

지속가능한 사용후-핵연료 재활용 시스템의 개발 동향

김성호[†]

ReSEAT 전문연구위원 한국과학기술정보연구원, 에너지청정기술연구소 한밭대학교
(2011년 3월 7일 접수, 2011년 9월 6일 수정, 2011년 9월 6일 채택)

A Trend of Sustainable Recycling Systems of Spent Nuclear Fuels

Seong Ho Kim[†]

ReSEAT Senior Research Fellow, KISTI, Daejeon, 305-806 Korea; Clean Energy Technology Institute,
Hanbat National University, Daejeon, 305-719 Korea

(Received 7 March 2011, Revised 6 September 2011, Accepted 6 September 2011)

요 약

다양한 에너지원들 가운데 하나인 원자력(nuclear energy)의 평화적 이용을 위해 많은 나라들이 탄소 배출량 감축, 에너지 수급 안보, 지속가능 발전 등의 글로벌 현안을 고려하면서 청정 라이프 사이클 원자력 시스템을 개발하고 있다. 에너지 자원이 부족한 대한민국은 지금까지 에너지원의 대부분을 해외 수입에 의존하고 있는 국가이다. 이러한 글로벌 현안과 우리의 상황을 해결하기 위해 우리는 탈 화석연료 에너지인 원자력을 기저 부하 에너지원으로 투입하고 있고, 전력 생산량에서 원자력 점유율이 50%를 넘어서는 원자력 기술 선진국에 진입하고 있다. 그러나 원자력 부문에서는 최근에 전세계적으로 보면, 사용후-핵연료(SNF)와 같은 고준위 방사성 폐기물의 누적량이 임시 저장 용량을 포화시키는 상태에 도달하고 있다. 이에 따라 지속가능한 SNF 처분 시스템의 개발이 시급하게 요구되는 실정이다. 원자력 선진국들은 SNF 처분 시스템의 미래 대안으로 SNF 재처리/재활용 방안을 심도 있게 고려하고 있다. 앞으로 우리나라도 SNF 관리 대책의 하나로 재처리/재활용 방안을 고려하는 기회가 있을 것이다. 이러한 필요성을 바탕으로 여기서는 핵확산 저항성, 자원 재활용 등에 중점을 두면서 SNF 재활용 시스템과 관련하여 국내의 개발 동향을 소개하고자 한다.

주요어 : 청정 원자력, 사용후-핵연료 재활용 시스템, 지속가능성, 핵확산 저항성

Abstract— In this study, considering a degree of proliferation resistance and sustainability, development status of perspective recycling systems for spent nuclear fuels (SNF) is comprehensively reviewed on the basis of the urgent needs of sustainable management measures for high level radioactive wastes such as spent nuclear fuels (SNF).

Key words : Clean Nuclear, Recycling, Sustainability, Proliferation Resistance

1. 서 론

1-1. 배경

경수로(LWR) 원자력 발전소에서 농축 우라늄 핵연료를 태우면 생기는 사용후-핵연료(SNF)가 함유하고

있는 원소들의 구성비는 다음과 같다. 예컨대, 연소도 33,000 MWD/MT 및 원자로 방출 후 10년의 냉각 기간 상태에 있는 1톤 SNF는 우라늄(U) 955.4 kg, 플루토늄(Pu) 8.5 kg을 함유하고 있다 [1]. 또한, 열 중성자 원자로에서 발생한 SNF에는 보통 우라늄 95~96%, 핵분열성 U-235 1% 미만, Pu 1%, 희소 악티늄족(MA; 즉 Np, Am, Cm) 0.1%, 핵분열 생성물(FP) 3~4% 등이 존재한다고 알려져 있다. 이러한 SNF의 재처리 기술을 통해 천연 우라늄은 최대 30%까지 절약될 수 있다 [2].

