

KAERI/TR-3072/2005

**미국의 개량형 핵연료주기 방안
2004년도 비교보고서**

Advanced Fuel Cycle Initiative Comparison Report, FY 2004

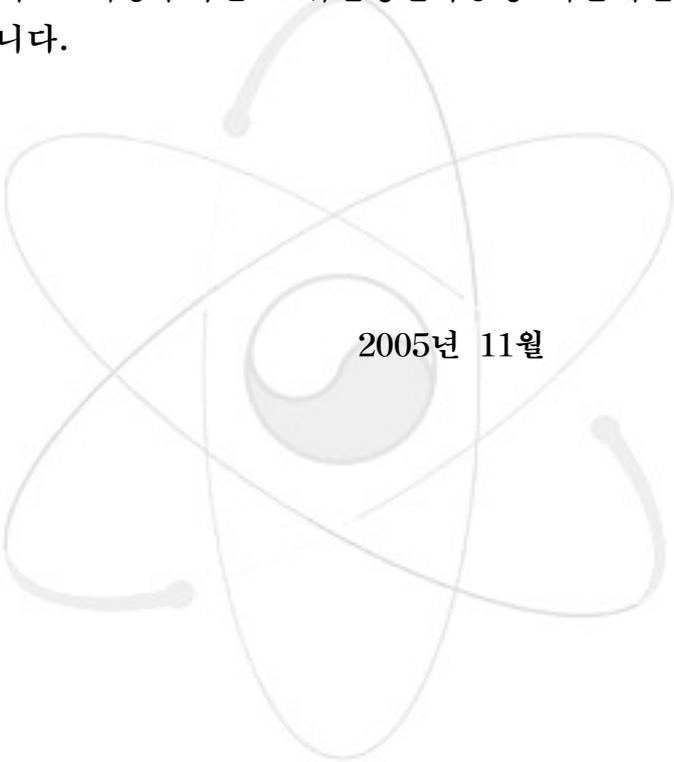
KAERI

한 국 원 자 력 연 구 소

제 출 문

한국원자력연구소장 귀하

본 보고서를 “경수로 사용후핵연료 휘발성산화공정 기술개발” 과제의 기술
보고서로 제출합니다.



2005년 11월

주저자 : 이호희

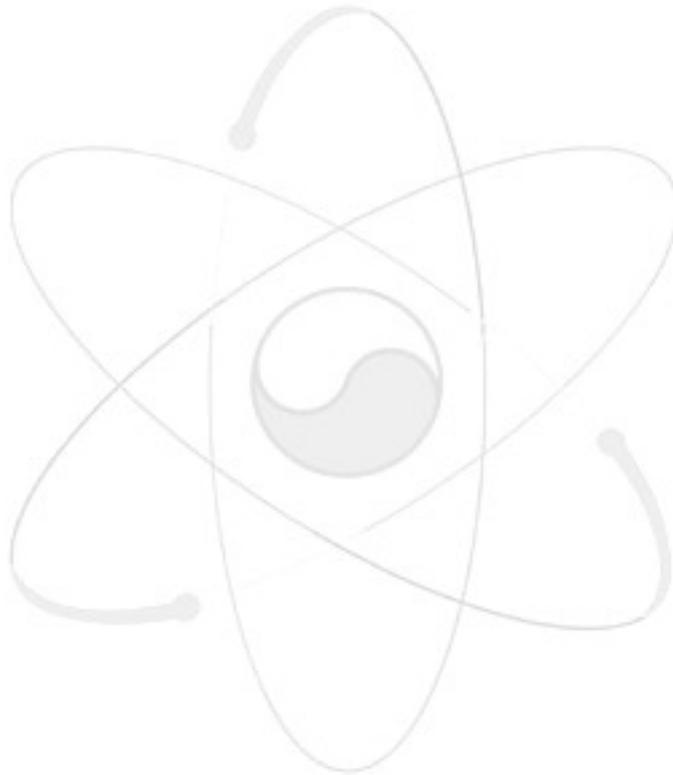
공저자 : 박장진, 신진명, 서중석

목 차

제 1 장 서 론	5
제 2 장 개량형 핵연료주기 전략의 비교	10
1. 적용성	10
2. 기술성숙도	10
3. 폐기물관리 인자	11
4. 지속가능성 인자	12
5. 핵확산저항성 인자	12
6. 경제성 인자	12
제 3 장 개량형 핵연료주기 기술의 비교	19
1. 분리 기술의 비교	19
2. 원자로 기술의 비교	25
3. 소멸처리 핵연료 기술의 비교	32
제 4 장 핵연료주기 방안의 연구현황	38
1. 분리	38
2. 핵연료	39
3. 소멸처리	40
4. 시스템분석	40
5. 대학공동연구	41
5. 향후 목표	41

표 목차

Table 1. Comparison of Advanced Fuel Cycle Strategies	14
Table 2. Comparison of Separation Technologies	21
Table 3. Comparison of Reactor Technologies	28
Table 4. Comparison of Transmutation Fuel Technologies	33



제 1 장 서 론

2003 회계연도에 작성된 에너지 및 수자원 개발 총당금 법에 첨부된 협의회 보고서(의회보고서 108-8)의 조문에는 의회가 상용 사용후핵연료를 관리하는 다양한 전략과 기술방안을 비교할 수 있도록 정성적이고 정량적인 정보를 제공하는 AFCI 보고서를 미국 에너지부가 의회에 매년 제출하도록 명문화되어있다. 본 보고서는 2004 회계연도의 에너지부 보고서이다.

AFCI 프로그램은 현재 및 미래의 원자력에너지 사용과 관련된 국가의 중요한 요구에 역점을 둔다. 첫째, AFCI 프로그램은 사용후핵연료와 고준위폐기물의 보다 효율적인 처분을 가능하게 함으로써 차세대 원자료를 위한 추가 처분장의 수요를 연기시킨다. 둘째, AFCI 프로그램은 GEN IV 프로그램과 협력하여 사용후핵연료에 존재하는 대부분의 에너지를 재사용하는 핵연료주기를 연구한다. 둘째, AFCI 핵연료주기는 현재의 분리 기술보다 좀더 핵확산 저항성을 가져야하고, 핵무기로 사용할 수 있는 물질의 재고량을 줄어야하며, 궁극적으로 우라늄 농축의 수요를 감소시켜야한다. 이러한 목표의 달성과 더불어, AFCI 프로그램은 전체 핵연료주기에 대하여 경쟁력있는 경제성 및 우수한 안전성을 추구해야 한다.

본 보고서는 간략한 프로그램의 배경, AFCI 프로그램의 주요 목표 및 2003 회계연도와의 개략적인 변동사항을 기술한다. 수행하고 있는 4개의 주요 핵연료주기 전략에 대한 비교내용도 포함한다. 비교에는 전체 목표와 방안을 고려하면서 의회의 요구에 부응하여 실질적인 정보를 포함하고 있다.

AFCI 프로그램의 배경

AFCI 프로그램은 1999년에 제안된 원자력에너지과학기술국의 ATW(Accelerator Transmutation of Waste) 프로그램으로부터 발전되었다. ATW 프로그램과 이 프로그램의 후속인 AAA(Advanced Accelerator Applications) 프로그램에 의해 생산된 연구성과의 결과로서 AFCI 프로그램은 미국과 다른 선진국이 개량형 장기 핵연료주기를 실행하도록 할 수 있는 기술을 개발하고 실증하는데 초점을 맞추고 있다. 이러한 새로운 기술은 심지층 처분이 필요한 고준위폐기물의 양을 현저히 감소시키

고, 상용 사용후핵연료에 누적된 플루토늄을 크게 줄이며, 사용후핵연료로부터 유용한 에너지를 추출하여 기존 원전, GEN III 경수로 및 GEN IV 고온로를 지원한다.

폐기물관리 및 심지층 처분 개선

모든 전략과 시나리오 하에서 미국은 원전의 운영으로부터 발생하는 방사성폐기물을 관리하기 위해 영구 처분장을 필요로 한다. 미래에 새로운 원전을 많이 건설한다면 새로운 원전에서 발생하는 추가 폐기물을 다룰 후속 처분장을 건설하거나 방사성폐기물의 무게, 부피, 장기 열발생, 방사성독성을 줄이기 위한 사용후핵연료의 개량형 처리를 시작해야 한다. 2004년 5월, 소위원회는 미국의 원자력에너지 사용의 본질적인 증가는 시간의 흐름에 따라 발생하는 방사성폐기물을 다룰 추가 심지층 처분장의 건설이 필요하다고 NERAC(Nuclear Energy Research Advisory Committee)에 보고했다. 심지어 새로운 원전을 거의 건설하지 않는다고 가정해도 2100년까지 적어도 1개의 처분장과 추가적으로 3개의 처분장이 필요할 것으로 예상된다. 에너지시장의 점유율만큼 원자력 발전이 성장하고 사용후핵연료의 직접처분을 가정한다면 이에 상응하는 훨씬 많은 수의 심지층 처분장이 필요하다.

AFCI 프로그램은 원자력 에너지의 역할 확대를 지원하면서 다수의 심지층 처분장의 건설에 대한 대안을 연구한다. AFCI 프로그램의 주요 단기목표는 추가 심지층 처분장의 잠재적 수요에 관한 에너지부 권고안의 기술적 기준을 제공하기 위한 개량형 핵확산저항성 핵연료주기 기술을 개발하는데 있다. 현재의 법률에 따라 에너지부는 빠르면 2007년 1월, 늦어도 2010년 1월 이전에 제2 처분장의 수요에 관해 의회에 권고안을 제출해야한다.

사용후핵연료로부터 에너지 회수 및 우라늄 자원의 효율적 사용

GEN IV 프로그램과 AFCI 프로그램은 함께 협력함으로써 원자력에너지를 지속 가능하게 하고, 상용 사용후핵연료 내에 존재하는 대부분의 에너지를 회수하며, 우라늄 자원을 보다 효율적으로 사용하게 할 수 있는 잠재력을 갖고 있다. GEN IV 프로그램은 청정 전기, 수송용 수소, 청정수 및 기타 중요한 생산품을 생산하는 미래의 원자력에너지를 위한 다양한 원자력기술 방안을 개발하고 있다. AFCI 프로그램은 미국 원자력에너지의 지속 또는 확대를 위한 핵연료주기 방안을 평가하고 있다. 본 보고서는 관련 사용후핵연료 관리를 위한 핵연료주기 전략과 기술방안을 비

교한다.

