3) 낮은 온도에서도 피복관과 共晶반응 (Eutectic reaction)

14. T의 대량생성(수십배) > LWR

- ❖ 연소도가 LWR보다 3 ~ 4배 높아, FP량이 늘고 방사능도 증가한다.

고유의 안전성(주장)

(1) 저압으로 냉각재비등(882°C)까지의 여유가 매우 크다→급격한 냉각재 상실이 없다.

❖Na의 비등까지 "약 300°C" 의 여유(운전최고온도 500 ~ 600°C)

→Na의 比熱이 물의 "약 4분의 1" 이라는 점을 무시

❖ECCS는 필요없는 것이 아니라, 사용할 수 없다.

(2) 붕괴열제거계(보조냉각설비)

자연순환의 공기냉각기 → 배관 파손시?

(3) Feed-back

도플러효과 및 연료팽창의 반응도(負의 반응도)

노심의 냉각재 비등에 따른 正의 Void효과가 더 크다.

(4) 질소분위기, 鋼製liner → Monju사고시 파손

章懷太子(唐)묘의 신라사신



Ⅲ. 群分離와 核變換

-Partitioning and Transmutation(P&T)-

1. 재처리로 유용한 원소 및 핵종, 장수명핵종을 분리한다.
2. SF속의 MA과 LLFP를 SFR 및 ADS를 이용한 핵반응을 통해, 단수명 핵종 또는 안정핵종으로 변환시킨다.

핵반응

- (1) U, Pu, MA(Np, Am, Cm)의 핵분열
- (2) 중성자 포획으로 장수명핵종 → 단수명핵종
- (3) 붕괴

추진파의 주장

★ 사회적 수용성의 증대

(1) 최종 처분장의 효율화

(2) 장기 Risk 저감

(3) 폐기물의 자원화

Ⅲ-1. P&T의 기본적 구성

1. SF속의 재활용 가능한 U, Pu, 장수명핵종인 MA, LLFP 등을 분리·추출한다.
2. 1에서 나온 U, Pu, MA는 SFR 또는 ADS의 연료로 사용.
→ 핵분열과 붕괴로 단수명 핵종으로 변환
3. LLFP를 고속로 또는 ADS에서 중성자포획 및 붕괴를 통해 단수명핵종으로 변환한다.
4. 일부의 LLFP(주로, 백금족)을 재활용하고,
5. 발열源인 Cs, Sr 등은 분리후 저장·폐기한다.
6. 1~4이외의 핵종은 분리 또는 재활용후 폐기

군(群)분리·변환정책의 목표

한 국		일 본	
TRU	핵변환으로 단수명화	TRU	핵변환으로 단수명화
I, Tc		Tc, 백금족(Ru, Rh, Pd 등)	유효이용 Tc는 핵변환
Sr, Cs	냉각후 지층처분	Sr, Cs	냉각후 지층처분
FP(단수명)	Fixation(고 화체?), 처분	그 밖의 원소	유리고화체 처분

4.5%, 45000MWd, 3Years Burning, 4yers cooling (일본)			4.5%, 55000MWd, 4years Burning, 10years cooling (한국)		
	무 게	비 율		무게	비율
U234	0.2kg	0.02%	U	929.4kg	92.94%
U235	10kg	1.0%			
U236	6kg	0.6%			
U238	926kg	92.6%			
Pu	10kg	1.0%	Pu	11.6kg	1.16%
MA	1kg	0.1%	MA	2kg	0.20%
FP	46kg	4.6%	Cs,Sr	5.3kg	0.53%
			I, Tc	1.6kg	0.16%
			FP	50.1kg	5.01%

국내 추진파의 주장 ¹⁾		Canister	일본 경제산업성의 발표 ²⁾	
Thermal Recycle	고속로	원자로	Thermal Recycle	고속로/ADS Recycle
N.A	20분의 1	부피의 감소	약 5분의 1 (약 0.22)	약 7분의 1 (약 0.15)
약 만년	약 300년	독성기간 감소	약 8000년	약 300년
10분의 1	1000분의 1	100,000년	약 8분의 1 (약 0.12)	약 240분의 1 (약 0.004)
N.A	100분의 1	발열량	N.A	N.A
N.A	100분의 1	최종처분장 면적(1)	약 3분의1	약 4분의 1 ³⁾

1) 국내의 주장은 처분장의 관리기간을 300년이하

2) 일본에너지청(2013.5) ;JAEA의 자료(2014.2), (1)은 Canister,

3) MA의 변환과 Sr-Cs의 100~130년후의 분별폐기의 사례이다.

①FP의 분리와 MA의 변환, ②Sr-Cs燒成體의 300년 냉각후의 조밀저장,

③P&T 공정의 발생고화체의 60년냉각, 으로 100분의 1(축소가능성)

Ⅲ-2. P&T의 검증

1. 완전분리(Partitioning)은 불가능

- (1) 현재, 群(그룹)분리(3~4분류)
- (2) 원소분리
- (3) 핵종분리 → 레이저 기술개발 ?

2. 변환(Transmutation)장치의 실현가능성 ?

- (1) SFR 또는 ADS의 기술적 실현가능성
- (2) 실용화(경제성 및 안전성 등)의
성립가능성

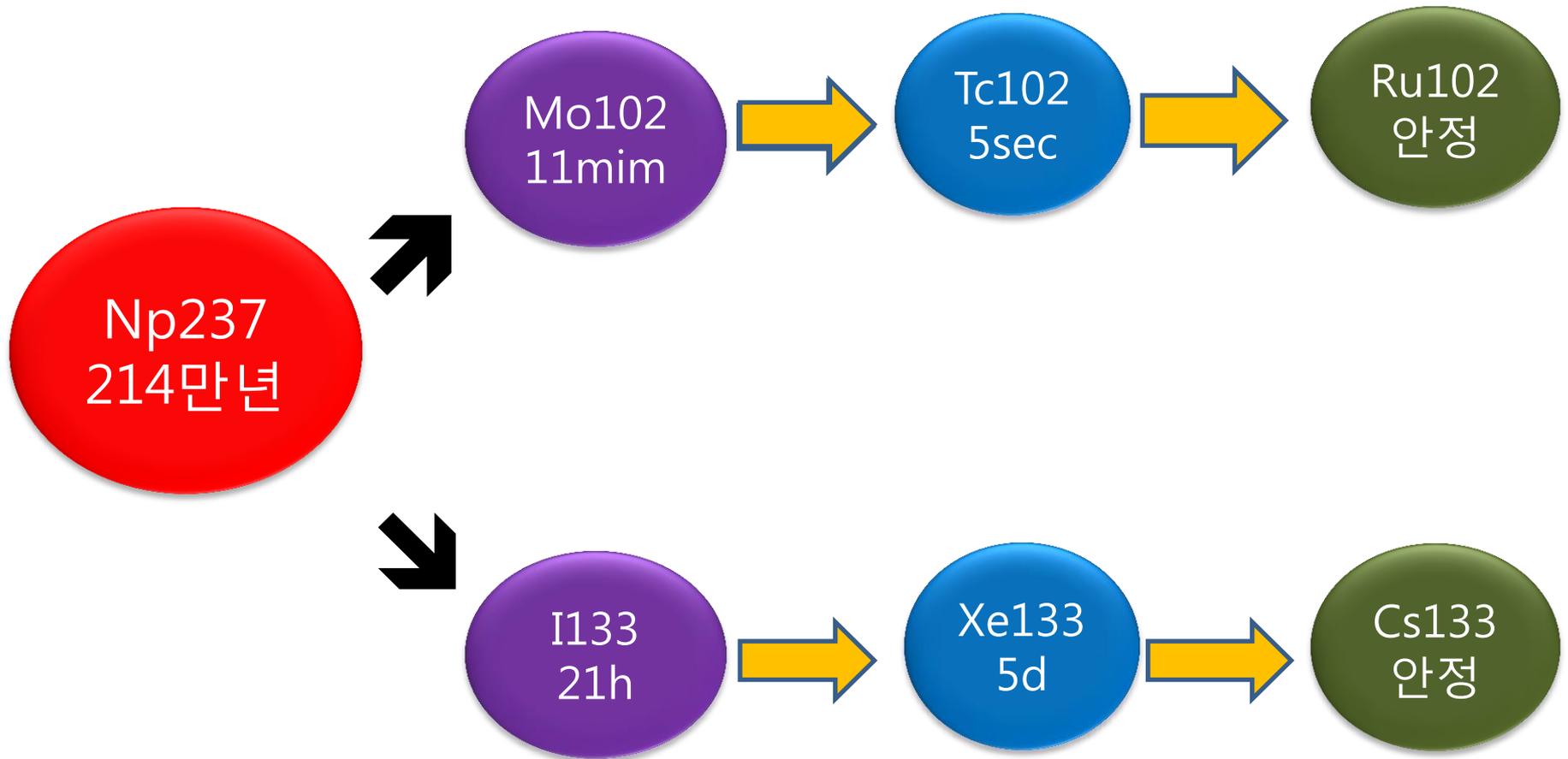
1. 환경친화성

A. TRU의 변환

【핵적특성】

- ❖ 遲發중성자의 비율이 낮다.
- ❖ 장수명핵종으로, 高발열, 高 γ 선강도, 高중성자선강도 (자발핵분열+ $(\alpha.n)$)