[†]To whom corresponding should be addressed.
SystemiaG&E, Ba-308, Daeduck Hi-Tech Bldg.
399-8 Doryong-dong Yuseong-gu, Daejeon, 305-340 Korea
Tel : 042-865-7073; E-mail : well48@hanmir.com

따라서 SNF는 과거에는 방사성 폐기물로 간주되었으나, 지금은 재처리를 통해 재활용될 수 있는 귀중한 에너지 자원으로 인지되고 있다. 예를 들어, PUREX 재처리 기술을 통해 피복재와 하드웨어 등을 포함하지 않은 SNF에서 금속의 약 96%가 회수되어 재활용 핵연료로 쓰이는 경우, 나머지 4%만이 방사성 폐기물로 처분된다. 지금까지 재처리/재활용 방안은 주로 SNF로부터 핵연료 자원의 재활용에 초점을 맞추고 있었다.

하지만, 앞으로 핵주기 기술 선진국들은 재처리 방안을 미래형 제 4세대 고속 중성자 원자로와 연계하여 재활용하려는 추세이다. 다시 말해, 재처리에서 산출되는 모든 장수명 악티늄족(An)은 고속로(FR)에서 핵연료로 재활용될 수 있다는 견해이다. 이러한 목적에 맞는 재처리/재활용 방안은 핵물질(특히, Pu)의 핵확산 리스크 저감, 장수명 고준위 방사성 폐기물의 발생량 감축 등을 가능케 한다.

이러한 개발 추세에 따른 재처리/재활용 기술은 다음과 같이 분류되고 있다. 1) LWR 연료 주기를 위한 재처리/재활용 기술(현재~2050년); 2) LWR에서부터 고속중성로(FBR)로의 전환기 연료 주기를 위한 재처리/재활용 기술(2050~2100년); 3) FBR 연료 주기를 위한 재처리/재활용 기술(2100년 이후).

고준위 방사성 폐기물의 장기적인 관리 정책 대안들 가운데 하나인 SNF 재처리/재활용 정책은 이와 같이 핵분열성 자원 재활용, 핵확산 리스크 저감, 고준위 폐기물 부피 저감, 처분장 열부하 저감 등과 같은 장점들을 지닌 매력적인 대안이 될 수 있으므로, 여러 나라에서 관심을 갖고 다양한 SNF 재활용 시스템을 개발하고 있다. 여기서, SNF 재활용 시스템이란 재처리를 통해 SNF로부터 분리 회수된 핵분열성 물질을 원자로에서 핵연료로 다시 사용하기 위해 필요로 하는 종합적인 시스템을 일컫는다. SNF 재활용의 선행 과정으로 볼 수 있는 재처리 시스템이란 원자로에서 연소되고 나온 SNF를 다시 핵연료로 재활용할 핵분열성 물질과 폐기물로 버릴 물질 등으로 분리하는 시스템을 의미한다.

따라서 개별적인 재처리 시스템 하나만을 개발하였다고 재활용 시스템을 개발하였다고 말하기는 어렵다. 종합적인 시스템의 부재 때문에, 현재 전세계적으로 재처리 시설을 통해 분리된 Pu-239, 재처리된 U-235 등의 대부분은 실제로 재사용되지 못하고 저장소에 보관되고 있는 실정이다. 현재, 재처리 시설은 프랑스, 일본, 영국, 러시아, 인도 등에서 상용화 규모로 운영되

고 있다. 반면에, 미국에서 재처리 시설은 운영되지 않고 있다. 이는 재처리 방안의 경제성이 일회용 핵주기 방안보다 못하기 때문이다 [3].

1-2. 사용후-핵연료 재활용 시스템

일반적으로, SNF 재활용 시스템이란 재처리/재활용 인프라, 재처리/재활용 소프트웨어, 재처리/재활용 하드웨어 등으로 구성된 통합 구조를 갖는다. 여기서 첫째 인프라는 재처리 시설과 재활용 시설의 단일 부지 내 통합 시스템, SNF 관리 정책, 재활용 규제 시스템, 국제적 공조 등을 포함한다. 둘째 소프트웨어에는 기술, 전문 지식, 전문가 등이 포함된다. 마지막으로, 하드웨어에는 관련 공정 장비, 사용후-핵연료, 재처리에서 회수된 핵물질로 제조된 재활용 연료로 장전되는 원자로 시스템 등이 속한다. 여기서는 재활용 시스템 가운데 주로 재처리/재활용 기술에 초점을 두어 재활용 시스템의 개발 동향을 살펴보고자 한다.

현재 사용되고 있는 재처리 방법은 크게 1) 건식 파이로 프로세스(pyro-processing; 고온전해분리) 방법; 2) 습식 분리 방법 등으로 나눌 수 있다.