핵확산저항성 강화

개량형 핵연료주기는 현재의 시스템(미국의 직접처분, 일부국가의 플루토늄 분리)보다 핵물질 전용/도난 또는 기술 전용을 더 어렵게 하거나 또는 덜 유용하게 만들어서 핵확산저항성의 향상시킨다. AFCI 프로그램은 여러 가지 방법으로 핵물질 전용 및 도난에 대한 방호조치를 향상시킨다. 직접처분 핵연료주기는 단기적으로 우수한 핵확산저항성을 제공하나 수백년 후에는 핵분열생성물이 붕괴되어 처리하지 않은 사용후핵연료도 잠재적 전용위험에 노출될 수 있다. 개량형 핵연료주기는 플루토늄의 발생 및 재고량을 저감시키고, 핵무기 가용물질의 고유저항성을 증가시키며, 필요한 우라늄 농축량을 감소시킴으로 중기 및 장기 핵확산저항성을 향상시킨다. 가장 중요한 점은 AFCI 기술은 원자력 선진국에게 효율적이고 장기적인 핵연료주기를 제공하면서 현재의 재처리기술이 야기하는 핵확산 우려를 배제하는 핵연료주기 기술을 제공할 수 있다. 장기적인 관점에서 GEN IV 및 AFCI 기술은 우라늄 농축의 수요를 배제하고, TRU 재순환과 영구 처분장에 큰 이득을 제공한다.

경쟁력있는 경제성 제공

핵연료주기의 경제성은 향후 원자력발전에 고려해야하는 필수적인 요소이다. 현재 미국의 원자력발전에서 핵연료주기 비용은 약 0.006 \$/kW-hr 이다. 이중에서 0.001 \$/kW-hr는 사용후핵연료의 관리와 영구처분을 위해 발전사업자가 연방정부에 지불하는 비용이다. 산업체에 경제적인 측면에서 실용적이고 매력적이 되기 위해서 개량형 핵연료주기 기술은 사용후핵연료의 관리 및 영구처분을 포함한 핵연료주기 비용을 현저히 감소시킬 수 있음을 실증해야 한다. 대안 핵연료주기 비용은 AFCI 프로그램이 연구단계에서 공학적 규모로 바뀌면 보다 명확해 질 것으로 예상된다.

우수한 안전성 제공

안전성에 영향을 미치는 정보를 표에 나타내었지만, 비교표에서 명확히 다루지 않은 안전성은 가장 중요한 목표 중의 하나이다. 안전성과 신뢰성은 사용후핵연료

의 재순환 및 영구처분으로 구분하는 현재와 미래의 분리시설에 중요하다. 향후 미국에 건설될 모든 발전소와 분리시설은 NRC(Nuclear Regulatory Commission)의 인허가를 받아야 하고, 엄격한 안전 목표와 요건을 만족시켜야 할 것으로 예상된다. 과거의 경험으로부터 배우고 향상된 기술에 의해 AFCI 연구결과로 파생되는 미래의 핵연료주기 시설은 적어도 현재의 기술만큼은 안전할 것으로 예상된다.

2003 회계연도 비교보고서와의 변경내용

2003 회계연도 비교보고서는 관련된 기술방안에 따라 다른 개발단계에 있는 핵연료주기에 관한 정보를 수집하고, 각각의 개략적인 수명주기 비용을 추정하는 초기 노력의 결과이다. 비용추정은 그 시점에 가용한 최적의 정보와 일치하나 추가 연구개발과 엔지니어링 연구를 통해 보다 신뢰할 수 있는 비용기준을 제공할 때까지 부득이 그대로 둔다. 본 보고서는 전략비교표 하단에 상대적인 관점에서 핵연료주기 비용을 다룬다. 향후 비용 연구는 1) 경제성에서 경쟁력있는 핵연료주기방안을 선정하고, 2) 핵연료주기 비용에 큰 영향을 미치는 분야를 찾아내고, 3) 경제적으로 경쟁력이 가장 우수한 개량형 핵연료주기에 우선순위를 두기 위해 수행 중에 있다. 이러한 핵연료주기 비용 데이터 연구 활동의 좀더 상세한 내용 및 현황은 2005년 AFCI 비교보고서에 포함시킬 예정이다.

지난해 수행한 연구개발을 통해 본 보고서는 심지층 처분장 용량, 에너지 안보 및 지속가능성, 핵확산저항성 및 핵연료주기 경제성의 주요 목표를 가장 잘 지원하는 주요 전략과 기술 방안의 일부를 더 광범위하게 비교하였다. 이것은 향후 방안의 범위를 축소하기 위해 필요한 단계이다. 에너지부는 AFCI 프로그램이 주요 목표를 달성하기 위한 실질적인 방법이라는 확신을 갖고 있다. 향후 연구는 잠재적 해결방안에 대한 확신을 더 증가시키고, 목표 달성을 위해 해결방안을 최적화하며, 선정된 방안의 개발 및 전개 경로를 개발하는 데 초점을 맞춘다. 이렇게 함으로써 에너지부는 원자력에너지를 장기간동안 보다 지속가능한 방안으로 만들면서 심지층 처분장의 이용을 최적화하도록 한다. 지난해 프로그램의 현저한 진행을 반영하여 올해의 보고서에는 4개의 비교표를 포함한다.

- 표 1. 개량형 핵연료주기 전략의 비교
- 표 2. 분리기술의 비교
- 표 3. 원자로 기술의 비교
- 표 4. 소멸처리 핵연료 기술의 비교

표 1은 폐기물 처분장 용량, 지속가능성, 핵확산저항성 및 경제성을 위한 국가적 목표를 체계적으로 다룰 수 있는 전략과 방안을 수립하기 위해 분리, 소멸처리 원자로 및 핵연료기술을 어떻게 결합할 것인가를 제시한다. 표 2, 3, 4는 분리, 원자로 및 소멸처리 핵연료 방안 각각에 대해 더 많은 정보를 제공한다.

표는 2003 회계연도로부터 다음사항을 포함한 진척사항을 반영하고 있다.

- 고려된 신규 접근방법을 나타낸 방안에 관해 보다 체계적인 확인
- 중요한 목적과 관련 인자에 관해 보다 철저한 조사
- 심지층 처분장의 용량은 폐기물로부터의 열부하와 관련있는 것으로 분석되었기 때문에 심지층 처분장 난제와 관련 이득을 보다 명확하게 연계
- 미래에 풀어야 할 상반관계(trade-offs)를 보다 명확하게 인식
- 추가 심지층 처분장의 수요를 줄이기 위해(특히 단기적으로) 기존의 원자력 발전소 기반을 이용하는 것에 보다 관심 집중
- 원자력 에너지를 보다 지속가능하게 하기 위해 장기적인 관점에서 GEN IV 프로그램 방안과 연계 강화.

표에는 다수의 방안을 나타내고 있지만, 최근의 AFCI 연구는 가장 가능성 있는 방안에 초점을 맞추고 있다. 추가 방안은 초기에 고려된 방안의 확장을 실증하고, 연구를 통해 최근에 선호한 기술의 성능 문제를 입증하지 못한다면 미래에 더 심층적으로 연구할 대안을 포함하고 있다. 시스템 분석연구는 규모 확대시 고려하는 방안을 줄이기 위해 연구결과와 산업경향을 모두 고려한다. AFCI 연구 결과와 향후 계획은 본 보고서의 마지막 장에 요약하여 기술한다.

제 2 장 개량형 핵연료주기 전략의 비교

표 1에는 상용 원전에서 발생한 사용후핵연료의 처분과 관련된 4가지의 주요 잠재적 전략을 나타내었다.

- 현재 미국의 전략은 직접처분이다 - 냉각수 냉각 원자로, 표준연소도 핵연료, 사용후핵연료의 심지층 직접처분. 이 표에는 직접처분 전략의 변형안도 함께 나타내었다 - 냉각수 냉각 원자로에 고연소도 핵연료 적용, 가스냉각 원자로 핵연료의 직접처분, 심지층처분 폐기물 포장물의 수와 비용을 저감하기 위해 사용후핵연료의 분리(재순환은 없음).
- 두 번째 전략은 열중성자로에서의 재순환이다 - 일부 사용후핵연료 핵종을 열중성자로에서 재순환. 이 표에는 몇 개의 변형안도 함께 나타내었다.
- 세 번째 전략은 열중성자로 + 고속로에서의 재순환이다. 두 번째 전략과 다른 점은 보다 많은 핵종을 재순환시킨다는 점이다. 그러나 이 전략은 고속로 또는 가속기 구동 시스템을 개발하고 배치하는데 많은 비용이 소요된다. 열중성자로와 고속로를 혼합해야 이 전략을 충족시킬 수 있다.
- 네 번째 전략은 열중성자로에서 재순환을 하지 않고 순수 고속로에서 재순환하며, 이 전략은 고속로의 상용화와 더불어 실현될 수 있다.

1. 적용성(Adaptability)

표 1은 주어진 전략의 실행과 완전한 에너지 시스템을 제공하기 위해 원자로, 핵연료 및 분리공정이 어떻게 결합되어야 하는지를 보여주고 있다. 많은 기술방안들은 다양한 잠재적 전략에 유용하다는 것을 주목할 필요가 있다. AFCI 프로그램은 잠재적 전략의 범위를 다루면서 가장 가능성 있는 기술에 초점을 맞추고 있다. 잠재적 전략의 범위는 에너지 미래에 보다 적합하고 바람직한 것으로 더 명확해지도록 향후 수년간 더 분석하여 범위를 좁혀갈 예정이다.

2. 기술성숙도(Technology Readiness Levels)

각 방안의 핵심기술에 대한 현재의 연구 목표인 기술성숙도는 다음과 같다.

- 개념개발(Concept Development) - 개념이 아직 기초 수준에 있다. 다양한

적용을 위해 적합한 방안은 우선 원리 및 기초지식을 토대로 정의한다. 이에
는 중요기술 문제 또는 장애요소(showstoppers) 도출, 장애요소 주변상황 정
의, 입증계획 개발이 포함된다.