핵 변환(MA) → 핵분열



TRU의 특성

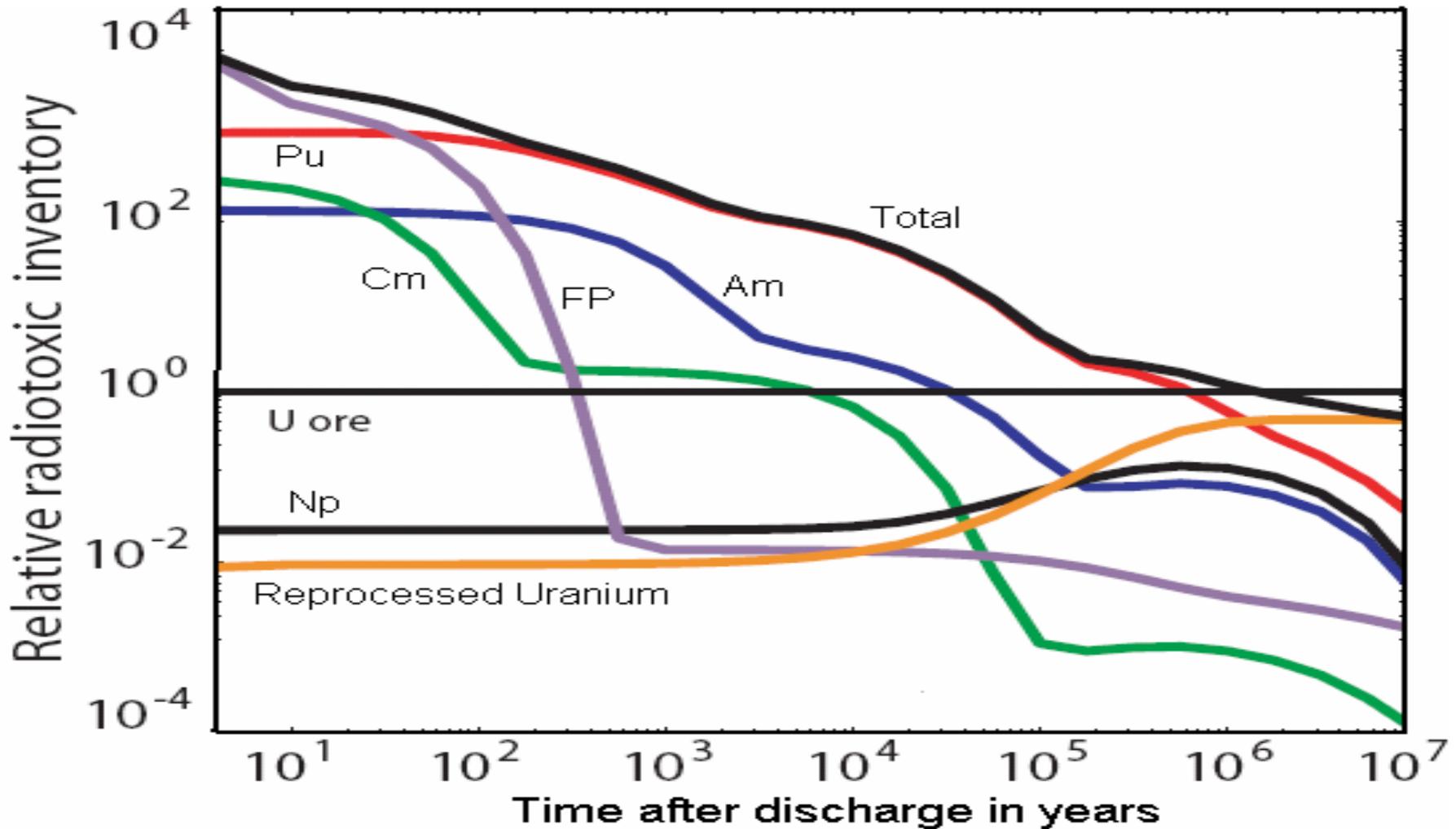
	발열 (W/g)	γ 선강도 ($\gamma/g \cdot s$)	중성자선강도 (n/g \cdot s)
Pu238	0.56	3.0×10^6	36000
Pu239	0.002	1.1×10^8	96
Pu240	0.007	3.9×10^6	1300
Pu241	0.004	1.2×10^7	1.23
Np237	0.0002	7.3×10^6	0.9
Am241	0.11	4.9×10^{10}	7000
Am243	0.007	5.5×10^9	540
Cm244	2.8	6.9×10^8	1.2×10^7

TRU(함유량/t)

45,000MWd로 3년연소,4년냉각 4년냉각(1,000kg)-

핵종	반감기	$\mu\text{Sv/kBq}$	함유량
Pu238	87.7년	230	0.3kg
Pu239	2.4만년	250	6kg
Pu240	6,564년	250	3kg
Pu241	14.3년	4.8	1kg
Np237	214만년	110	0.6kg
Am241	432년	200	0.4kg
Am243	7,370년	200	0.2kg
Cm244	18.1년	120	60g

방사성물질의 독성 저하



(1) 분리효율과 변환효율의 한계

- 1) (일본) TRU 추출(분리)율---상정
→ Am, Cm > 99.998%, Np > 98.2% ---
- 2) Cycle마다의 Loss

3) 낮은 변환효율

(일본) MA의 변환효율 45~50%(실험실내의 기대치)

- ❖ MA의 변환효율 약 14%(금속), 12%(산화물)/년
- ❖ Am²⁴¹의 변환율은 14 ~ 21%로, 상한치를 반영해도, 반감기 때문에 누적량 증가
- ❖ MA의 장착은 변환전용SFR의 금속연료에서도 상한 5%(균질사이클) 정도

TRU의 변환확률(%)

PLENTIFUL ENERGY, The Story of the IFR, Yoon Il Chang,

	Thermal spectrum	Fast spectrum
Np137	3	27
Pu238	7	70
Pu239	63	85
Pu240	1	55
Pu241	75	87
Pu242	1	53
Am241	1	21 ?
Am242m	75	94
Am243	1	23
Cm242	1	10
Cm243	78	94
Cm244	4	33

- ❖ 복수회에 걸친 장기 연소가 불가결
- ❖ 복수의 SFR 또는 ADS가 불가결
→ 경제성, 안전성, 친환경성 ???

- ❖ 재고량과 새로운 생성량을 고려하면,
완전연소는 몇백년이상

Nuclear Wastes: Technologies for
Separation and Transmutation, Washington,
D.C., National Academies Press (1996)

Managing Spent Fuel from Nuclear Power Reactors: Experience and Lessons from Around the World

-Report of the International Panel on Fissile Material(p.15)-

According to a comprehensive study by the U.S. National Research Council published in 1996, however, even with repeated recycle and fissioning of the transuranics in fast-neutron reactors, it “would take about two centuries ... to **reduce** the inventory of the [transuranics] to about **1%** of the inventory of the reference LWR once-through fuel cycle.” The study also concluded that this would be extraordinarily costly.