첫째 건식 파이로 프로세스 방법에서는 {Pu, 불순물} 형태로 Pu를 분리한다. 그러므로 파이로 프로세스 법으로 재처리되어 얻어지는 파이로 연료는 Pu 이외에 여러 가지 불순물을 함유하기 때문에 습식 재처리 연료에서처럼 순수 형태의 Pu 연료가 되지 못한다. 그래서 pyro 연료는 이러한 불순물을 연소시킬 수 있는 신형 연소로(ABR)에서만 재활용 연료로 사용될 수 있다는 단점을 갖는다. 그러나 이 방법은 핵확산 저항성이 우수한, 즉 핵확산 리스크가 작은 기술에 속한다.

둘째 습식 재처리 방법에서는 정제를 위해 솔벤트 추출 기술을 사용하고 있다. 순수 형태의 Pu를 함유한 습식 재처리 연료는 우라늄·플루토늄 혼합 산화물(MOX) 연료로 가공되어 LWR에서 재활용 연료로 사용된다.

그밖에도 현재 핵주기 선진국을 중심으로 다양한 재처리 기술들이 개발되고 있다. 특히, 프랑스에서는 COEX (Co-Extraction; 공추출) 공정 기술, GANEX (Grouped Actinides Extraction; 악티늄족 그룹 추출) 공정 기술 등을, 일본에서는 FaCT(Fast Reactor Cycle Technology) 공정을, 미국에서는 UREX+(Uranium Extraction Plus) 공정, 파이로 공정 등을 연구하고 있다 [4]. Table 1에 이들 공정의 산출물이 나타나고 있다.

여기서는 습식 재처리에 중점을 두어 논의하지만, 습

Table 1. 재처리 공정 산출물

	COEX 습공정	GANEX 습공정	UREX+ 습공정	파이로 건공정	FaCT 습공정
SNF 유형	LWR용	LWR용, FR용	LWR용, ABR용	ABR용	FBR용
공정 산출물	{U}, {U, Pu}, {FP, MA}	{U}, {An}, {FP}	{U}, {Tc}, {Cs, Sr}, {TRU}, {FP}	{U}, {TRU}, {FP}	{U}, {U, Pu, Np}, {Am, Cm}, {FP}
재활용 연료	{U, Pu}-MOX	{U, Pu, MA}	{U, TRU} 연료	{U, TRU} 연료	{U, Pu, MA}

주: FP=핵분열 생성물, MA=희소 악티늄족(예: {Np, Am, Cm}), An=악티늄족, TRU=초우라늄 원소, MOX=혼합 산화물.

식 공정을 파악하기 용이하도록 습식의 특성을 금속 연료용 파이로의 그것과 비교하면서 요약하면 다음과 같다 [2]: 1) 습식 공정은 연속형이고 처리량(throughput)이 많은 반면에, 파이로 공정은 일회형이고 처리량이 한정적이다; 2) 습식 용매로는 유기 솔벤트 및 질산이 사용되는 반면에, 파이로 용매로는 LiCl-KCl, Cd, Bi 등이 사용된다; 3) 습식 작동 온도는 373 K 미만이지만 파이로 작동 온도는 773 K이다; 4) 습식에서 Pu 회수율은 99.9%를 초과하지만, 파이로에서 회수율은 99.5%를 초과한다; 5) 임계도는 습식에서 심각하게 제어되어야 하지만, 파이로에서는 심각하지 않다; 6) 핵물질 회계는 습식에서 연속적으로, 파이로에서는 매회적으로 수행된다; 7) 핵연료 제조법으로 습식에서는 진동 충전(vibro-packing) 방법이, 파이로에서는 사출 성형(injection casting) 방법이 사용된다; 8) 고준위 폐기물은 습식에서는 질산염 용해액이지만, 파이로에서는 염화물 형태이다; 9) 기술 수준은 습식에서는 산업계 차원에서 실증되어 있지만, 파이로에서는 파일럿 실증 단계에 있다.