- 원리입증(Proof of Principle) - 개념은 기술적으로 가능한 것으로 밝혀졌으
나 운영시설 성능에 대한 성능특성은 불확실하다. 개발은 실험실규모 실험 및
실체규모 거동에 대한 분석적 추정방법을 이용하여 수행한다.
- 성능입증(Proof of Performance) - 개념이 기술적으로 가능한 것으로 밝혀
졌고, 고려할 만한 성능데이터가 있다. 그러나 상업규모의 확장은 불확실하
다. 공정 부분들에 대한 대규모 실증을 수행하고 최종성능 시방서를 생산하
고, 통계적인 분석과 경제성 초기평가를 수행한다.
- 상용화 경험(Commercial Experience) - 기술은 세계적으로 유사한 상용화
경험이 있고, 경제성을 잘 알고 있다.

모든 재순환 전략은 직접처분 핵연료주기 전략에 비해 기술성숙도가 낮아서 더
많은 연구개발이 필요하다. 이러한 상황은 고속로, 관련 핵연료 및 분리기술을 포함
한 대부분의 재순환 전략도 마찬가지이다.

3. 폐기물관리 인자(Waste Management Indicators)

분리, 소멸처리, 핵연료기술은 함께 추진함으로써 현재의 직접처분/비분리 방안
과 비교하여 폐기물관리를 향상시킬 수 있는 완전한 에너지시스템을 제공한다. 폐
기물관리 내용을 이해하기 위해서는 사용후핵연료의 4가지 성분 즉, 우라늄, TRU,
단수명 핵분열생성물 및 장수명 핵분열생성물을 고려해야 한다. 사용후핵연료의 모
든 성분은 각각의 전략에서 다뤄져야 한다.

- 표 1에 나타낸 바와 같이 대부분의 방안은 심지층 처분이 필요한 폐기물의
무게와 부피 그리고 폐기물 포장물의 수를 줄이기 위해 우라늄을 분리한다.
분리된 우라늄은 원자로 핵연료로 사용할 수 있다.
- 대부분의 방안은 Pu, Np, Am, Cm 등과 같은 TRU 원소를 재순환시키는 수
단을 제공한다. 미국은 플루토늄 자체를 분리하는 어떤 방안도 추구하지 않고
있다. 재순환은 심지층 처분장의 용량을 증가시키고, 장기적인 폐기물 부담을
경감시키며, 우라늄 자원의 주어진 양에서 보다 많은 에너지를 추출할 수 있
는 가능성을 제공한다. 직접처분 전략에서 폐기물관리를 향상시킬 가능성은
적다. 고연소도 경수로 핵연료를 사용한다고 할지라도 약 1.2배(20%) 정도

밖에 향상되지 않는다. 일부 열중성자로 재순환 방안을 적용할 경우에는 처분장 용량을 향상시킬 가능성은 더 커진다. 이 경우에는 약 2배까지 향상이 가능하다. 고속로 재순환 방안을 추가하면 현저하게 더 향상된다.

- 가장 좋은 방안은 복잡한 장기 심지층 처분보다는 수요에 맞게 분리된 저장 시설에서 붕괴할 수 있도록 단수명 핵분열생성물인 Cs과 Sr를 분리한다. 이렇게 함으로써 심지층 처분에 필요한 폐기물 포장물의 수와 비용을 줄일 수 있다. 이러한 비용 절감은 분리 및 재순환 시스템의 비용과 상쇄된다.
- 표 1의 모든 방안에서 Tc-99, I-129와 같은 일부 장수명 핵종은 개선된 폐기물형태로 심지층 처분장으로 보내는 것으로 기술하고 있다. 이렇게 하는 이유는 이러한 핵종의 소멸처리 공정은 서서히 진행될 것으로 예상되기 때문이다. 그러나 AFCI 프로그램은 향후 대안으로 이러한 핵종의 소멸처리를 배제하지 않고 있다. 모든 방안은 심지층 처분장을 필요로 한다.

4. 추가 지속가능성 인자(Additional Sustainability Indicators)

표 1의 다음 부분은 지속가능성과 에너지 회수에 관해 기술하고 있다. 우라늄광의 에너지 함유량은 사용후핵연료의 에너지 함유량을 회수할 때 보다 효율적으로 사용할 수 있다. 재순환과 TRU 원소 사용을 고려하기 때문에 폐기물관리의 효율성도 높아진다. 에너지 회수 측면에서 직접처분의 경우에는 적은 향상이 가능하고, 열중성자로 재순환의 경우에는 중간정도의 향상이 가능하고, 고속로와 열중성자로를 함께 재순환에 적용할 경우에는 큰 향상이 가능하다.

5. 핵확산저항성 인자(Proliferation Resistance Indicators)

핵확산저항성의 4가지 핵심요소는 앞에서 설명한 바와 같이 플루토늄의 생산 및 재고량, 핵무기 사용에 대한 고유저항성, 핵무기 사용가능한 물질의 보호, 요구되는 우라늄 농축기술의 정도이다. AFCI 프로그램은 핵확산저항성의 중요성과 복잡성을 인식하고 있다. 이러한 목적을 달성하기 위해 향상된 안전조치기술과 열 발생량, 방사능영역 및 자발중성자 방사에 의한 고유저항성 유지를 통해 물질의 방호대책을 증가시키면서 핵무기로 사용 가능한 물질의 재고량을 감소시킨다. 한 부분에 초점을 맞추기보다는 전체 핵확산저항성을 명확히 하는데 초점을 맞춘 연구를 수행 중에 있다.

6. 경제성 인자(Economics Indicators)

표 1의 마지막 부분에는 사용후핵연료로부터 경제적인 에너지 추출, 사용후핵연료 원소의 경제적 분리, 핵연료 기술 및 폐기물관리 등의 핵연료주기 경제성의 인자를 요약해서 나타내었다. 이들 인자들은 전체 핵연료주기 비용 영향에 동등하게 기여하지 않기 때문에 단순한 덧셈은 아니다.

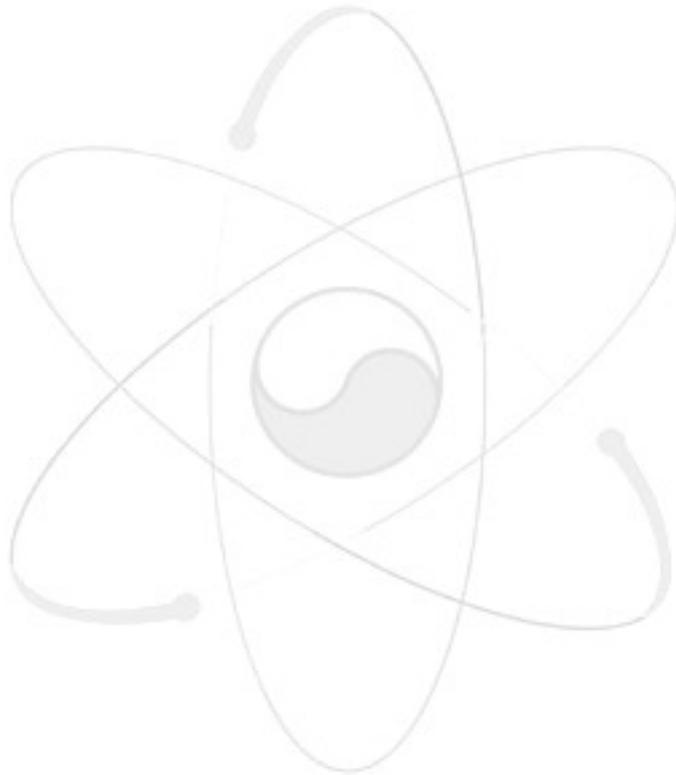


Table 1. Comparison of Advanced Fuel Cycle Strategies(1/5)

Strategy	Once Through			Thermal Recycle			Thermal+Fast Recycle		Fast Recycle	Comments
	Standard Burnup LWR	High Burnup LWR	High Burnup VHTR	Standard Burnup LWR	LWR With recycle	VHTR with recycle	Keep LWR, add fast reactors	Keep LWR add acceleration for driven system		
Illustrative Transmutation Reactor Option	Standard Burnup LWR	High Burnup LWR	High Burnup VHTR	Standard Burnup LWR	LWR With recycle	VHTR with recycle	Keep LWR, add fast reactors	Keep LWR add acceleration for driven system	Phase out thermal, shift to fast reactors	LWR = Light Water Reactor VHTR = Very High Temperature Reactor
Illustrative Fuel Cycle Option	Uranium oxide	High burnup uranium oxide	High burnup uranium oxide-carbide	Uranium oxide	Mixed (U, Pu) oxide 1 pass	Mixed (Pu, Am, Np) oxide or carbide	U/TRU oxide & U/TRU metal	U/TRU oxide & U/TRU metal	U/TRU metal	IMF = inert matrix fuel TRU = transuranic elements (Pu, Np, Am, Cm)
Illustrative Separation Option	-	-	-	UREX	UREX +	Hybrid Aqueous/pyro process	UREX +, pyro process	UREX +, pyro process	Pyro process	PUREX = Plutonium-Uranium extraction UREX = Uranium extraction UREX+ = Uranium + Pu/MA extraction
Adaptability										
Adaptability to different energy futures	Appropriate for existing reactor fleet. Can support modest nuclear energy growth with technology development.			Supports modest growth. Requires VHTR development.			Supports modest growth futures. Requires UREX development.			Needed for a high growth futures, esp. growing nuclear market share. Requires significant technology development for advanced reactor and fuel cycle systems.
	Supports moderate growth futures. Requires fuel and separations technology development.			Supports moderate growth futures. Requires fuel and separations technology development.			Supports moderate growth futures. Requires fuel and separations technology development.			

