



방사성 폐기물의 고정화 기술

채 수 천

한국지질자원연구원 자원활용소재연구부

우리나라는 1978년 고리 원자력 1호기의 상업운전을 기점으로 현재 가압경수로 15기 및 가압중수로 4기 등 총 19기의 원자력 발전소를 가동시키고 있으며, 국내 총전력의 40% 이상을 원자력 발전에 의존하고 있다. 이러한 원자력 산업의 성장에 따라 필연적으로 발생하는 방사성 폐기물의 안전관리 문제는 그동안 국가 현안으로 대두되어 왔으며, 이를 위해 지난 '80년대 말부터 방사성 폐기물 종합관리 시설 건설을 위한 부지 확보에 국가적 노력을 경주해 왔다. 그러나 그러한 노력에도 불구하고 후보지로 거론되는 지역마다 주민들의 집단 소요가 발생하였고, 급기야는 사회문제로까지 확산되는 등 수차례의 노력이 모두 무위로 돌아가고 말았다.

현재 방사성 폐기물, 특히 사용후 연료는 각 원자력 발전소에서 관리되고 있으나, 효과적인 관리를 위하여, 중앙 제어가 가능한 적소에 보관 관리하려는 것이 정부의 입장이다. 그러나 이러한 적소의 확보는 지역 이기주의 및 "방사성" 술어 자체에서 오는 막연한 불안감에 기인되어 그리 쉽게 해결될 것으로 보이지 않는다. 그럼에도 불구하고, 이러한 적소의 요구는 기존 발전소의 저장능력을 감안할 때, 근자에 달성되어야 할 국가적인 시급한 과제임에 틀림없다. 본 고에서는 방사성 폐기물 내에 포함되어 있는

위해한 핵종을 고정화시킬 수 있는 소위 말하는 고화체(waste form)에 대한 선진국에서의 연구 방향과 각 고화체의 특성 등을 기술하고자 한다. 국내의 경우, 2002년에 한국수력원자력(주)에서 중·저준위 방사성 폐기물 유리화 기술개발을 완료하고 세계 최초로 상용화에 착수하였다. 이에 따라 유리화 상용설비의 가동이 시작될 2007년부터 방사성 폐기물 발생량이 획기적으로 감소될 것으로 예상하고 있다.

이러한 유리화 기술은 원자력 발전이 시작된 이래, 가장 널리 연구되어 온 기술이며, 현재 다양한 성분의 유리질 물질이 개발되었고, 일부 국가에서는 이를 방사성 폐기물의 고정화를 위한 방안의 하나로써 채택하고 있다. 그러나 유리질 물질은 이미 알려졌듯이 준안정한 상이기 때문에, 태생적으로 화학적인 내구성의 문제를 안고 있는 것으로 평가되고 있다.

이러한 문제점을 해결하기 위하여, 자연계에 존재하고 있는 방사성 광물이 오랜 세월동안 안정한 상태로 존재한다는 점에 착안하여, 결정질 인공광물을 이용한 핵종의 고정화 물질의 개발에 초점을 맞추고 있다. 이러한 분야는 주로 지질학, 특히 광물학을 기초로 한 기반에서만 가능하다는 점에서 광물학자들의 역할이 매우 중요하다.

고화체 (Waste form)의 역사

1950년대에는 주로 방사성 폐기물을 다양한 성분의 유리와 혼합·용융함으로써 안정성을 확보하려는 연구가 지배적이었다. 방사성 폐기물의 유리화는 캐나다의 'Chalk River'에서 최초로 수행되어, 네펠린-섬장암 (Nepheline-syenite) 조성을 가진 유리를 사용하였다. 그러나 가열을 위한 공정 온도가 오늘날 널리 채택된 붕규산염 유리(borosilicate glass: 1100-1150℃)보다 훨씬 더 높은 온도(1350℃)에서 수행되었다.

1960년대에 미국, 캐나다, 독일, 프랑스, 이태리, 일본, 영국 및 소련 등 소위 원자력 선진국들의 유리화에 대한 연구방향은 유리화 공정시, 휘발에 의해 핵종이 소실되는 것을 억제시키기 위하여 낮은 용융점을 가지며, 나아가 상분리가 일어나지 않고 높은 내구성과 대단위 규모의 산업화가 가능한 유리성분을 개발하려는 것이었다. 이러한 연구결과는 현재 대부분의 국가에서 선택되고 있는 붕규산염 유리 (borosilicate glass)의 탄생의 초석이 되었으며, 비정질 공정을 통한 상용화는 1978년 이래로 수행되고 있다. 1977년부터 1982년 동안에는 수많은 다양한 타입의 방사성 폐기물의 고정화용 물질 즉 고화체가 개발되었다(Lutze and Ewing, 1988). 미국에서는 'Savannah River'에서 방어용 폐기물(defense waste)에 대한 고화체로써 붕규산염 유리를 사용하기로 결정하였다(Hench et al., 1984). 또한 티탄을 함유하고 있는 세라믹 고화체인 인공암석(Synroc)이 유리질 고화체의 대안으로 고려되어 연구가 진행되기도 하였으나, 연구비의 조달상의 문제로 인하여 중단되었다. 그러나 호주에서는 인공암석의 개발을 위한 주요 연구 핵종 및 개발 프로그램이 계속적으로 진행되어 파이롯프랜트를 가동하기 시작하였다.