1-3. 재처리 대체 기술의 핵확산 리스크 견해

현재 상용화 단계 재처리 기술인 PUREX 기술에서 문제가 되고 있는 핵확산의 저항성을 높이기 위해 다양한 재처리 대체 기술이 연구 개발되고 있다. 이들 재처리 대체 기술의 핵확산 리스크 [5]와 관련하여, 다음과 같은 두 가지 견해(즉, 낙관적 견해와 비관적 견해)가 더불어 있다: 1) 핵확산 리스크가 상대적으로 작다는 낙관적 견해; 2) 핵확산 리스크가 동일하다는 비관적 견해.

낙관적 견해 : 재처리 대체 기술은 PUREX보다 핵확산 리스크가 상대적으로 작다는 이 견해는 진보적인 견해이다. Pu를 비-순수 형태로 분리하는 재처리 대체 기술(예: UREX, COEX 등)은 핵확산 저항성이 상대적으로 높은 기술로 보는 견해가 있다. UREX 기술에서는 {Pu, MA}의 형태로 Pu를 비-순수 형태로 공

추출하고, COEX 기술에서는 {Pu 50%, U 50%}의 형태로 Pu를 비-순수 형태로 공추출한다. 다시 말해, 비-순수 형태의 Pu를 추출하는 기술이나 방사선 장벽을 갖도록 Pu과 다른 방사성 핵종을 공추출하는 기술은 상대적으로 핵확산 리스크가 낮은 기술이라고 간주한다. 이러한 견해에 따르면, 이들 기술로 분리된 비-순수 Pu은 카테고리 I 핵물질(Category I nuclear material)에 속하지 않으므로 보호될 필요가 없다.

비관적 견해 : 재처리 대체 기술(예: UREX, COEX 등)도 PUREX처럼 핵확산 리스크가 동일하다는 이 견해는 보수적인 견해이고, 주로 규제 기관에서 취할 수 있는 것이다. 예컨대, DOE가 발간한 2008년 12월 GNEP 비핵확산 영향 평가 결정에서처럼, 이들 PUREX 대체 기술은 핵확산 리스크가 선행 기술과 동등하다고 간주하고 있다. 미국 DOE 및 NRC 현행 지침서에서는 이때 제조되는 비-순수 형태의 Pu을 카테고리 I 핵물질로 보고 있다.

2. 재활용 시스템 개발 현황

2-1. 지속가능한 재처리 대체 기술

핵주기 선진국을 중심으로 지속가능한 재처리/재활용 시스템을 구축하기 위해 다양한 재처리 대체 기술이 연구 개발되고 있다. 여기서는 재처리 현행 기술로 PUREX 기술, 재처리 대체 기술로 UREX+ 기술, COEX 기술, GANEX 기술 등을 간략하게 소개하고자 한다. Table 2에 대체 기술 특성이 나타나고 있다 [6].

공정 기술별로 투입되는 사용후-핵연료, 공정을 통해 얻어지는 산출 물질, 공정을 통해 배출되는 방사성 폐기물(방폐물) 유형, 회수된 핵물질로 제조되는 재활용 핵연료 유형 등이 비교되어 있다.

산출 물질의 분리 우선순위에 따라, 습식 재처리 기술은 FP 우선 분리 기술 범주, U 우선 분리 기술 범주 등으로 분류되고 있다. 예를 들면, FP 우선 분리 기술 범주에 속하는 기술에는 PUREX 기술, COEX

Table 2. 재처리 대체 기술 특성

	SNF	산출물	배출 방폐물	재활용 연료	비고
PUREX	LWR용	{U}, {Pu}, {FP, MA}	{FP, MA}	{U, Pu}-MOX 연료	경험국: 프랑스, 일본, 미국
UREX+	LWR용; ABR용	{U}, {Tc}, {Cs, Sr}, {TRU}, {FP}	{Tc}, {Cs, Sr}, {FP}	{U, TRU}-연료	TRU={Pu, MA}; 개발국: 미국
COEX	LWR용	{U}, {U, Pu}, {FP, MA}	{FP, MA}	{U, Pu}-MOX 연료; {U}-UOX 연료	개발국: 프랑스
GANEX	LWR용; FR용	{U}, {An}, {FP}	{FP, Ln}	{U, Pu, MA}-연료	악티늄족{An} 분리; MA={Np, Am, Cm}, {Ln}; 개발국: 프랑스

주: FP=핵분열 생성물, MA=희소 악티늄족(예: {Np, Am, Cm}), An=악티늄족, Ln=란타넘족, TRU=초우라늄 원소, UOX=우라늄 산화물, MOX=혼합 산화물.