Table 1. Comparison of Advanced Fuel Cycle Strategies(2/5)

Strategy	Once Through		Thermal Recycle			Thermal+Fast Recycle	Fast Recycle	Comments
Technology Readiness Level								
Reactor Technology	Commercial	Proof of Performance	Commercial	Commercial, but licenses and acceptability for recycle have to be addressed	Proof of Performance	Proof of Performance	Proof of Performance	See definitions in text. More advanced options have lower technology readiness. Concepts with lower technology readiness (e.g. concept development) have higher uncertainties.
Fuel Technology	Commercial	Proof of Performance	Commercial	Concept Development	Concept Development	Concept Development	Concept Development	
Separation Technology	-	-	Proof of Performance	Proof of Performance	Proof of Principle	Proof of Principle		
Waste Management Indicators								
Materials to be recycled	-	-	-	Pu, Np, Am	Pu, Np, Am	Uranium TRU	Uranium, TRU	Recycle increases repository capacity, decreases hazardous inventories.
To be sent to geological repository	Spent nuclear fuel	Spent nuclear fuel	Spent nuclear fuel	U, TRU, fission products, oxide fuel after 1 pass	LLFP, spent IMF after 1 pass	LLFP, spent fuel after final recycling	LLFP	LLFP = long lived fission products, e.g., Technium-99 and Iodine-129.
Held in decay storage, later return to fuel cycle	-	-	-	Curium	Curium	Curium	-	Curium held in storage for Cm-244 decay (18 year half-life), then return to fuel cycle.
Held in decay storage, later sent to near-surface disposal	-	-	Cs, Sr	Cs, Sr	Cs, Sr	Cs, Sr	Cs, Sr	Separation of these short-lived fission products may increase geological repository capacity.

Table 1. Comparison of Advanced Fuel Cycle Strategies(4/5)

Strategy	Once Through			Thermal Recycle			Thermal+ Fast Recycle	Comments
	Baseline (25 tonnes/year for all US nuclear power plants, inventory does not stabilize)	Production rate down to perhaps half for plants that shift to high burnup, inventory does not stabilize	Production rate down to perhaps half for high burnup VHTRs, inventory does not stabilize	Same as baseline	Reduces Pu inventory ~25% for plants that operate on this material. Inventory does not stabilize for 1-pass.	Production rate slows and inventory stabilizes depending on how many plants burn this fuel	Reduces Pu inventory ~2x for plants that operate on this material. Inventory does not stabilize for 1-pass.	
Pu production and inventory				Same as baseline			No net Pu production, Pu inventory stabilizes. Stabilization level depends on mix of power plant type and burner mode.	Less inventory, less to protect
Intrinsic barriers to weapons use	Fissile species are not separated. Material has high radiation field for >century, but stored indefinitely.	Material with Cs/Sr removed has high radiation field for < 50 years	Denatured Plutonium	Inclusion of higher actinides gives separation product significant heat fields	Inclusion of higher actinides gives separation product significant heat fields	Inclusion of higher actinides gives separation product significant heat fields	Higher radiation field, heat rate, spontaneous fission increases the difficulty of stealing material and making into weapons	
Potential for diversion of weapons-usable material	Baseline	Same as baseline	Recycle materials significantly degraded compared to weapons grade, may not be weapons usable	Recycle materials significantly degraded compared to weapons grade, may not be weapons usable	Recycle materials significantly degraded compared to weapons grade, may not be weapons usable	Recycle materials significantly degraded compared to weapons grade, may not be weapons usable	Uranium always < 20% enrichment, Pu is substantially denatured and remains mixed with assorted minor actinides and possibly other constituents	
Degree and amount of U enrichment technology	Baseline	Slightly reduced due to increased burnup, but fuel would have to be enriched beyond current limit of 5%.	Same as baseline	Slightly reduced due to partial recycle	Slightly reduced due to partial recycle	Slightly reduced due to partial recycle	Higher U enrichment percent, more enrichment technology decreases proliferation resistance	U enrichment technology not needed

Table 1. Comparison of Advanced Fuel Cycle Strategies(3/5)

Strategy	Once Through		Thermal Recycle				Thermal+Fast Recycle		Fast Recycle	Comments
			Uranium	Uranium	Uranium	Uranium	Uranium	Uranium		
Waste management Indicators										
To be sent to near surface disposal	-	-	Uranium	-	Uranium	Uranium	Uranium	Uranium	-	Uranium disposed near-surface or retrieved for later use.
Repository benefits	Baseline	Slight capacity improvement due to higher burn-up	Fewer packages due to reduced volume and short term heat load; possibly better waste form	Reduces volume (U), perhaps short-term heat load (Cs-Sr), long-term heat load and toxicity (if Am241 burned); residual waste form can be improved versus baseline	Reduces volume (U), perhaps short-term heat load (Cs-Sr), perhaps long-term heat load and toxicity (TRU, Tc, I); residual waste form can be improved versus baseline					Possible repository benefits include fewer repositories and fewer expansive packages.
Relative repository waste loading per energy produced	Baseline	10-20% improvement due to higher burn-up	Same as baseline unless separated material is recycled	0-10% improvement versus baseline	1.3x to 2.0x improvement due to limited recycle of minor actinides and Pu. Improvement would approach that of thermal+fast recycle if it becomes practical to continuously recycle. 1-pass IMF can achieve 1.3x to 2.0x improvement faster than multi-pass TRU mixed oxide, but has less potential for further improvement.	40x to 60x improvement due to recycle of minor actinides and Pu; even a small fraction of fast reactors allows more complete and continued recycling of several key isotopes than does recycle in purely "thermal" reactors.				Relative number or size of geological repositories assuming long-term heat dominate definition of capacity.
Additional Sustainability Indicators										
Energy security	Baseline: Discard spent nuclear fuel	Slight improvement due to higher burn-up	Same as baseline	Extracts up to 2x more energy from uranium ore than once-through	Extracts up to 50-100x more energy from uranium ore than once through					Uranium recycle is not envisioned in the thermal recycle strategy, limiting the potential energy extraction from the original uranium ore.

제 3 장 개량형 핵연료주기 기술의 비교

본 장은 표 1에서 언급한 전략과 관련된 기술방안을 좀더 자세하게 기술한다. 기술방안은 아래와 같이 3개의 분야로 나누고 관련 비교표를 작성하였다.

- 표 2: 분리 기술의 비교
- 표 3: 원자로 기술의 비교
- 표 4: 소멸처리 핵연료의 비교

각 기술표의 첫 번째 열에는 각 기술이 지원하는 핵연료주기 전략을 나타낸다. 이러한 전략은 표 1에서 메인 칼럼의 제목과 일치한다. 그다음 각각의 표는 다른 두 기술표에 이것을 이어주는 기술양립성을 나타낸다. 이러한 열들은 전체 핵연료주기의 일부분으로 함께 연구할 수 있도록 분리, 원자로 및 소멸처리 핵연료기술의 조합을 나타낸다. 각 기술비교표의 중간부분은 기술의 개발현황에 관한 정보를 제공한다. AFCI 프로그램은 다음 5가지의 핵심목표를 갖고 있다.

- 폐기물 처분 용량 및 비용
- 자원 활용 및 지속가능성
- 핵확산저항성
- 경제성
- 안전성

기술 비교표의 하단부에는 이러한 목표를 달성하기 위한 주요 인자를 나타낸다.

1. 분리 기술의 비교(Comparison of Separation Technologies)

핵분열성물질의 재순환 및 폐기물관리의 개선을 지원하기 위해 사용후핵연료를 분리하는 상용 재처리시설은 현재 유럽에서 운영 중에 있고, 일본에서도 곧 운영을 시작할 예정이다. 이러한 상업시설에 적용된 기술은 PUREX(Pu-U Extraction)이다. 사용후핵연료로부터 플루토늄을 분리하는 PUREX 기술은 1940년대 후반 미국의 ORNL(Oak Ridge National Laboratory)이 처음으로 개발하였다. 2001년 5월에 발표된 국가에너지 정책은 폐기물발생량이 감소하고 핵확산저항성이 강화된 대안 재처

리 및 사용후핵연료 처리기술을 개발하여 이러한 기술을 핵연료주기가 크게 발달한 다른 국가와 공유할 것을 권고하고 있다. 이렇게 함으로써 미국은 분리된 플루토늄의 누적을 억제시키면서 개량형 핵연료주기 경제성 및 폐기물 관리를 향상시킬 수 있다.

표 2는 사용후핵연료 관리를 위한 대안 기술들을 나타내었다. 5가지 기술을 - PUREX, UREX+(Uranium Extraction Plus), UREX/고온화학 처리공정(Pyro-process)의 혼합, 완전한 고온화학 처리공정 - 비교대상 기준방안인 사용후핵연료의 직접처분 방안과 비교한다. UREX+ 기술은 단기 및 중기 AFCI 목표를 지원한다. 이러한 목표는 다른 목표와 더불어 사용후핵연료로부터 우라늄과 TRU뿐 아니라 일부 핵분열생성물을 분리한다. 이러한 분리는 심지층 처분장에 이익을 주고, 또한 기존의 LWR(light water reactors)에서 재순환할 수 있도록 사용후핵연료에 남아 있는 일부 에너지를 회수할 수 있다. 가스 냉각 VHTR(Very High Temperature Reactor)의 경우에는 고연소도 핵연료를 사용하고 이러한 핵연료의 재처리에 직면하는 기술적 난제 때문에 VHTR 핵연료의 재순환은 덜 매력적이다. 고려하고 있는 모든 개량형 분리공정은 장기 AFCI 목표를 지원하며, 이것은 사용후핵연료로부터 추출된 물질을 2040년경에 상용화 예정인 미래의 GEN IV 원자로에서 재순환을 시킬 예정이다. 비교의 목적상 본 분석은 초기에 처리하는 모든 사용후핵연료는 LWR에서 발생한다고 가정한다.