Ending reprocessing in Japan

Masafumi Takubo and Frank von Hippel, Report of the International Panel on Fissile Material(pp.19-20)

Separation of plutonium and other transuranic elements and their **repeated irradiation** in sodium-cooled fast-neutron reactors such as *Monju*, redesigned to be “burner” reactors by design changes including the removal of the uranium “blanket” around the core, could, **over hundreds of years** “transmute” (fission) plutonium and other transuranic elements into other mostly shorter-lived elements, reducing their total presence in reprocessing waste to a few percent of the amount in LWR spent fuel. **The cost would be huge**, however.

Ending reprocessing in Japan

Masafumi Takubo and Frank von Hippel, Report of the International Panel on Fissile Material(p.20)

A major review of transmutation by the U.S. National Academy of Sciences (NAS, 1996) concluded that “none of the dose reductions [to future generations] seem large enough to warrant the expense and additional operational risk of transmutation.”

천연우라늄과의 비교 - 휘발성 FP 무시-

(1) TRU회수율 99.999% + 냉각기간 500년 후에
< Natural Uranium

(2) TRU회수율 99%, 99,9%, 99,99%는 + 냉각기간
1,500년후에도, > Natural Uranium

❖ TRU회수율 99% + 300~500년의 냉각후,
→ LLLW(α 핵종, < 4000Bq/g or < 2kW/m³)

❖ Simulation에 불과하다(LLFP의 제거가능성?)
→ 게다가 습식재처리에 비해, FP 제거율이 떨어진다.

★WNA(2015)

(1) BNFI-Cogema연구(2001) → Actinides 제거율(99%)

(2) 미국의 연구 → Actinides 제거율(99.9%)

(3) 미국의 연구 → Tc99, I129의 제거율(95%)

처분장 면적

MA의 P&T 후(일본 추산)

- A. LWR(UO_2)의 경우 → 약 80%로 축소 가능
- B. LWR(MOX)의 경우 → UO_2 의 2배이상의 면적이 필요하나, 약 30%로 축소 가능
- C. SFR(MOX)의 경우 → UO_2 의 30%이상의 면적이 필요하나, 약 40% 축소 가능

- ❖ P&T 을 안하면, Thermal recycle 과 SFR recycle , 둘다 처분장면적 축소는 안된다.
- ❖ FP분리만 하는 SFR recycle은 면적축소가 안된다.

The KAERI analysis assumes that the spent fuel would be emplaced in the repository 40 years after discharge. At 40 years, removal of the transuranics would reduce the heat output and hence the required repository area by about 40 percent. But cooling the spent fuel for 70 years before emplacement would do the same.

SF의 70년냉각으로 같은 효과 ÷ 처분장의 40% 축소

Furthermore, cooling the spent fuel for 200 years, as KAERI proposes to do before emplacing the most hazardous fission products, strontium-90 and cesium-137, in the deep repository, would reduce the repository area by 75% to about 5 km².

SF의 200년냉각 ÷ 처분장의 75% 축소

**Managing Spent Fuel from Nuclear Power Reactors:
Experience and Lessons from Around the World
-Report of the International Panel on Fissile Material(p.68)**

(3) 고유안전성의 저하

❖ MA첨가로

- 1) Doppler coefficient → 2분의 1 ~ 3분의 1 저하
- 2) Void coefficient → 10 ~ 50% 증가한다

3) 따라서, MA량을 제한할 필요가 있다.

현재의 5%도 均質Cycle의 경우로, Void 반응도가 겨우 10 \$ (목표제한치)이내로
→ 추산치

- 4) 변환과정에서 단수명핵종의 방사능 증가
- 5) 높은 연소도에 따른 Swelling 문제

Double-strata Fuel Cycle의 구축?

-계층별 연료주기-

【발전용사이클 + 핵변환사이클】

1. SFR(발전용, 균질사이클)
+ AFR(ABR, 변환전용, 비균질사이클)
2. SFR(발전용, 균질사이클)
+ ADS(ADSR, MA 변환전용)
❖ 변환SFR의 지발중성자부족, Doppler계수의 저하

〈변환에 대한 연구의 중심은 ADS〉

- ❖ 미국(ATW → AAA → AFCI), 일본, 인도, 중국
- ❖ 벨기에 ADS(MYRRHA → 2016년 착공?), Central Design Team(CDT)
- ❖ 한국 HYPER(ADS), MEGAPIE(스위스)국제공동실험 참가 → 후퇴

ADS 개발

1. U과 Pu를 거의 포함하지 않으므로, MA의 생성이 거의 없다
 - (1) 핵파쇄중성자 → 핵변환 및 핵분열
 - (2) 핵파쇄중성자 → 약 30개로
2. 높은 변환율 ⇨ 100만kWe급(LWR) 10기분의 MA 변환
3. 높은 안전성(가속기의 정지→미임계로, ADSR)
 - (1) Pb-Bi는 화학적으로 불활성
 - (2) 지발중성자, 냉각재의 Void효과(負) 등의 문제가 상대적으로 적다
 - (3) 중간열교환계 불요,
 - (4) 새로운 MA의 생성이 거의 없다.

B. LLFP의 핵변환(포획)

(1) 선택기준 → 생성량, 발열량, 환경부하,
기술적 가능성

(2) LLFP는 핵분열을 하지 않는다 → 열중성자가 효율적
❖ (n, γ) 는 열중성자가 적합하다.
❖ $(n, 2n)$ 는 보통 고속중성자가 적합하다.

(3) SFR이용으로 핵변환(포획)

❖ 고속중성자의 경우, 변환대상(Target Pin) 주위에
감속Pin을 두어야 한다. → 비용증가, 기술개발
★ 감속Pin의 예, **Zr-H**

<FPs생성비율⇒확률> FP의 약 1할이 LLFP

(1) 주요원소 ⇒ 28~66까지의 **약 40원소**

(2) 66~166의 질량수로 **약 100 종류**
→ 약 85%의 확률로 질량수 90~100,
135~145

(3) 대부분의 60여종류는 0.1%의 비율이나,
⇒ Sr90(5.8%), Xe133(6.6%), Cs137(6.2%),
I131(3.1%), Xe135(6.3%)

(4) 대부분은 반감기 90년이하

❖ Cs137, Sr90의 변환은 곤란하다 ⇒ 燒成체
→ 포획단면적이 작아 변환하면, 반감기보다 더
길어진다(Sr90의 경우 100년)

주요 LLFP(함유량/t)

피폭저감(I129, Cs135, Se79, Zr93), 잠재적유해성(Tc99, Sn126)

	반감기	$\mu\text{Sv/kBq}$	함유량
Se79	29.5만년	2.9	6g
Sr90	28.8년	28	0.6kg
Zr93	153만년	1.1	1kg
Tc99	21.1만년	0.64	1kg
Pd107	650만년	0.037	0.3kg
Sn126	10만년	4.7	30g
I129	1,570만년	110	0.2kg
Cs135	230만년	2.0	0.5kg
Cs137	30.1년	13	1.5kg

상용로1기당의 연간발생량

	열중성자 포획단면적	생성량(kg/Gwe/y)	
		LWR	SFR(FBR)
I129	30.32	4.6	6.6
Tc99	23.6	20.1	20.5
Cs135	8.3	10.8	34.1

초기의 방사능과 발열량

- ⇒ Sr90, Cs137---HLW 발열량의 3분의 2
- ⇒ 물에 녹기 쉽다(용해성)

장기의 방사능과 발열량

- ⇒ 백만년까지는 LLFP, 그 이후는 TRU가 지배적
 - ❖ ~1500년은 Am241가 지배적
 - ❖ 피폭에서는 I129가 지배적
- ⇒ FP의 약 1할이 LLFP(반감기 30년이상)이다.
 - ❖ 지하수의 경우, Se79(29.5만년), Cs135(230만년)과 딸 핵종

변환대상의 LLFP

★ 피폭방지 ⇨ I129, Cs135, Se79, Zr93

★ 잠재적 유해도 ⇨ Tc99, Sn126

A. **Tc99** (최대변환효율, 16% ?)

(n.γ)Tc100(15.8s) → β → **Ru100**

❖ Ru100(n.γ) → Ru101 or Ru102 (안정핵종)

❖ Ru103(방사성, 39.26d) → Rh103 (안정핵종)

❖ **비교적 발생량이 많다.**

B. **I129**

(n.γ)I130m(9.0min) or I130(12.36h) → β → **Xe130**

❖ Xe130(n.γ) → Xe131, Xe132 (안정핵종)

or Xe131m, Xe133, Xe133m(11.84d)

❖ **고온에서 안정된 화학형태(화합물- ex. YI_3)의 선정?**

C. **Cs135** ⇨ 핵변환 곤란

(n.γ)Cs136(13.16d) → β → **Ba136**

❖ Ba136 → Ba137 or Ba138,

Ba137m, Ba139(단수명핵종)

❖ **Cs133**(약 15%, Cs134, Cs137)

→ **Cs135** ⇨

동위체분리가 문제

D. **Zr93**(n.γ) → **Zr94**

E. **Sn126**(n.2n)

Sn125(9.6d) → β → Sb125(2.8y) → β → **Te125**

재이용의 허가구성 (일본)

재이용과 비축기간?