기술 등이 있다. U 우선 분리 기술 범주에는 UREX+ 기술, GANEX 기술 등이 있다. 또한, 분리 후에 얻어지는 산출물 유형에 따라, 습식 기술은 U만 회수하는 {U} 분리 기술 범주, U와 Pu를 함께 회수하는 {U, Pu} 분리 기술 범주(예: PUREX, COEX), Pu과 U 그리고 Np를 모두 함께 회수하는 {Pu, U, Np} 분리 기술 범주(예: UREX+, GANEX) 등으로 분류된다.

PUREX 기술 : 현재 운영되고 있는 상용화 재처리 시설에서 가장 많이 쓰고 있는 이 습식 분리 기술에서는 순수 형태의 Pu를 분리한다. PUREX에서는 LWR에서 발생한 SNF를 질산에서 용해시키고, 유기 희석액 내에서 TBP(TriButyl Phosphate) 혼합물을 사용하는 솔벤트 추출법을 통해 {U}, {Pu}, {FP} 등을 각각 분리시킨다. 이 현행 기술은 오래 전부터 상용화되어 왔지만, 현재는 순수 {Pu} 산출로 인한 핵확산 리스크 문제, 발생한 고준위 폐기물의 관리에 따른 환경 문제, 고비용 문제 등에 직면하고 있다.

UREX+ 기술 : PUREX 기술을 변형한 습식 분리 공정이다. 이 기술이 경수로 SNF에서부터 추출하는 Pu은 순수 형태가 아니고 고방사선을 방출하는 다른 방사성 MA(Minor Actinides)와 함께 섞여 {Pu, MA} 형태로 분리된다. 이 기술에서 {Pu, MA} 공추출을 통해 이러한 방사선 장벽을 두는 이유는 핵무기용 고순도 Pu 물질의 회수를 차단하려는 데에 있다. 이를 통해 핵확산 리스크를 저감할 수 있다는 견해이다.

COEX 기술 : 이는 U 및 Pu의 공동 관리를 위하여 PUREX로부터 기술적 진화를 통해 개발된 기술이다. COEX에서는 {U, Pu}를 공분리하여 재활용 핵연료로 쓴다. 이때에 폐기물로 FP 및 MA(예: {Np, Am, Cm} 등) 등이 발생한다. 반면에, PUREX 기술에서는 원자로에서 발생한 SNF로부터 Pu를 단독으로 분리하여 재

활용 핵연료로 쓴다. 제 1단계에서는 SNF의 용해액에서부터 {U, TRU}를 공분리하고, 제 2단계에서는 제 1단계에서 공분리된 {U, TRU}에서부터 U를 분리하며, 제 3단계에서는 제 1단계에서 공분리된 {U, TRU}에 제 2단계에서 분리된 U를 혼합하여 {U, TRU}의 혼합비를 조절한다. 제 2단계에서 얻은 U은 우라늄 산화물(UOX) 연료로, 제 3단계에서 얻은 {U, TRU}은 MOX 연료로 재활용된다. 이 공정에서는 U 분리 단계에서 산출된 U 일부분을 {U, TRU} 공분리 단계에 혼합한다는 점이 특징이다. COEX에서는 {U, Pu}O₂ 고체 분말이 공-전환 공정을 통해 생산된다. 이 분말은 MOX 연료 제조 공정에서 UO₂ 고체 분말과 혼합된다.

GANEX 기술 : 프랑스 CEA가 제안한 이 기술은 장기적이고 도전적인 R&D 대상이고, 악티늄족의 그룹 분리를 목표로 하고 있으며, 제 4세대 고속로 시스템의 악티늄족 균질 재활용을 위한 기술이다. GANEX에서는 먼저 모노-아미드를 사용한 용매 추출법에 의해 U 대부분을 분리하고, {U, Pu, MA}을 일괄 회수한다. 제 1단계에서는 SNF의 용해액에서부터 {U, Pu, Np}를 공분리하고, 제 2단계에서는 {An}을 분리하며, 제 3단계에서는 {Ln}을 분리하고, 제 4단계에서는 잔류 {FP}를 추출한다. {FP}와 {Ln}은 유리 고화체 폐기물로 처분된다.