Table 2. Comparison of Separation Technologies(1/4)

Separation Approach	None (Current US Approach)	PUREX	UREX+	Aqueous/Pyroprocess Hybrid	Pyroprocess	Molten Coolant Salt Processing	Comments
strategies supported							
Once Through	Yes	---	---	---	---	Yes	Dashes denote the fuel option does not support the strategy.
Thermal Recycle	---	Yes	Yes	Yes	Yes	Yes	
Thermal+Fast Recycle	---	Yes	Yes	Yes	Yes	Yes	
Fast Recycle	---	Yes	Yes	Yes	Yes	Yes	
Compatible Transmutation Reactor Options							
Light Water Reactor(LWR)	Yes	Yes	Yes	Yes	---	---	
Very High Temperature Reactor(VHTR)	Yes	---	---	Yes	Yes	---	
Supercritical Water Reactor (SCWR)	Yes	Yes	Yes	Yes	---	---	
Molten Salt Reactor (SFR)	---	---	---	---	---	Yes	
Sodium Fast Reactor (SFR)	---	---	---	Yes	Yes	---	
Lead Fast Reactor (LFR)	---	---	---	Yes	Yes	---	
Gas Fast Reactor (GFR)	---	---	---	Yes	Yes	---	

Table 2. Comparison of Separation Technologies(2/4)

Separation Approach	None (Current US Approach)	PUREX	UREX+	Aqueous/Pyroprocess Hybrid	Pyroprocess	Molten Coolant Salt Processing	Comments
Compatible Transmutation Fuel Options							
oxide	Yes	Yes	Yes	Yes	---	---	
Carbide/oxycarbide	---	---	Yes	Yes	Yes	---	
Metal	---	---	---	Yes	Yes	---	
Nitride	---	---	Yes	Yes	Yes	---	
Molten salt	---	---	---	---	---	Yes	
Status							
New technology needed	None	Adapt foreign technology to US situation	Processing plant, Waste forms	Processing plant, Waste forms	Processing plant, Waste forms	Processing plant, Waste forms	Waste forms are required for each separation stream that is not recycled.
Technology Readiness Level	In Commercial Operation	In Commercial Operation	Proof of Performance; In Final Phase of Laboratory Scale Demonstration	Proof of Principle; UREX Demonstrated at Lab Scale; pyroprocess in conceptual development	Proof of Principle; Lab scale research in progress; partial engineering demonstration of metal fuel treatment	Proof of Principle; Partial engineering scale demonstration; lab scale development needed	All options require a geological repository, which is approaching licensing in the U.S.

Table 2. Comparison of Separation Technologies(3/4)

Separation Approach	None (Current US Approach)	PUREX	UREX+	Aqueous/Pyroprocess Hybrid	Pyroprocess	Molten Coolant Salt Processing	Comments
Waste Management Indicators							
Able to separate isotopes that dominate short-term heat load	No	No	Yes	Yes	No	Not developed	Cesium and strontium isotopes and their daughters
Able to separate isotopes that dominate long-term heat load	No	No	Yes	Yes	Yes	Yes	Plutonium and americium isotopes
Able to separate isotopes that dominate long-term toxicity	No	No	Yes	Yes	Yes	Yes	Technium and iodine isotopes, TRU isotopes
Avoids liquid waste generation	Yes	No	Yes	Yes	Yes	Yes	Important to waste management and safety
Recycle to LWRs/year	-0-	17 tonne Pu	18 tonne Pu-Np	21 tonne TRU	21 tonne TRU	None; fuel is recycled internally	Some options would allow recycle to LWRs and/or future advanced reactors.
Recycle to future reactors per year (if not to LWRs)	-0-	-0-	3.2 tonne Am-Cm	21 tonne TRU	21 tonne TRU; 170 tonne U	Fuel recycled to MSR	
High-level waste/year	2,000 tonne heavy metal in spent nuclear fuel; 660 tonne cladding	490 tonne glass; 1,900 tonne U	230 tonne glass	280 tonne ceramic waste form	490 tonne ceramic waste form	490 tonne fission product waste form (similar to pyroprocess)	U is HLW in PUREX because of Tc-99. Other separation processes(UREX, pyro, etc.) are instead tailored to meet U.S. LLW criteria.

Table 2. Comparison of Separation Technologies(4/4)

Separation Approach	None (Current US Approach)	PUREX	UREX+	Aqueous/Pyroprocess Hybrid	Pyroprocess	Molten Coolant Salt Processing	Comments
Waste Management Indicators							
Low-level waste/year	-0-	350 tonne raffinates and process materials; 660 tonne cladding	1,900 tonne U; 660 tonne cladding	1,900 tonne U; 660 tonne cladding	1,700 tonne U; 660 tonne cladding	1,700 tonne U in oxide form; no cladding	Waste from processing, not reactor operation.
Secondary waste/year	42 tonne contaminated resins from shipping cask cleaning	2.1 tonne used equipment	3.5 tonne used equipment	4.2 tonne used equipment	2.1 tonne equipment	Similar to pyroprocess; integral to reactor operation.	Waste from processing, not reactor operation.
Net Chemical Consumption per year	-0-	4.2 tonne reagents; 420 tonne glass frit	7 tonne reagents; 124 tonne glass frit	5.6 tonne reagents; 280 tonne zeolite + glass; 42 tonne salt	420 tonne zeolite + glass; 80 tonne salt	420 tonne waste; 80 tonne salt	Reagents are substances that take part in other reactions, e.g., nitric acid in which the separation occurs.
Proliferation Resistance Indicators							
Avoid separation of pure Pu?	Yes	No	Yes	Yes	Yes	Yes	U.S. policy is to avoid separation of pure Pu.

2. 원자로 기술의 비교(Comparison of Reactor Technologies)

표 3에서는 개량형 핵연료주기 목표에 미치는 기술성숙도, 반복 재순환의 가능성, 최대 전환비를 포함한 그들의 영향에 관해 소멸처리 원자로 기술을 비교한다. 현재의 원자로, 개량형 원자로(GEN IV) 및 가속기구동 시스템(ADS)을 비교한다.

“GEN I” 실험 원자로는 1950년대와 1960년대 개발되었다. “GEN II” 대규모 중양집중식 원자로는 1970년대 및 1980년대 건설되었다. 미국의 104기를 포함한 오늘날 세계의 상용원전 대부분이 여기에 속한다. 이들의 거의 대부분은 냉각재로 비등수 또는 가압경수를 사용하는 경수로(LWRs)이다. 이들은 석탄, 천연가스 또는 석유를 태우는 발전소와 유사한 방법으로 에너지를 생산한다. 다른 점은 화석연료의 연소대신에 원자력 핵분열이 열원이다.

GEN III 개량형 경수로는 지역의 증가된 에너지 수요를 만족시키기 위해 1990년대 주로 동아시아에서 건설되었다. GEN III+ 개량형 원자로는 경제성과 안전성이 개선된 AP-1000 및 PBMR(Pebble Bed Modular reactors)과 같은 냉각수 냉각 및 가스 냉각 원자로 모두를 포함하며, 이들은 여러 나라에서 상용화 또는 개발 프로젝트를 수행 중에 있고, 일부는 현재 미국에서 건설 발주되고 있다.

미래에 대비하여 GEN IV 개량형 원자력에너지 시스템은 향후의 연구개발에 초점을 맞추고 있다. 2003년에 작성된 GEN IV 개량형 원자력에너지 시스템의 기술 지도에는 종합평가를 문서화하고, 가장 유망한 차세대 원자로 시스템들을 기술하고 있다. 12개국 및 국제기구로부터 100여명 이상의 전문가가 참여하여 공동 작업으로 기술 지도를 작성했다. 기술지도는 미국 에너지부의 NERAC(Nuclear Energy Research Advisory Committee)과 GIF(Generation IV International Forum)가 공동으로 발표했다. GIF는 기술지도에 언급된 미래의 원자력에너지 시스템의 목표를 공유하는 회원국으로 구성된다. GIF는 기술개발을 위한 가용한 자원을 증대시키기 위해 회원국의 연구개발 프로그램을 조정한다.

GEN IV 목표를 달성하기 위해 가장 유망한 6개의 GEN IV 원자로 개념이 기술 지도에 추천되어 있다. 개량형 GEN IV 원자로 개념은 냉각재로서 가스(VHTR; Very High Temperature Reactor, GFR; Gas Fast Reactor), 초임계수(SCWR; Super Critical Water Reactor), 액체 나트륨 금속(SFR; Sodium Fast Reactor), 액체 납 금속(LFR; Lead Fast Reactor) 또는 용융염(MSR; Molten Salt Reactor)을 사용한다. 이러한 GEN IV 개념은 지속가능성, 핵확산저항성, 안전성 및 신뢰성, 경

제성을 향상시킬 가능성을 제공한다. 또한 이러한 원자로는 공정열 등의 타 용도 이용을 포함한 전력 생산에서 원자력 에너지의 이용을 확대시킬 잠재력을 갖고 있다. GEN IV 방안들은 기술 준비측면에서 현저하게 차이가 존재한다. 초기 단계의 가스, 나트륨, 용융염 냉각 시험원자로는 전부터 존재해 왔다. 러시아 잠수함은 납/비스무스 냉각 원자로이다. 초임계수 개념은 매우 새로운 개념이다.

원자로의 핵심특성 중 하나는 중성자, 열 또는 고속 에너지이다. 열중성자 원자로는 핵분열반응을 유지하기 위해 낮은 열중성자 에너지를 이용한다. 열중성자로써 핵분열반응을 돕는 핵종은 핵분열성물질로 불리는 우라늄 235이다. 물에 포함된 수소가 핵분열동안 발생한 고에너지 중성자를 효과적으로 천천히 낮출 수 있기 때문에 이러한 원자로는 냉각재로 일반적으로 냉각수를 사용한다. 실제적으로 오늘날의 모든 상용 원자로는 열중성자로이다. 표 3에 나열한 바와 같이 6개의 GEN IV 개념 중 3개도 열중성자로이고, 열중성자 핵연료주기 전략을 지원한다. 원자로 설계와 핵연료 시방은 어떤 핵연료주기 전략을 적용할 것인가에 맞추어 결정한다.

GEN IV 개념 중 3가지는 고속로이고, 다른 2가지는 고속로 조건을 부분적으로 적용하고 있다. 이러한 고속로 개념은 고속로 재순환 전략(보통 전환비는 거의 1) 또는 열중성자로 + 고속로 전략을 지원한다.

GEN IV 개념 중에서 원자로 개념의 선정은 직접처분 핵연료주기 고려사항들을 초과하는 요소들에 달려있다. 예를 들면, 잠재적으로 매우 높은 냉각재 출구온도를 갖는 개념은 수소생산과 같이 공정 열을 더 경제적으로 이용할 수 있게 한다. 또한, 안전성과 신뢰성은 현재와 미래의 원자력 발전에 중요하여 모든 원전은 엄격한 안전 목적과 요건을 지속적으로 만족시켜야 한다. GEN IV 원자로는 더욱 향상된 안전 특성을 추구한다. 개량형 원자로의 설계가 좀더 구체화되면 안전 인자는 향후 원자로 비교에 추가될 수 있다.