⇔ 경제성과 안전성

❖ 자동차 및 화학공업의 촉매이용 등

(1) Ru106 ⇨ 40년후의 이용

(2) Rh102 ⇨ 80년후의 이용

(3) Pd107 및 Tc99(→Ru100)

⇨ 계속보관!

❖ 균분리 또는 핵종분리의 해결은?

SFR와 LLFP(일본의 시뮬레이션)

A. SFR 1기(MOX연료)

- ❖ 100만kWe급(LWR) 3.6기분의 I129, 1.5기분의 Tc99
- ❖ 100만kWe급(LWR) 5~6기분의 MA 변환가능
(최근, 2015) SFR은 자기발생량의 I129, Tc99의 변환가능

B. ADS 1기(窒化物연료, 25만kWe)

- ❖ 100만kWe급(LWR) 10기분의 MA 변환가능
→MA의 핵변환→ 최종처분장 **면적 25%**로 축소
- ❖ 100만kWe급(LWR) 1~2기분의 I129 및 Tc99

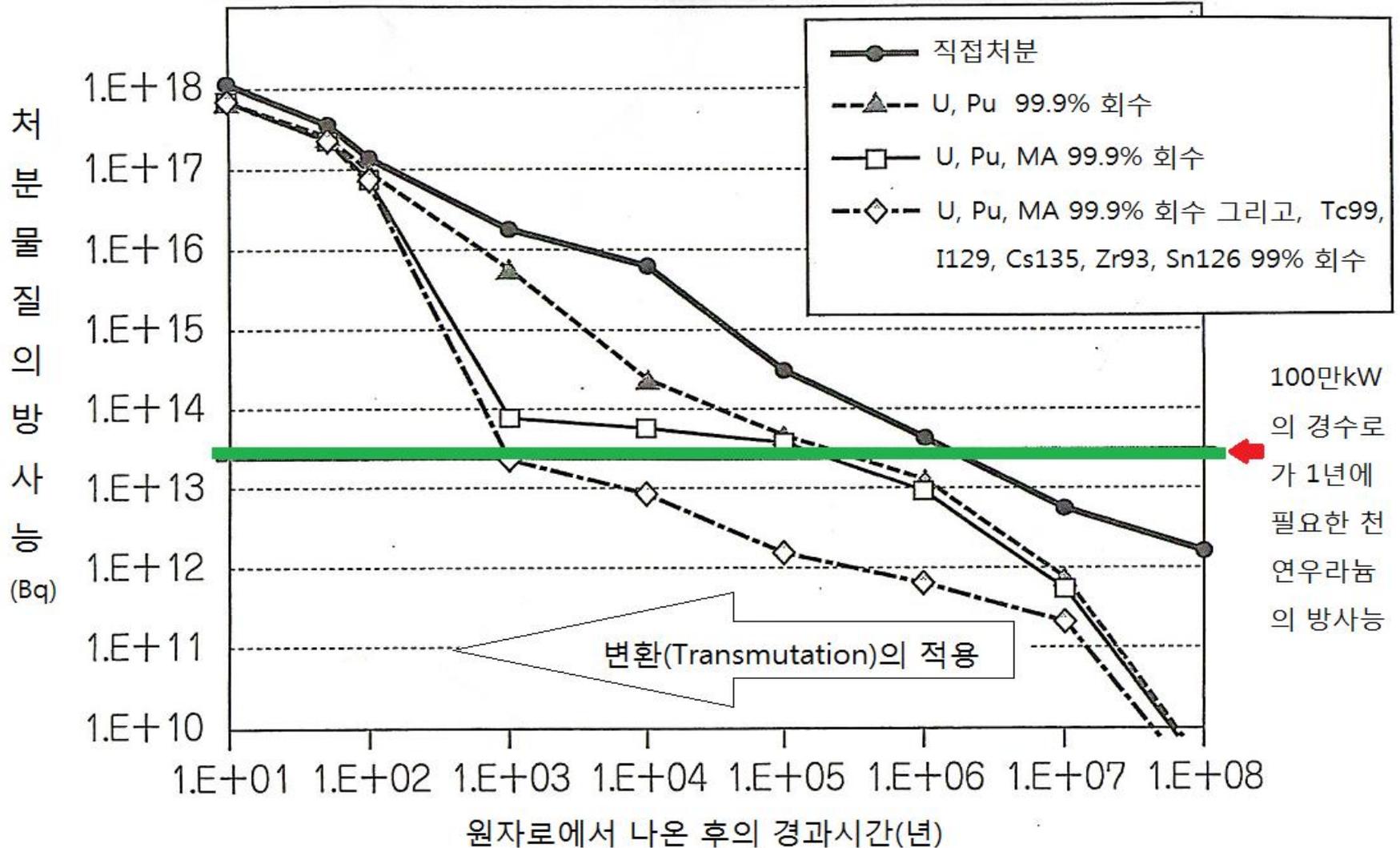
(최근, 2015)100만kWe급(LWR) 10기분의 I129의 변환은
가능하나, **Tc99는 발생량이 많아, 핵변환곤란도**

SFR이용의 변환

❖ I129, Tc99은 중성자포획반응단면적이 비교적 크기때문이다

- (1) I129, Tc99이외는 기초연구조차 지진부진
- (2) I의 변환으로 Xe가스 발생하여, Pin Gas내압 상승
- (3) I127(n, γ) \rightarrow 반응도면적도 약 6.2Barn으로 적어, 혼합사용
- (4) 감속핀(Zr-H)는 고온에서 분리·생성된 H₂가스가 피복관밖으로 방출되어, Zr-H의 Zr/H 비율이 저하, 등