다음에는 재활용 시스템의 개발 현황을 프랑스, 미국, 우리나라 순으로 살펴보기로 한다.

2-2. 프랑스

프랑스에서는 현재 COEX 신기술을 개발하고 있다. 또한, 제 4세대 고속로와 연계하여 고려중인 재처리 시스템인 제 4세대 재처리 시스템의 하나인 GANEX 기

술도 개발하고 있다.

AREVA/CEA 등에서는 기존 재처리 시설(즉, UP3, UP2-800, MELOX 등)에서 얻은 PUREX 기술의 경험으로부터 COEX 신기술을 개발하고 있다. 이러한 COEX 기술은 어떠한 공정에서도 순수 Pu의 물질 흐름을 허용하지 않는다. 프랑스에서는 COEX 기술로 공추출한 핵물질로 (U, Pu)O₂ 연료를 제조하였다. 그 규모는 몇 ton/yr 정도이다. 프랑스는 다음과 같은 목표를 가지고 신기술 COEX를 개발하고 있다: 1) 핵확산 저항성을 제고하려는 것; 2) 높은 수준의 공정 성능을 유지; 3) 투자비와 운영비를 저감; 4) 현행 산업계의 경험을 활용; 5) 미래형 원자로 시스템, TRU 관리 변화 등을 반영하도록 기술적 진화를 추구.

프랑스 AREVA는 재처리와 재활용을 통합하는 COEX-기반 재활용 전략을 제안하였다. 이 전략은 세 가지 주요 물질 흐름을 공추출 단계에서 사용한다. 여기서 세 가지 물질 흐름이란 바로 1) 재처리 후 {U} 흐름 94%; 2) {U50%, Pu50%} 흐름; 3) {FP, MA} 흐름 4% 등을 말한다. 이 COEX는 제 3세대 재처리 시스템을 위한 기술이며, 시장 도입 단계에 접근한 기술이다.

제 4세대 원자로 시스템과 연계하여, 프랑스 CEA는 GANEX 기술을 개발하고 있다. GANEX 기술로 회수된 핵연료 물질 {U, Pu, MA}은 제 4세대 고속로에 장전될 핵연료로 가공된다. 이러한 GANEX 기술과 관련된 실증 시험은 GACID(글로벌 악티늄 주기 국제 실증 프로그램)에 일부가 포함되어 있다 [7]. GACID는 프랑스가 주관하고, 일본 JAEA와 미국 DOE가 공동 참여하고 있다. GACID의 향후 진행 일정은 다음과 같다: (2008~2012년) Atalante 시설에서 GANEX 실증 시험 수행; (2015~2020년) La Hague에 위치한 국제 연구소에서 GANEX 공정의 파일럿 규모 실증 시험 및 MA-함유 핵연료 제조 수행; (2020~2025년) 일본 Monju에서 MA-함유 핵연료의 조사 실험 수행; (2025년 이후) 프랑스 SFR 원형-타입, 미국 ABR 등에서 조사 실험 예정.

GANEX 공정의 실증은 2008년부터 프랑스 Marcoule에 위치한 시설 ATALANTE, AREVA 소유의 La Hague 재처리 플랜트 등에서 수행되고 있다. 처음에는 프랑스 Phenix 고속 원자로에서, 그 다음에는 일본 Monju 고속 원자로에서 나온 핵변환 산출물이 사용될 예정이다.

2-3. 미국

DOE 및 ANL 등을 중심으로 미국에서는 2020년 상

용화 운전을 목표로 TRU 공분리 기술을 개발하고 있다. 미국은 UREX+, COEX 기술 등을 채택하여 개발할 예정이다. 이미 2006년에는 참가 기업의 의사 표명 설명회가 개최되었다.

현재 미국은 2차 폐기물 감축 및 TBP 대체 등이 가능한 추출제, 분리 시스템 등을 개발하고 있다. 또 미국에서는 소형 원심 분리기를 사용하여 핫 시험을 이미 수행하였다.