소멸처리 방안의 하나는 ADS(Accelerator Driven System)이며, 이 방안은 미입계 고속 스펙트럼 연소 방안을 제공한다. ADS는 플루토늄과 Np, Am과 같은 TRU의 열중성자로 재순환과 조합으로 이용될 수 있다. 남아있는 감손플루토늄과 마이너 TRU 원소는 좀더 소멸처리를 하기위해 ADS로 보낼 수 있다. ADS는 주로 유럽과 일본에서 개발 중에 있으며, 저출력 실험은 완료된 바 있고, 몇 개의 고출력 실증은 설계단계에 있다.

일괄해서 생각하면 표 1과 3은 AFCI와 GEN IV 프로그램이 어떻게 함께 수행될 것인가를 보여준다. VHTR 열중성자로 GEN IV 방안은 NGNP(Next Generation Nuclear Plant)에 초점을 맞춘 상대적으로 단기적인 방안이다. 이 방안은 가장 높은 잠재적 출구온도(보다 높은 열효율과 수소생산의 가능성 있음)를 제공한다. 고속 스펙트럼 GEN IV 방안은 더 많은 핵종의 소멸처리가 가능하며, 그것으로 인해 심지층 처분장과 우라늄광으로부터 에너지 추출에 더 큰 잠재적 이득을 제공할 수 있다. 향후 연구는 원자로 종류의 매력적인 조합을 위한 가능성을 분석하는 것이 필요하다. 즉, 기존 LWR을 최대한 이용토록하고, 고온 이득을 얻기 위해 VHTR를 추가하며, LWR과 VHTR에서는 소멸처리가 쉬지 않으므로 궁극적으로 핵종의 소멸처리를 위해 전용 고속로를 추가한다.



Table 3. Comparison of Reactor Technologies(1/4)

Reactor Approach	Light Water Reactor (LWR)	Very High Temperature Reactor (VHTR)	Super Critical Water Reactor (SCWR)	Molten Salt Reactor (MSR)	Sodium Fast Reactor (SFR)	Lead Fast Reactor (LFR)	Gas Fast Reactor (GFR)	Accelerator Driven System (ADS)	Comment
Strategies Supported									
Once Through	Yes	Yes	Yes	Yes	---	---	---	---	
Thermal Recycle	Yes	If configured for recycle	Yes	Yes	---	---	---	---	Dashes denote the fuel option does not support the strategy.
Thermal+Fast Recycle	Yes	If configured for recycle	Yes	Yes	Yes	Yes	Yes	Yes	
Fast Recycle	---	---	If fast spectrum option	If fast spectrum option	Yes	Yes	Yes	---	
Compatible Separation Options									
UREX+	Yes	---	Yes	---	---	---	---	---	
pyroprocess	---	Yes	---	---	Yes	Yes	Yes	Yes	
Aqueous/Pyroprocess Hybrid	Yes	Yes	Yes	---	Yes	Yes	Yes	Yes	
Molten Salt Processing	---	---	---	Built in	---	---	---	---	

Table 3. Comparison of Reactor Technologies(2/4)

Reactor Approach	Light Water Reactor (LWR)	Very High Temperature Reactor (VHTR)	Super Critical Water Reactor (SCWR)	Molten Salt Reactor (MSR)	Sodium Fast Reactor (SFR)	Lead Fast Reactor (LFR)	Gas Fast Reactor (GFR)	Accelerator Driven System (ADS)	Comment
Compatible Transmutation Fuel Options									
Uranium oxide	Yes	Yes	Yes	---	---	---	---	---	
U/TRU mixed oxide	Yes	Yes	Yes	---	Yes	---	---	---	
TRU inert matrix	Yes	Yes	Yes	---	Yes	---	---	---	
Americium targets	Yes	Yes	Yes	---	---	---	---	---	
Coated oxycarbide	---	Yes	---	---	---	---	Yes	---	
U/TRU metal	---	---	---	---	Yes	Yes	---	Yes	
U/TRU nitride	---	---	---	---	Yes	Yes	---	Yes	
Dispersion	---	---	---	---	---	---	Yes	---	
Molten fluoride salt	---	---	---	Yes	---	---	---	---	
Status									
Nuclear Power Plant Generation	II, III, III+	III+, IV	IV	IV	III+, IV	IV	IV	Not applicable	See definitions in text.
Technology Readiness Level	Commercial experience	Proof of performance scale experience with VHTR predecessors	Concept development	Proof of Principle	Proof of performance experience with SFR predecessors	Limited proof of principle	Concept development	Proof of principle	See definitions in text. Generation IV roadmap has more information.

Table 3. Comparison of Reactor Technologies(3/4)

Reactor Approach	Light Water Reactor (LWR)	Very High Temperature Reactor (VHTR)	Super Critical Water Reactor (SCWR)	Molten Salt Reactor (MSR)	Sodium Fast Reactor (SFR)	Lead Fast Reactor (LFR)	Gas Fast Reactor (GFR)	Accelerator Driven System (ADS)	Comment
Status									
Robustness of reactor operation to fuel composition changes before irradiation or during irradiation.	Low: fertile isotopes are neutron consumers, but fissile isotopes are neutron suppliers.		High: controllable, homogenous liquid	High: both fertile and fissile isotopes are net neutron suppliers.		ADS operates subcritical, therefore not as important		Fuel composition (Pu, MA) may change before irradiation (due to isotope decay) or during irradiation. Composition changes can impact reactor performance.	
	Pu241 to Am241 D-factor change = 1.3	Similar to LWR	Similar to LWR	Pu241 to Am241 D-factor change = 0.5	Pu241 to Am241 D-factor change = 0.6	Pu241 to Am241 D-factor change = 0.7			
Waste Management Indicators									
TRU Destruction Rate in Burner Mode (Low Conversion Ratio), kg/year per MWt of capacity	0.31 for IMF 0.12 for oxide fuel	Similar to LWR	Similar to LWR	Intermediate values depending on spectrum and design	0.24 (corresponds to conversion ratio of 0.25)	Similar to SFR	Similar to SFR	0.28	TRU destruction reduces long-term heat load and doses.
Potential for Repeated Recycle	Yes with curium removal and enriched uranium support		Yes, default operation mode	Yes		Repeated recycle minimizes geological waste. Practical limitations on repeated recycle need further assessment.			

Table 3. Comparison of Reactor Technologies(4/4)

Reactor Approach	Light Water Reactor (LWR)	Very High Temperature Reactor (VHTR)	Super Critical Water Reactor (SCWR)	Molten Salt Reactor (MSR)	Sodium Fast Reactor (SFR)	Lead Fast Reactor (LFR)	Gas Fast Reactor (GFR)	Accelerator Driven System (ADS)	Comment	
Sustainability Indicators										
Maximum Conversion Ratio	0.8	0.8	0.8	0.8 (once through) – 1.1 (on-line processing)	1.3	1.3	1.3	Only burner mode is being considered	Increased conversion ratio improves energy utilization of original ore; reduced conversion in recycle more effectively burns TRU. Minimum conversion ratio is near zero.	
Proliferation Resistance Indicators										
On-line Versus Batch Refueling	Batch	On-line (pebble bed variant) or batch (prismatic)	Both	On-line	Batch	Batch (but infrequent in the "cassette" design)	Batch	Batch	Batch processing may be a proliferation resistance advantage.	
Fuel Processing Location	Central plant		On-site	Can be on-site						On-site processing may be an advantage because of reduced transportation needed.
Other Economic Indicators										
Maximum Outlet Temperature (°C)	320	850–1000	550	700–850	550	550–800	850	Not defined nor relevant	Temperatures >850°C permit hydrogen production, higher temperatures improve thermal efficiency	

3. 소멸처리 핵연료기술의 비교(Comparison of Transmutation Fuel Technologies)

표 4에서는 기술 현황, 폐기물관리 인자 및 핵확산저항성 인자의 관점에서 몇 개의 소멸처리 기술을 비교한다. 핵연료는 사실상 원전, 분리시설, 핵연료가공시설, 영구폐기물처분시설 등 핵연료주기의 다양한 부분과 연계된다. 그러므로 핵연료 방안과 이러한 핵연료주기 시설은 함께 연구되어야 한다.

핵연료 거동, 성능, 관리 전략은 폐기물관리에 큰 영향을 미친다. 4가지의 일반적인 핵연료 관리전략은 1회 사용/직접처분, 1회 재순환, 제한된 횟수 재순환, 지속적 재순환이 있다. 핵연료기술 관점에서 제한된 횟수 재순환은 지속적 재순환과 동일하므로 표 4에 반영하지 않았다. AFCI와 GEN IV는 모든 핵연료 관리전략을 위한 개량형 핵연료를 추구하고 있다.

사용후핵연료는 직접 처분할 수 있으며, 이는 우라늄 산화물핵연료를 사용하는 현재의 핵연료주기를 위한 미국의 기본정책이다. 이 경우에는 분리시설이 필요없고, 단지 초기 핵연료를 제조하는 핵연료 가공공장만이 필요하다.

사용후핵연료는 처리하고 분리하여 일부 핵종을 새로운 핵연료로 제조할 수 있고, 이 핵연료는 1회 또는 반복 사용할 수 있다. 이 경우에는 초기 사용후핵연료를 처리하는 분리시설이 필요하고, 초기 핵연료 및 재순환 핵연료를 제조하는 다수의 핵연료 가공시설이 필요하다(만약 초기 핵연료와 재순환 핵연료가 유사하다면, 동일한 핵연료 가공시설을 이용할 수도 있다). 만약 관리전략이 반복 재순환이라면 재순환 핵연료를 처리하는 분리시설도 필요하다. 이 분리시설은 아마도 초기 재순환에 이용된 동일한 분리시설이 될 것이다.

안전성과 경제성은 원자로 및 분리시설과 같은 핵연료주기 시설의 운영과 주로 관련이 있기 때문에 개별적인 핵연료 방안을 위한 특정한 안전성 및 경제성 지표는 현재로서는 없다.