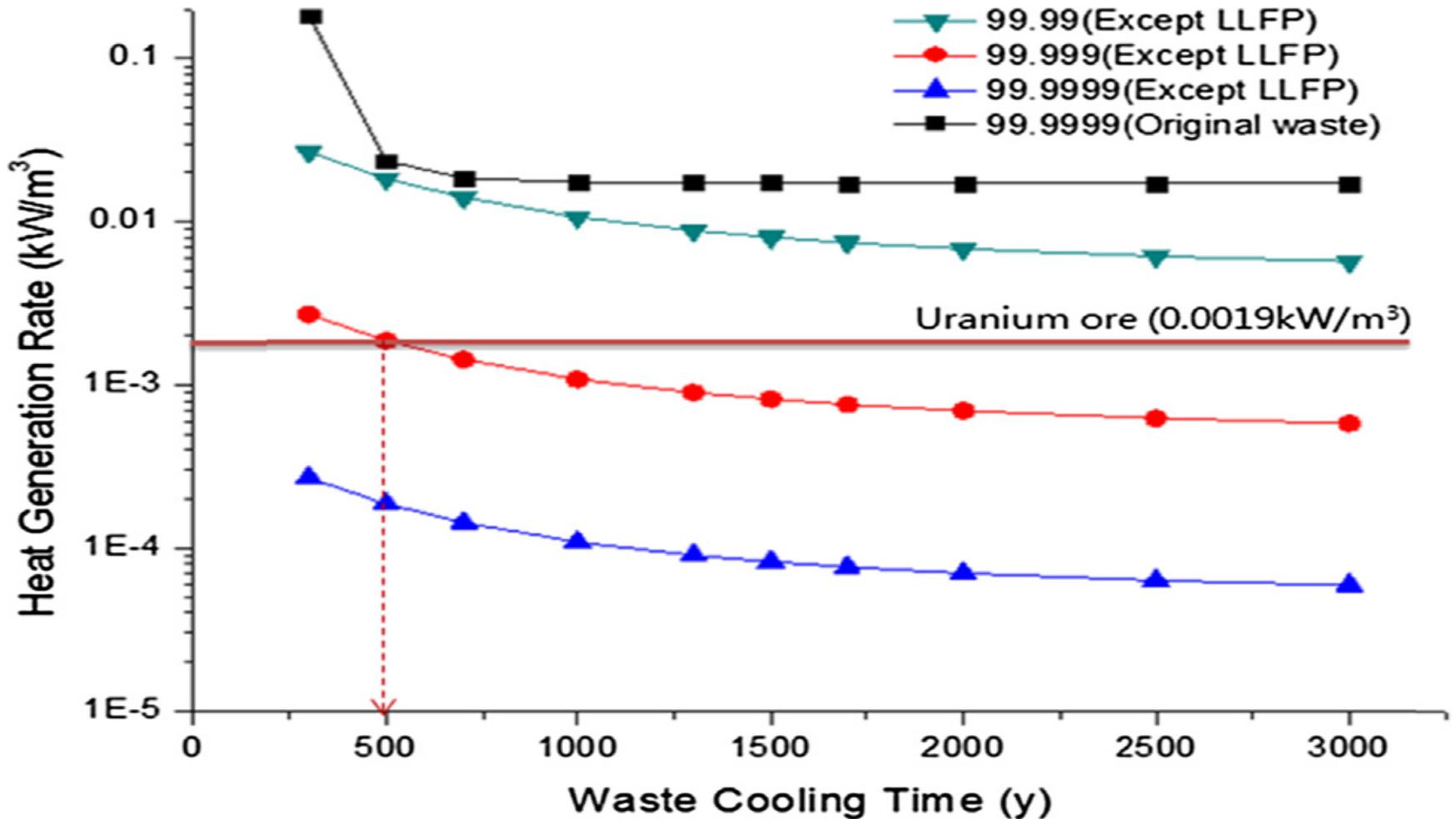
방사성 독성의 쇠퇴기간



RECYCLING OPTION SEARCH FOR A 600-MWE SODIUM-COOLED TRANSMUTATION FAST REACTOR,

YONG KYO LEE and MYUNG HYUN KIM(2015년)

❖ Sr90, Sn126, Mo99, Te129m, Se79, Zr93, Pd107, Tc99, Sm151



천연우라늄과 비교(분리효율)

(1) 99.9999% < Natural Uranium

❖ 냉각기간 무시

(2) 99.999% < Natural Uranium

❖ 냉각기간(약 1,500년후)

(3) 99%, 99.9%, 99.99%의 경우,

3,000년냉각후의 독성 > Natural Uranium

과학적 근거 ?

1. 동위체(핵종) 분리의 완성 은 ?

❖ Cs133의 변환에서 Cs135(230만년)의 생산
→ 2회의 (n,r)로 Cs135

❖ 낮은 분리효율로 발생량은 그다지 변하지 않고,
낮은 변환효율때문에 오히려 양이 증가한다.

2. 제2차 방사성폐기물이 증가한다.

❖ Sr, Cs의 분리로 오히려 발생량(고화체)가 증가

❖ 단기적으로 방사능증가 → 작업원 피폭, 주변환경

3. 수습기의 SFR가 필요하다→SFR의 짧은 수명

4. 낮은 변환효율로 장기간에 걸친 복수회의 변환

1. 중성자 에너지 수 KeVt~ 100KeV
2. 중성자FluX(1×10^{16} [n/cm²/S])
3. 산화물연료 → 금속연료는 산화물보다 변환효율이 1 ~ 2할 높다.

	Sr90	Cs135	Cs137		I129	Tc90
핵분열수열(%)	2.0	7.5	6.5		1.5	6.0
중성자포획 단면적(Barn)	0.01~0.03	0.1~1.0	0.01~0.1		0.2~2.0	0.5~3.0
장착량 10%의 변환시간 (년)	106~317	3.2~32	32~317		1.6~16	1.1~6.3
핵변환율 (%/照射기간)				감속재 무	21.5	20.7
				감속재 유	21.3	24.3
조사기간(년)				감속재 무	28	←
				감속재 유	12	←
최대고속중성자조사량($\times 10^{23}$ n/cm ²)				감속재 무	6.3	5.8
				감속재 유	2.1	1.9

I129, Tc99의 변환효율

(중성자조사량, $\times 10^{23} \text{n/cm}^2$)

	감속핀 무		감속핀 유	
	I129	Tc99	I129	Tc99
화학형태	NaI	Tc	NaI	Tc
감속재비율			50	70
照射기간(y)	28	20.7	좌동	좌동
변환율(%/조사기간)	21.5	20.7	21.3	24.3
변환량/생성량	1.12	1.17	1.09	1.12
최대고속중성자조사량	6.3	5.8	2.1	1.9

주의

추진파들은 변환을 **소멸** 이라며,
마치 방사성물질이 완전히 없어지는
것처럼 사실을 호도하고 있다.

- 핵변환이 가능해도, 다른(단수명)
핵종으로 남아 있다.
- 일본조차 2000년이후는 [소멸]을
사용하지 않는다.

2. 핵확산의 저항성

TRU 및 FPs 등이 혼합된 Pu로 핵비확산성 우월?
-강력한 γ 선 !-

추진파는,

재처리후의 Pu은 , TRU, FP(특히 RE)와의
群분리이므로, Pu의 **단독추출** 이 어렵다.

즉, 핵무기의 원료로는 부적합하다,고 주장

Pu의 단독추출, 가능하다

- (1) 짧은 조사기간의 연료 및 깨끗한 용융염의 이용
❖ 경수로에서는 3~6개월이내의 照射(핵병기급)
- (2) 습식보다, 분리에 비용과 시간이 상대적으로 더 걸릴 뿐이지, 절대적인 핵비확성은 아니다.
- (3) 핵분열의 방해물질인 Am, Cm 등의 분리가 불가능한가?
- (4) 금속연료는 산화물연료보다 핵무기의 원료에 적합하다.
- (5) 재처리전보다 방사능이 낮아져, 범죄집단의 접근이 용이하다 ⇨ Cs137 및 Sr90의 제거(보관)
- (6) ~~Eu154(약 8.6년)~~, Ce144(약 285일)의 짧은 반감기
❖ Eu는 전해질로 제거, Ce는 거의 없는 상태