2-4. 우리나라

우리나라에서는 몇 가지 단위 분리 기술에 관해 처음으로 연구 개발을 시작하였다. 하지만, 방사 물질(예: Tc-99, Np-237, Am-241, Cm-244, Cs, Sr, Ln(+3) 등)의 회분식 또는 연속식 분리 기술의 거동 분석, 메커니즘의 이론적, 실험적 해석, 공정 흐름도 작성, 적용성 등은 검토 단계에 있다. 분리 기술의 이러한 단계는 바로 기술적 타당성을 입증하는 기초 연구 단계와 공정 개발 단계의 중간 단계로 볼 수 있다.

또한, 우리나라에서는 산화 TRU 환원제, 착화제 등의 시험 평가와 반응성 파악을 수행하고 있다. 이러한 기술 수준은 프랑스, 미국, 일본 같은 분리 기술 선진국의 기술 수준 대비 40% 정도로 평가되고 있다.

3. 결 론

향후 COEX, UREX+, GANEX 등 신기술이 상용화될 경우, 현재 원자력 산업계의 걸림돌인 고준위 폐기물의 장기적(예: 수 1,000년) 관리 리스크는 상당히 저감될 수 있다. 이는 신기술을 통해 고준위 폐기물에 함유되어 있는 장수명 핵분열 생성물이 공추출되면 재활용 핵연료로 제조되어 원자로에서 연소되면서 단수명 핵분열 생성물로 변환되기 때문이다.

재처리 정책과 관련하여, 대부분 국가들은 정부 정책을 아직 제시하지 않고 있지만, EU 국가들, 러시아, 일본 등은 자국의 정책을 수립하였다. 핵연료 자원 절약, 핵확산 리스크 저감, 장기적인 사용후-핵연료 처분 관리 등의 다중적 관점에서 들여다 볼 때, 지속가능한 사용후-핵연료 재처리/재활용 시스템 개발은 원자력 강국을 추구하는 우리에게 매우 유용한 연구 개발 대상이다. 그러나 실제적으로, 우리나라에서는 핵확산 저항성이 상당히 높은 자국 SNF 습식 재처리/재활용 정책도 상당히 접근하기 어려운 방안의 하나로 인지되고 있다. 그 이유는 우리가 처한 국제적인 여건(예:

1992년 2월 발효된 한반도 비핵화 공동 선언, 2014년 3월 시효가 끝나는 한미 원자력 협정 등의 준수)으로 국제적 사전 동의가 반드시 필요하기 때문이다.

이러한 상황에서, 우리나라는 한편으로 분리 기술 선진국을 벤치마킹하여 재활용 시스템에 필요한 단위 분리 공정 기술, 다양한 공정 장비, 고준위 방사성 물질을 원격 제어할 수 있는 습식 차폐 시설 등을 개발하고, 동시에 인프라(예: 규제 시스템, 전문 인력 네트워크)를 구축하면서, 다른 한편으로는 국제 사회에서 우리나라의 핵확산 투명성 의지를 공고하게 확보하는 것이 필요하다.

참고문헌

1. T. Todd (2008): Spent nuclear fuel reprocessing, Presentation slides, NRC Commission Seminar, 25 March 2008.
2. U. Basak and G.R. Dyck (2010): IAEA Activities on Assessment of Partitioning Processes for Transmutation of Actinides, First ACSEPT International Workshop, Lisbon, Portugal, 31 March~2 April 2010.
3. B. Wolfe *et al.* (1985): 사용후 핵연료의 저장 추세, 제5차 PNC.
4. S. Nomura (200709): Japan's Nuclear Fuel Cycle in the 21st Century, Global 2007, 11 September 2007.
5. E.S. Lyman (20090311): NRC Regulation of the Nuclear Fuel Cycle: Security and Safety Concerns, Presentation at the U.S. NRC Regulatory Information Conference, Rockville, MD, 11 March 2009.
6. 김성호 (201004): 사용후 핵연료의 재활용 신기술 동향, (주)시스데미아지앤이, 기술 보고서, SYS-TR-2010-02, 대전, 2010년 4월.
7. F. Carre (2007): The Nuclear Fuel Cycle - Key to Generation IV Nuclear Energy Systems' Sustainability and Transition from LWRs, ANS Annual Meeting, Boston, 2007.