Table 4. Comparison of Transmutation Fuel Technologies(1/5)

Transmutation Fuel Option	Mixed Oxide Fuel without Minor Actinides	TRU Mixed Oxide Fuel (with Minor Actinides)	Inert Matrix Fuel (IMF) with Minor Actinides	Americium targets	TRISO with TRU (carbide, oxycarbide)	Metal	Nitride	CERCER (ceramic/ceramic), CERMET (ceramic/metal)	General Dispersion	Comment
Strategies Supported										
Once through	---	---	---	---	---	---	---	---	---	Dashes denote fuel option does not support the strategy.
Thermal Recycle	Yes	Yes	Yes	Yes	Yes	---	---	---	---	
Thermal+Fast Recycle	Yes	Yes	Yes	Yes	Yes	Yes	Yes	Yes	Yes	
Fast Recycle	---	---	---	---	---	Yes	Yes	Yes	Yes	
Compatible Separation Options										
Uranium Extraction Plus (UREX+)	Yes	Yes	Yes	Yes	---	---	Yes	Yes	Yes	
Pyroprocess	---	---	---	---	Yes	Yes	Yes	---	---	
Aqueous/pyroprocess hybrid	Yes	Yes	Yes	Yes	Yes	Yes	Yes	Yes	Yes	
Plutonium-Uranium Extraction (PUREX)	Yes	---	---	---	---	---	---	---	---	

Table 4. Comparison of Transmutation Fuel Technologies(2/5)

Transmutation Fuel Option	Mixed Oxide Fuel without Minor Actinides	TRU Mixed Oxide Fuel (with Minor Actinides)	Inert Matrix Fuel (IMF) with Minor Actinides	Americium targets	TRISO with TRU (carbide, oxycarbide)	Metal	Nitride	CERCER (ceramic/ceramic), CERMET (ceramic/metal)	General Dispersion	Comment
Compatible Transmutation Reactor Options										
Light Water Reactor (LWR)	Yes	Yes	Yes	Yes	---	---	---	---	---	
Very High Temperature Reactor(VHTR)	Yes	Yes	Yes	Yes	Yes	---	---	---	---	
Supercritical Water Reactor (SCWR)	Yes	Yes	Yes	Yes	---	---	---	---	---	
Sodium Fast Reactor (SFR)	---	Yes	Yes	---	---	Yes	Yes	Yes	---	
Lead Fast Reactor (LFR)	---	---	---	---	---	Yes	Yes	Yes	---	
Gas Fast Reactor (GFR)	---	---	---	---	---	---	---	Yes	Yes	
Accelerator Driven System (ADS)	---	---	---	---	---	Yes	Yes	---	---	

Table 4. Comparison of Transmutation Fuel Technologies(3/5)

Transmutation Fuel Option	Mixed Oxide Fuel without Minor Actinides	TRU Mixed Oxide Fuel (with Minor Actinides)	Inert Matrix Fuel (IMF) with Minor Actinides	Americium targets	TRISO with TRU (carbide, oxycarbide)	Metal	Nitride	CERCER (ceramic/ceramic), CERMET (ceramic/metal)	General Dispersion	Comment
Status										
Technology Readiness Level	Commercial in Europe	Concept Development	Concept Development	Ready to Start Proof of Principle	Ready to Start Proof of Principle	Early Proof of Principle	Early Proof of Principle	Concept development	Key issue is often the inclusion of Np, Am, and Cm. Thus, confidence increases as Np-Am-Cm fraction (left over from LWR recycling) decreases.	
Experience	Extensive experience/database	Some experience (small scale)	Some experience with U & Pu. No meaningful experience with Np, Am, Cm	Some experience	Extensive experience with U. Some experience with Pu	Extensive experience for U-Pu metal fuels	Extensive experience for U fuels	Some experience for U-Pu oxide fuels	Some experience for U-Pu oxide fuels	Fuel development could benefit from continued international cooperation.
Overseas interest	Already being used in Europe and Japan	Some	Some	Some	Some	Some	European backup option (considerable research). Considerable lab property data in Japan.	European baseline (considerable research)	Considerable research in France	

Table 4. Comparison of Transmutation Fuel Technologies(4/5)

Transmutation Fuel Option	Mixed Oxide Fuel without Minor Actinides	TRU Mixed Oxide Fuel (with Minor Actinides)	Inert Matrix Fuel (IMF) with Minor Actinides	Americium targets	TRISO with TRU (carbide, oxycarbide)	Metal	Nitride	CERCER (ceramic/ceramic), CERMET (ceramic/metal)	General Dispersion	Comment
Waste Management Indicators										
Potentially reduces MA inventory?	No	Yes, but inefficient because TRU are produced from fertile material	Yes, efficient without generating more TRU in those pins	Yes, reduces Americium using LWR technology.	Very efficient	Yes, very efficient as all such isotopes can be consumed in a fast spectrum reactor.				TRU isotopes typically dominate repository long-term heat and estimated dose.
Suitable waste form if not recycled?	Same as baseline	Same as baseline	Yes, probably better waste form than baseline			To be assessed. Fast reactor fuels are being designed for repeated recycling.				Baseline is spent uranium oxide
Suitable form for repeated recycling?	Yes	Yes	Depends on matrix material	Yes	Yes if recycling is needed, materials and technology must be developed and tested	Yes	Yes	Yes	Potentially yes, but an effective matrix material has not been decided yet.	Each fuel is generally developed for recycling. However, some IMF and carbides are difficult to recycle.

Table 4. Comparison of Transmutation Fuel Technologies(5/5)

Transmutation Fuel Option	Mixed Oxide Fuel without Minor Actinides	TRU Mixed Oxide Fuel (with Minor Actinides)	Inert Matrix Fuel (IMF) with Minor Actinides	Americium targets	TRISO with TRU (carbide, oxycarbide)	Metal	Nitride	CERCER (ceramic/ceramic), CERMET (ceramic/metal)	General Dispersion	Comment
Waste Management Indicators										
Possible matrix materials	Uranium and Oxygen (possibly Thorium)	Uranium and Oxygen (possibly Thorium)	MgAl2O4 (recycling), ZrO2 (difficult to recycle), SiC (difficult to recycle)	Americium metal	Carbon, SiC, Oxygen	Uranium and Zirconium	Zirconium nitride	Ceramic: SiC, TiC, TiN, ZrC, ZrN Cermet: Nb or Mo, UO2	Not yet developed	Matrix determines ease of separation or quality of waste form; they must be recycled or become waste.
Maximum expected burnup(GW-day per tonne of initial heavy metal)	50-100	50-100	550	Not defined	Stable fuel for very high burnup	250	500	Stable fuel for very high burnup	Stable fuel for very high burnup	Higher burnup decreases waste generated per GW.
Proliferation Resistance Indicators										
Reduce Pu Inventory	Yes, but inefficient, requires multiple recycles to obtain significant Pu-239 inventory reduction.	Yes, but inefficient, requires multiple recycles to obtain significant Pu-239 inventory reduction.	Yes, efficient without generating more Pu in those pins	Not applicable	Yes, efficient because of high burnup potential.				Yes, efficient because all Pu isotopes are consumed in fast reactor spectrum.	Less inventory, less to protect.

제 4 장 핵연료주기 방안의 연구현황

본 장에서는 원자력에너지가 미래에도 지속가능하도록 전환을 지원하는 AFCI의 중요한 성과를 기술한다. 이 프로그램의 중요한 업적은 재순환 핵연료주기를 지향하게 해서 안전하고, 신뢰할 수 있고, 환경친화적인 에너지 자원을 보장하는데 있다. AFCI 연구는 분리, 핵연료, 소멸처리 및 시스템분석의 4개 기술 분야로 구성된다. 계획된 향후 이정표의 간단한 기술과 더불어 대학 공동연구의 주요내용도 기술한다.

1. 분리(Separations)

AFCI 분리 연구는 단기적인 핵연료주기와 향후 GEN IV 시스템 모두를 지원하는 분리 및 폐기물관리에 초점을 맞추고 있다. 화학적 분리는 심지층 처분장에 부과되는 폐기물 부피와 열부하를 감소시키고, 방사능을 백그라운드 준위로 붕괴시키는 데 필요한 시간을 줄이는데 초점을 맞춘다. 분리 연구는 개량형 습식처리 및 건식처리 기술 모두를 포함한다. 개량형 습식처리는 UREX 공정에 초점을 맞추고, 건식처리는 전기야금학 기술(electrometallurgical technique)에 초점을 맞춘다. 중요한 성취도는 다음과 같다.

- 실험실규모 UREX+ 실증 : UREX+ 공정은 상용 LWR 사용후핵연료의 처리를 위해 개발되고 있는 개량형 습식 용매추출공정이다. 조사된 핵연료로부터 U, Cs/Sr, Pu/Np 및 Am/Cm 분리를 포함한 필요한 모든 단계를 적용하여 고순도 우라늄(99.998%)의 실험실 규모 분리를 실증하였다.
- UREX+ 용매추출 실험(Hot Test) : UREX+의 개량형인 U/Pu/Np 공분리 공정의 실험실규모 실증을 방사성물질을 사용하여 완료하였다.
- Cs/Sr 추출공정 개발 : 용해된 LWR 사용후핵연료로부터 Cs과 Sr의 분리를 위해 CCD/PEG(chlorinated cobalt dicarbollide /polyethylene glycol) 기반 용매추출 공정의 실험실 시험을 완료하였다.
- 악티나이드 결정화 공정(Actinide Crystallization Process) : 이 공정은 UREX+ 추출에 앞서 우라늄 분리를 위한 전처리공정으로 처리하는 용액의 양을 크게 줄일 수 있다. 벤치규모 시험이 완료되었고, 실제규모 장치에 적용할 수 있는 데이터를 획득하기 위해 충분한 사이즈의 결정화장치를 제작

중에 있다.

- PYROX 공정 개발 : GEN IV 산화물핵연료의 처리를 위한 PYROX (pyrochemical reduction) 공정을 개발 중에 있다. 고용량 환원실험 및 셀의 설계 개선을 완료하였다.
- 개선된 U/TRU 회수 : 상용규모 전기분해 셀의 운전 변수 및 설계 개념의 향후 고려사항을 도출하며 완전통합 전기분해 장치를 성공적으로 실증하였다.
- EBR-II 핵연료의 EMT(Electrometallurgical Treatment) : EBR-II (Experimental Breeder Reactor-II) 구동핵연료는 나트륨 원소를 함유하고 있어 이것은 직접 심지층 처분에 부적합하다. EMT 연구는 Cs, Sr과 같은 핵분열생성물과 함께 전해염 속에 TRU 원소는 남겨두고, 사용후핵연료로부터 순수한 우라늄을 회수한다.
- CWF(Ceramic Waste Form) 인증시험 : 실험실규모 시험은 퇴화거동의 특성화, 처분장 조건에서 장기 퇴화거동 계산을 위한 모델 개발 및 모델의 적용성 증명을 통해 CWF의 자격인증을 지원한다.