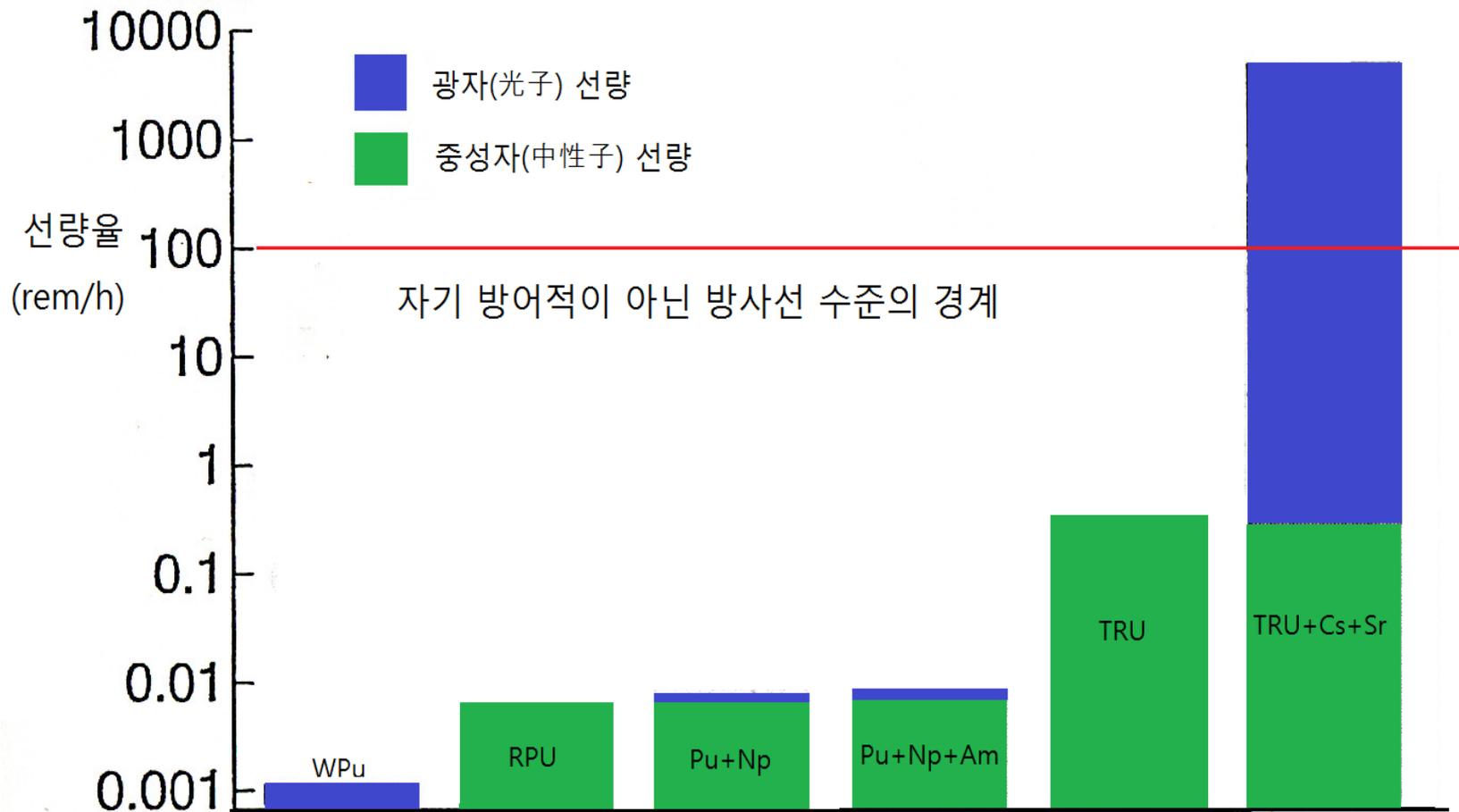
절대적인 핵비확성은 없다

1. 발열량의 문제 → Am과 Cm은 화학적 성격이 매우 비슷하다
Am₂₄₁, Cm₂₄₄ > 핵무기급Pu
❖ 문제해결의 폭탄구조의 존재
→ 화약외측의 방열(放熱)기구 및 중공(中空)형의 구상(球狀)Pu심(芯)
2. 자발핵분열의 중성자에 의한 조기(早期)폭발
❖ Pu₂₃₈, 240, 242, Cm₂₄₂, 244, 246
→ Pu량의 감소(폭축속도향상, 균일폭축기술)로 가능
❖ Cm₂₄₄가 전체의 90%이상을 차지----분리
3. 방사선량의 저감 → Cs, Sr의 제거
4. 대체핵물질 → Np₂₃₇(포신형은 가능) 및 Am에
대해, 1998년에 IAEA가 확인(FSV)
→ Np₂₃₇는 Pu₂₃₉과 유의량도 유사
5. MUF(불명물질량)의 발생과 계측?

사용후 핵연료와 TRU혼합물의 방사능

-핵물질에의 접근 가능성 **1Sv at 1m-**

Dose rate from 4.4kg transuranics through a canister



WPu(핵무기급 Pu), RPU(원자로급 Pu), Np(넵투늄), Am(아메리슘), TRU(초우라늄원소)

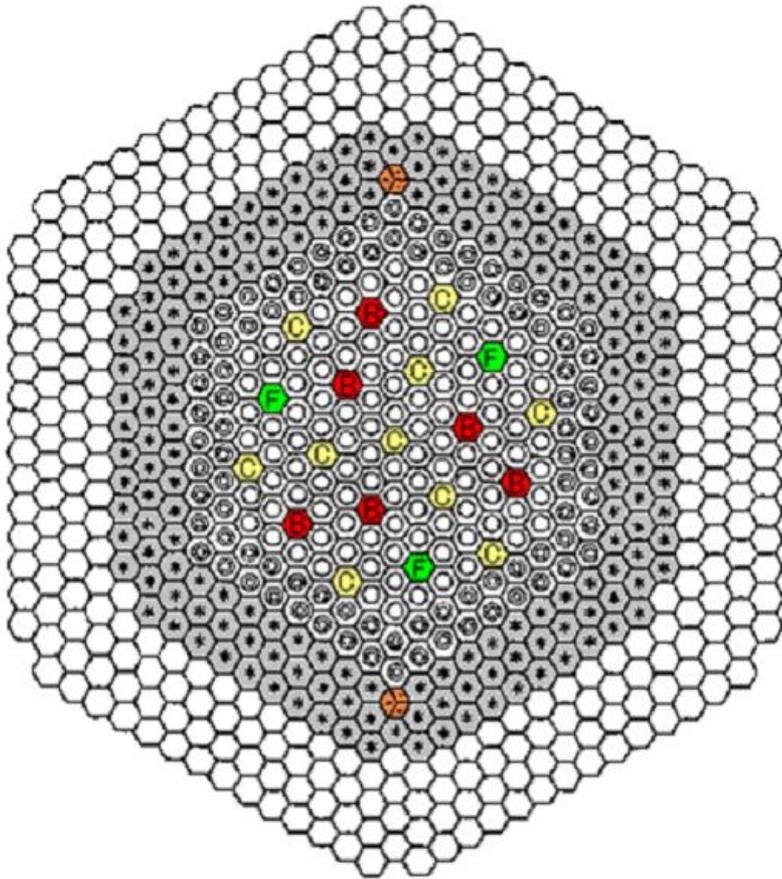
핵무기의 제조, 원료와 전환시간

1. Pu239(5kg)、U233(6kg)、U235(20.1kg)
 - IAEA의 자료 ⇨ Pu238이 80%이하는, 8kg(유의량)
→ INFCIRC/153(Pu238 80% 이상)
 - **고도의 제조기술 ⇨ 2.5~3kg**
2. 산화물연료는 소요량이, 1~2할 증대
3. Pu, HEU(농축도 20%이상의 농축우라늄), U233
⇨ 5~8일의 전환(轉換)시간
4. PuO₂ 및 MOX(산화물연료) ⇨ 1~3주일
PuO₂(Puf) ⇨ 약 9kg
5. 금속 Pu ⇨ 7~10일, 6. SF의 Pu ⇨ 1~3개월

플루토늄의 과잉시대

- ◆ 핵무기의 해체
- ◆ 고속로의 정체(停滯) 및 Thermal Recycle의 한계

FBR Monju의 노심



炉心構成要素		記号	数量
노심연료	안쪽 연료		108
	바깥쪽 연료		90
Blanket			172
制御棒集合体	微調整棒		3
	粗調整棒		10
	後備炉停止棒		6
中性子源集合体			2
中性子しゃへい体			316
サーベイランス集合体			8

Monju의 핵연료

(1) 노심연료(108체) → 제어봉19개

- ❖ MOX연료의 안쪽연료 ⇨ Pu 약 15%(16%)
바깥쪽연료 ⇨ Pu 약 20%(21%)

(2) 軸Blanket·····아래위에 각각 0.3m

(3) 徑(Radial)Blanket(172개, 약 17.5t)

- ❖ 국내의 ABR은 장착않는 구조 ??

(4) 1Cycle(148일), 5Cycle(740일) 노내체재

슈퍼급의 플루토늄의 생성

【Monju】

MOX(5.9t)+ U(17t) → Pu 약 1.4t
(Pu231+Pu241=약 1t)

순도 97.5%의 Pu

축Blanket 30kg + 경Blanket 62kg = 92kg

유의량 1kg

FBR SF의 組成(%)

Pu 동위체	FBR		LWR	핵무기
	노심+축Blanket	경Blanket		
Pu238	2	0	2	0.07
Pu239	62	98	58	93
Pu240	24	2	24	7
Pu241	8	0	11	0.7
Pu242	4	0	5	

핵무기용 Pu의 조성(組成)

-Pu238가 80%이상 이 아니라면-

	핵무기용	LWR SF
Pu238	0.01%이하	2.0%
Pu239	94%이상	56.4%
Pu240	5%이하	23.9%
Pu241	0.25%이하	11.3%
Pu242	0	6.4%

FBR(Moju, Joyo)· ATR(Hugen)의 SF (2015.3)

	형태	저장량
Joyo(실험로)	MOX	7,094kg
	Blanket	7,722kg
Monju(원형로)	MOX	6,071kg
	Blanket	221kg
Hugen(원형로) - 페로중-	MOX	86,991kg
	UO ₂	21,930kg

핵무기와 LWR·FBR(일본)

1. 경수로의 플루토늄

❖ Pu238과 241의 발열, Pu238과 240의 자발중성자

2. 일본의 리사이클기기(機器)시험시설

Recycle Equipment Test Faculty, RETF → 10kg/h

(1) FBR실험로(Joyo)와 원형로(Monju)의 SF 10kg/y

(2) 1995.7 착공 → 2000년 6월에 1차공사종료(830억円)

<유지비 2,700만円/y, 재산세 6,400만円/y>

(3) 추가공사중지 → Monju의 가동정지, 재처리공장의
폭발사고의 영향보다는 미국의 압력

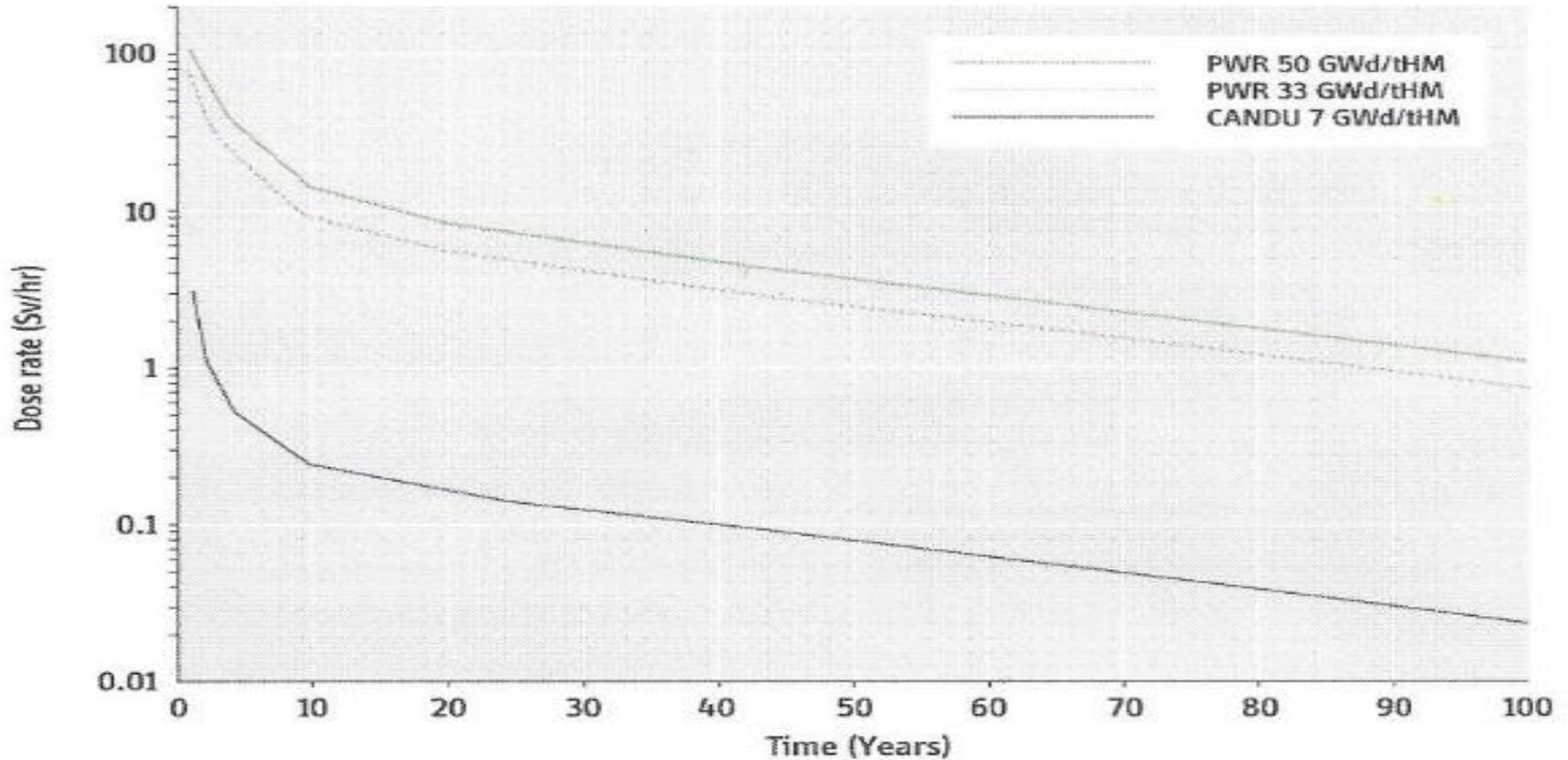
(4) 길이 50m, 폭 14m, 높이 22m의 공간,

(5) 원심抽出機 3000회/min, 종래(영국)의 8배 능력

Managing Spent Fuel from Nuclear Power Reactors: Experience and Lessons from Around the World

-Report of the International Panel on Fissile Material(p.7)

자기 방어적 방사성 독성의 저하(특히, PHWR SF는 불과 몇년!)



Protected Plutonium Production

- (1) 높은 발열량 Pu238(약 300배) > Pu239
 - ❖ 군사전용 곤란(Pu의 용점, 폭약 및 기기에 악영향)
- (2) 자발중성자 Pu238(약 13만배) > Pu239
 - ❖ 군사전용 곤란(조기폭발)
- (3) 변환(SFR의 Radial Blanket에 미량첨가, 또는 LWR)---Pu238의 12 ~ 20%의 생성
 - 1) Np237 → Np238 → Pu238
 - 2) Am241 → Am242 → Cm242 → Pu238
 - 3) Am242 → Pu242
 - 4) Cm244 → Pu240
- (4) Np237과 Am241는 노심의 장수명화에 기여

La Hague(프랑스)



IV. 해외위탁 재처리

1. 1970년대의 프랑스 재처리시설 구입시도

2. 1990년대초의 교섭

(1) 영국의 BNFL, 프랑스의 Cogema

❖ 재처리, MOX연료의 공급

⇔ **Cliton 정권의 반대**

(2)러시아의 MINATOM(RT-2)과,

❖ 재처리, Pu의 반환

3. 1999년 영국(BNFL)과의 교섭

→재처리, MOX연료의 공급

IV-1. Thermal Recycle

- (1) 미국의 동의(한·미원자력협정 개정)
- (2) 해외의 재처리공장
 - ❖ 영국(원자력협정, 1991년)
 - Thorp는 폐쇄예정(2018년)
 - ❖ 프랑스 Areva
 - 일본, 독일, 벨기에 등의 재처리 중지로 가동율 20%
 - 네덜란드의 의뢰분이 조금 있으나, 국내분이 중심

【국내 추진과 계획】

- (1) 재처리후 반환되는 MOX연료를 경수로 핵연료로 사용
 - ❖ Thermal Recycle
- (2) 사용후 MOX연료와 고준위방사성폐기물을 직접처분

해외위탁 재처리는 !

1. 장점 ? → 일시적인 보관장소의 회피

❖ 재처리에서 나오는 **저준위 방사성폐기물**도
고준위 방사성폐기물로 환산되어 국내에

전부 반환

2. 경제성, 안전성, 자원효율성, 외교 등에서

장점이라고는 전혀 없다

IV-2. Thermal Recycle의 검증

혼합산화물(MOX: PuO₂)연료

1. 경제성 → UO₂연료의 7~9배 비싸다.
 - ❖ Takahama(2013.6)의 연료봉 1개 가격
9억2570만엔(MOX) ⇔ 1억259만엔(UO₂)
2. 발전량 → UO₂연료의 약 80%에 불과
3. 자원재활용률 → 우라늄(UO₂) 자원의 10~20% ?