2. 핵연료(Fuels)

AFCI 핵연료 개발은 고속 스펙트럼 GEN IV 핵연료, 핵확산저항성 LWR 및 개량형 LWR 핵연료, GEN IV 원자력용 원형(prototypic) 소멸처리 핵연료를 포함한다. 주요 성과는 다음과 같다.

- 금속핵연료 : 금속핵연료 연구는 차기연도에 대규모 핵연료 제조공정을 개발하기 위한 기준을 제공하는 작은 샘플 제조로부터 경험을 획득하며, 조사시험을 위해 잘 특성화된 미세구조의 작은 샘플을 제조하는데 초점을 맞추고 있다.
- 질화물 핵연료(Nitride Fuels) : 고연소도이고, 저 손실 분리공정과 양립하며, 원격 환경에서 쉽게 제조가 가능하고, 정상상태 및 비정상상태 사건동안 온화한 거동을 갖는 질화물핵연료를 개발 중에 있다.
- MOX(Mixed Oxide) 핵연료 : LWR에서 악티나이드의 열중성자 스펙트럼 소멸처리를 실증하기 위해 MOX(U+Pu+Np) 핵연료를 개발 중에 있다.
- ATR(Advanced Test Reactor) 조사시험 : 핵연료 캡슐의 진행시험으로부터의 조사 성능시험 데이터는 핵연료의 복잡한 거동 모델을 개발하기 위해 노물리, 열 및 화학성분 데이터와 조합된다. 비록 현재 TRISO 핵연료의 초점은

NGNP 원자로설계에 맞추고 있지만, 조사 성능데이터는 향후 가스 원자로개념에 적용될 수 있다.

- FUTURIX 공동연구: FUTURIX는 Pu, Np와 Am를 함유한 질화물 및 금속 핵연료를 미국에서 제조하고, 독일에서 캡슐에 넣고, 프랑스에서 조사시험을 수행한 후 미국으로 보내 조사후시험과 분리시험을 수행하는 공동실험이다.

3. 소멸처리(Transmutation)

소멸처리는 원자력물질의 관리 및 폐기물처분의 난제를 지배하는 사용후핵연료 내에 존재하는 핵종을 감소시키기 위해 중성자 유도 핵분열 또는 흡수를 통해 하나의 핵종을 다른 핵종으로 변환시키는 공정이다. 장기 열부하와 방사성독성에 큰 영향을 미치는 핵종은 Am-241, Pu-241과 Np-237이고, 세계적인 핵물질관리에 관심이 있는 핵종은 U-235와 Pu-239이다. 소멸처리는 심지층 처분장의 독성과 열부하 난제를 감소시켜 수백년으로 붕괴시간을 줄여준다. 주요 연구 성과는 다음과 같다.

- DELTA 루프 부식시험 : 기술개발은 납-비스무스 시험루프에 집중하고 있으며, 최근에 대형 매트릭스 재료의 1,000시간 부식시험을 완료했다. 시험시편의 분석은 부식의 완화에 있어서 산소제어와 안정한 보호 산화막을 형성하여 부식저항을 강화시키는 Si 및 Cr 합금의 적용 효력을 보여주었다.
- 조사재 시험 : 원형(prototypic) 구조재의 기계적 특성에 고에너지의 양성자 및 중성자의 효과에 대한 중요한 데이터를 얻기 위해 봉 형태의 조사재에 대한 3점 굽힘시험을 상온, 250°C, 350°C 및 500°C에서 완료하였다.
- AFCI 재료 핸드북 : 고속 스펙트럼 원자로 재료의 성질과 특성을 기술한 재료핸드북을 원형 구조재의 기계적 성질에 대한 조사 영향에 대한 데이터를 포함시켜 개정하였다.

4. 시스템 분석(System Analysis)

시스템 분석은 프로그램 기술 분야들을 중개 및 통합하고, 설계와 전개방안의 타당성 분석에 필요한 모델, 도구 및 분석을 제공하고, 핵심 결정권자에게 정보를 제공한다. 시스템분석 연구는 GEN IV 프로그램과 공동으로 수행되고 있으며, 주요 성과는 다음과 같다.

- LWR 및 가스 냉각로에서 플루토늄 연소도 증가, LWR에서 다른 TRU 소멸 처리 가능성, 고속로 및 ADS(accelerator driven system)에서 TRU의 소멸을 포함한 소멸처리를 다루는 다양한 원자로 시스템의 능력을 평가하였다.
- 추가 심지층 처분장의 수요를 감소시키고, 제1 처분장을 보다 효율적으로 사용할 수 있는 개량형 핵연료주기의 이점을 평가하였다.
- 기반시설 요건을 정량화하고, 대안 간의 핵심 상반관계(trade-offs)를 도출하기 위해 핵연료주기의 동적 시뮬레이션을 수행하였다.
- 다양한 핵연료주기, 원자로 시설요건, 주기비용 및 처분장 절약 등을 비교하며 부피, 중량 및 열부하와 같은 특성에 대한 처분장 성능을 평가하였다.

5. 대학 공동연구(University Collaborations)

AFCI 프로그램은 원자력공학을 전공하는 학생을 위해 연구 및 기금협력을 지원한다. AFCI는 다수의 대학연구를 직접지원하고 있고, (1) 개량형 방사화학, 재료 및 소멸처리기술에서 라스베가스의 네바다 대학, (2) 원자력 및 방사선 과학에 입자가속기를 이용한 연구 및 교육에 사용하는 시설을 위해 아이다호 가속기 센터, (3) 소멸처리 연구 및 기술개발 관련학과에 재학 중인 학생을 지원하는 협력프로그램을 관리하는 대학연구동맹 등의 대학프로그램을 전담하고 있다.

6. 향후 목표(Future Objectives)

AFCI 프로그램은 GEN IV를 위한 개량형 핵연료 및 핵연료주기를 지원하고, 제2 처분장의 기술적 수요에 대해 2007~2010년에 발표할 예정인 행정부권고안(Secretarial Recommendation)에 정보를 제공하기 위한 연구개발에 초점을 맞추고 있다. 향후 10년간 AFCI 프로그램의 주요 목표는 다음과 같다.

- 2008 : 제2 처분장의 기술적 수요에 관해 의회에 제출하는 행정부권고안(Secretarial Recommendation)을 지원하기 위해 엔지니어링 데이터 및 분석을 제공한다.
- 2010 : 가용한 핵연료주기방안과 실행기술을 정량적으로 정의하고, 개량형 핵연료주기로 전환할 수 있도록 핵연료주기 기술을 개발한다.
- 2015 : GEN IV 기술을 구체화하는 개량형 핵연료주기를 위한 최적안을 추천할 수 있도록 엔지니어링 데이터 제공 및 분석을 수행한다.

서 지 정 보 양 식

수행기관보고서번호	위탁기관보고서 번호	표준보고서번호	INIS 주제코드
KAERI/TR-3072/2005			
제목 / 부제	미국의 개량형 핵연료주기 방안 2004년도 비교보고서		
주저자	이호희(건설교통부핵연료기술개발부)		
연구자 및 부서명	박장진(건설교통부핵연료기술개발부), 신진명(“), 서중석(사용후핵연료기술개발부)		
출판지	대전	발행기관	한국원자력연구소
페이지	62 p.	도 표	있음(V), 없음()
발행년월	2005. 11.	크 기	26 cm.
참고사항			
비밀여부	공개(V), 대외비(), __ 급비밀	보고서종류	기술보고서
연구위탁기관		계약 번호	
초록 (300단어내외)			
<p>우리나라뿐 아니라 미국을 비롯한 원자력 선진국들은 원자력발전소에서 발생하는 사용후핵연료의 관리에 따른 문제점을 줄일 수 있는 개량형 원자력기술을 찾기 위해 노력하고 있다. 이러한 연구의 일환으로 미국은 사용후핵연료의 부피감용, 장반감기 및 고독성 원소의 분리와 사용후핵연료를 자원으로 재활용의 3가지 기본요건을 충족시키면서 안전성, 경제성, 환경친화성 및 핵확산저항성을 갖는 핵연료주기에 대한 연구의 일환으로 AFCI 프로그램을 수행하고 있다. 본 보고서에서는 2004년 5월 미국 DOE에서 발간한 “Advanced Fuel Cycle Initiative Comparison Report, FY 2004 ” 보고서의 주요 부분을 발췌하여 작성하였다.</p>			
주제명키워드 (10단어내외)	개량형 핵연료주기, 사용후핵연료, 소멸처리, 사용후핵연료 재활용, 핵연료주기		

BIBLIOGRAPHIC INFORMATION SHEET					
Performing Org. Report No.		Sponsoring Org. Report No.		Standard Report No.	INIS Subject Code
KAERI/TR-3072 /2005					
Title /Subtitle	Advanced Fuel Cycle Initiative Comparison Report, FY 2004				
Project Manager and Department		H. H. Lee(Dry Process Fuel Technology Development)			
Researcher and Department		J. J. Park(Dry Process Fuel Technology Development), J, M, Shin(") C. S. Seo(Spent Fuel Technology Development)			
Publicatio n Place	Taejon	Publisher	KAERI	Publicatio n Date	2005. 11.
Page	41 p.	Ill. & Tab.	Yes(V), No ()	Size	26 cm.
Note					
Classified	Open(V), Restricted(), - Class		Report Type	Technical Report	
Sponsorin g Org.			Contract No.		
Abstract					
<p>Not only Korea but also the nuclear advanced countries like USA are endeavoring to develop an advanced nuclear technology which enables us to handle the problems caused by the management of the spent fuel. As a part of this endeavor, USA is conducting a research under the AFCI program to develop a safe and economic fuel cycle satisfying environmental affinity and non-proliferation policy as well as 3 basic requirements of volume reduction, separation of long-lived and toxic nuclides and reuse of spent fuel as a natural resources. This report is prepared based on the "Advanced Fuel Cycle Initiative Comparison Report, FY 2004" published on the May of 2004, by DOE of USA.</p>					
Subject Keywords (About 10 words)		advanced nuclear fuel cycle, AFCI, spent fuel, reuse of spent fuel, transmutation			