❖ 농축과정에서 의
비용으로

재처리비용의 10분의 1

U235 20%의 증대가능

최고 **약 20%** 의 자원절약 주장

A. 재처리로 핵분열성 Pu의 재이용 **약 11%**
핵분열성 Pu 0.55%을 포함한 약 1%의 Pu

❖ 9개의 $UO_2(SF)$ → 1개의 MOX연료 제조

약 9%

B. 재처리로 DU(감손우라늄)의 재이용

❖ 4.5%로 재농축(폐품농도,0.3%) 이용

4.

안정성의 저하

(1) 제어봉·봉산의 기능 저하(Pu 함유량)

❖ 중성자 흡수능력의 저하

(2) 고연소도(燃燒度)(평균 > 40GWD/t)에 따른 구조변화(Rim effect)가 MOX연료에서는 (평균 < 30GWD/t)에서도 발생

(3) 불균질에 의한 Pu Spot 발생

❖ 사고시, 연료봉파괴로 냉각재배관의 폐쇄

(4) UO_2 보다 많은 FP가스의 발생

❖ 낮은 연소도에서 연료봉파손(압력증가)

(5) UO_2 보다 (20~40°C) 낮은 용융점

❖ 순수한 UO_2 의 2,840°C에서 순수한 PuO_2 의 2,390°C까지 비례적으로 낮아진다.

(6) 반응도사고시, 상승속도가 빠르다.

- ❖ 복원력의 over-run가 커, 제어의 안정성이 악화
- ❖ 지발중성자의 저감(Pu239는 U235의 약 3분의 1)
→ 중성자 spectrum의 硬化

(7) 사고시, TRU영향으로, 피폭량이 UO_2 의 2.3~2.5배
오염면적은 3.2~4배

(8) MOX(SF)의 발열량은 UO_2 (SF)보다 2~3배 높다.

- ❖ 냉각기간의 장기화, 사고시의 약점

(9) MOX연료 제조 및 설치의 피폭량 증가(SF도)

- ❖ UO_2 보다 γ 선(약 20배)

(10) 안보목적에도 도움이 되지 않는다.

MOX(SF)의 특성

	UO₂(SF)	MOX(SF)
Pu 함유량	1	3~8
α 방사능량	1	3~9
MA량	1	2.5~5
발열량(5년냉각)	1	1.3~2.1
중성자발생량(5년냉각)	1	4~10

안전성 저하에 대한 추진파 변명

A. LWR 발전량의 평균 약 30%는 Pu239에 의한 것이다 (연료추출直前은 약 60%).

따라서,

B. MOX연료 장착을 연소상황의 변동폭이내(3분의 1)로 하면, 안전성에는 문제가 없다.

그러나,

A. LWR의 UO_2 사용시는 연소상황이 분산(평준화)

B. LWR는 UO_2 연소를 고려한 것으로, 현재의 가동상황은 여유도가 거의 없는 상태이다.

5. 최종처분장의 면적 축소

the heat output of the **MOX fuel** at 100 years is **several times higher** than the output of spent low-enriched uranium fuel. This greater heat output per ton approximately **offsets** the effect on repository area resulting from a reduction in the amount of tonnage of spent fuel.

**Managing Spent Fuel from Nuclear Power Reactors:
Experience and Lessons from Around the World**

-Report of the International Panel on Fissile Material(p.6)

Managing Spent Fuel from Nuclear Power Reactors: Experience and Lessons from Around the World

-Report of the International Panel on Fissile Material-

When all long-lived waste streams are taken into account, it appears that reprocessing may not reduce the size of a radioactive waste repository dramatically. ANDRA, France's radioactive waste management agency, has estimated the repository tunnels for the radioactive waste generated by its reprocessing and plutonium recycle activities will underlie about 15 square kilometers of surface area. This is about the same area that would have been required had France not reprocessed at all(p.15)

France will have to deal with massive stocks of irradiated MOX fuel containing six times the percentage of plutonium as spent low-enriched uranium fuel and generating significantly more heat. If this fuel is not reprocessed, it will need significantly more space in the final repository or a century or more additional surface storage to cool down to levels comparable with spent uranium fuels.(p.40)

MOX Recycle은 이론상 3회가 상한 → 실제로는 1회 이용

등가(等價)Fissile 계수(係數)

-Pu가 연소하기 쉬운 정도-

	반감기(년)	경수로	고속로
U235	7×10^8	+0.8	+0.77
U238	4.5×10^9	0	0
Pu238	88	-1.0	+0.44
Pu239	24100	1.0	1.0
Pu240	6560	-0.4	+0.14
Pu241	14.4	+1.3	+1.5
Pu242	376000	-1.4	+0.0037
Am241	430	-2.2	-0.33

	Pu의 비율(%)					Am241	경수로 등가 Fissile	고속로 등가 Fissile
	238	239	240	241	242			
A. SF 재처리 직후(UO ₂)	2	58	23	12	5	0	55	80
B. SF 회수 14년후(UO ₂)	2	58	23	6	5	6	34	69
C. SF 재처리 직후(MOX)	1.9	40.4	32.1	17.8	7.8	0	38	73
D. SF 회수 14년후(MOX)	1.9	40.4	32.1	8.9	7.8	8.9	6.7	56

Pu질의 저하(고차원화)

A. $UO_2(SF)$ 를 재처리한 직후, Am241이 없다.

❖ Thermal Recycle에 사용하면, 55%이다.

예) 당초계획의 5%의 Pu라면,

실제는 $5 \times (1/0.55) = 9.1\%$ 가 필요

B. 재처리 14년후($Pu241 \rightarrow Am241$)에 사용

❖ Thermal Recycle에 사용하면, 34%이다

예) 당초계획의 5%의 Pu라면,

실제는 $5 \times (1/0.34) = 14.7\%$ 가 필요

★ U236의 존재때문에, U235농축도 추가 10%정도

재처리는 SFR가 없다면 더욱 비효율적이다

6.

기 타

- (1) 재처리는 役務계약이므로 비용증가 확실
- (2) 특수 수송선, 무장 호송선 (Non-stop의 항해력), 경비원 배치
- (3) 핵개발의혹에 대한 국제외교면의 손실
- (4) 금속연료 Cycle과의 정합성도 없다.
 - ❖ 기술습득효과도 없다.
- (5) PHWR의 SF?

백해무익한



최악의 선택

예산확보 ↔ 정부재원의 왜곡

1. 상투적인 수법 → 가상적인 경쟁 및 결과의 과대포장
2. 예산 소화 → 국제학회·조사참가의 횡행(橫行)
→ 미국연구소에 위탁연구 증대

- ❖ 80년대, 일본PNC가 EBR-II를 이용한 공동연구비명목으로 지불한 금액은 약 30억円で, EBR-II의 가동이 일본의 돈으로 행해지고 있다는 말까지.....
- ❖ 이론적으로 계산된 예측에 불과하지만, 과학이라는 권위를 내세운다. 그리고, 예산만 확보되면 실현가능성의 여부에는 관심이 없어진다. → 결과책임은 전혀 지지않는다.
- ❖ Pyro-processing과 SFR를 둘러싼 우리의 상황은?

? 를 위한 연구인가?

V. 맺는 말을 대신하면서

1. "불확실한 기술" 에 국민의 생명과 재산을 거는 "도박" 이다.
 - ❖ P&T는 최종처분기술의 대체물이 아니다.
2. Innovation는 "사회의 요구"에 적합해야 한다.
 - ❖ 기술개발만이 Innovation이 아니다.
3. 핵연료주기 완성 주장은 "제2의 신화" 의 창조 즉 환상(幻想)이다. **대국민사기극**
4. 일본, 독일 등의 실패로 부터의 교훈은 ?
 - ❖ 현재, 미국도 MOX공장건설의 재검토

후행주기에 대한 제언

1. SF는 **중간저장**을 중심으로
 - ❖ 건식방법(Cask)으로 수십~수백년 저장
→ (PHWR) **건물내**의 Silo방식으로
2. 재처리와 고속로 개발의 중지
 - ❖ **연구는 실험실에서만**

3. **해외위탁 재처리는 절대 불가**

4. 원자력정책은 **국민적 토론**을 통해

기술의 "맹신과 낙관주의"



Fallacy of Composition

경청해 주셔서 감사합니다