따라서 인공암석의 성질에 대한 기본적인 연구는 호주 국립대학의 Ringwood 교수팀(Ringwood, 1985; Ringwood et al., 1988)을 중심으로 호주 원자력과학기술 위원회(Australian Nuclear Science and Technology Organization), 일본 원자력 연구소 및 영국 'AERE Harwell' 등 다자간 공동연구에 의해 수행되었다.

인공암석은 붕규산염 유리에 대한 대안적인 세라믹으로써 가장 완전히 연구된 물질로 기록될 수 있을 것이다. 또 다른 세라믹 고화체의 개발 및 이들의 특성조사는 특정 廢棄物流(waste stream)의 성분에 대한 응용을 위하여 지난 10년 동안 계속 연구되어 왔다.

'Lawrence Livermore National laboratory'에서, 혼합 폐기물 처리 시설(Mixed Waste Mangement Facility)이 소각(incineration)에 대한 대안임을 입증하기 위하여 개발 중에 있다(Oversby et al., 1994). 연구 중에 있는 고화체는 'Savannah River'에서, 재처리 시 발생하는 잔류물을 고정화하기 위해 개발된 인공암석 성분과 유사한 물질로, 지르코놀라이트(zirconolite), 페롭스카이트, 스피넬, 네펠린 및 금홍석 등으로 구성된다. 아이다호 국립 공학연구소(Idaho National Engineering Laboratory)에서는 철성분을 과량 포함하고 있는 현무암질 고화체가 개발 중에 있으며, ZrO₂ 및 TiO₂를 첨가함으로써, 현무암 등과 같은 규산질 세라믹 내에 악티나이드를 함유할 수 있는 호스트(host)로써 지르코놀라이트가 포함된 고화체를 만들었다(Reimann and Kong, 1994). 아르곤 국립 연구소(Argonne National Laboratory)에서는 금속 성분을 다량 함유하고 있는 혼합 폐기물의 처리를 위해 유리질 용재(glassy slag)가 개발되었다. 사용후 연료는 재처리를 하지 않기로 결정한 캐나다, 스웨덴 및 스위스는 물론 미국에서도 고려 중에 있는 주요 고준위 고화체이다.

표 1. 주요 장주기성 핵종 (Trocellier, 2001).

핵 종	반감기 (년)	핵 종	반감기 (년)
⁷⁹ Se	7×10^4	²³⁷ Np	2.14×10^6
⁹⁰ Sr	28	²³⁸ Pu	87.7
⁹³ Zr	1.5×10^6	²³⁹ Pu	2.41×10^4
⁹⁹ Tc	2.1×10^5	²⁴⁰ Pu	6569
¹⁰⁷ Pd	6.5×10^6	²⁴¹ Pu	14.4
¹²⁶ Sn	10^5	²⁴² Pu	3.7×10^5
¹²⁹ I	1.57×10^7	²⁴¹ Am	432.2
¹³⁵ Cs	2×10^6	²⁴³ Am	7380
¹³⁷ Cs	30	²⁴⁴ Cm	18.1
¹⁵¹ Sm	93	²⁴⁵ Cm	8500

핵종의 고정화 원리

분리 및 고정화되어야만 하는 주요 장주기성 핵종을 제시하였다. 장주기성 핵종에서의 반감기는 선택된 고화체가 그 기간동안 안정한 상태로 견딜 수 있는 내구성, 즉 물리·화학적인 안정성을 확보하는데 고려되어야 한다. 이온반경 또는 산화상태 등과 같은 핵종의 물리화학적 성질 역시 고화체의 선정에 있어 중요한 척도이다. 최근 들어, 봉규산업 유리는 방여용 폐기물(defense waste) 또는 재처리된 고준위 폐기물이 발생하고 있는 대부분의 나라들(프랑스, 영국 및 미국)이 선택한 고화체이다. 봉규산업 유리를 선택한 이유는 공정이 간단하고(유리질 물질과 폐기물을 혼합하여 비교적 낮은 온도에서 용융시키고 캐니스터에 주입한다), 실제 방사성 폐기물을 대상으로 많은 연구를 거쳐 그 특성이 잘 입증되었다는 점과 유리가 비주기성 고체이기 때문에 다양한 성분(극단적인 경우, 29-30 성분)으로 구성된 폐기물류를 쉽게 수용할 수 있으며, 이미 비주기성이기 때문에 照射에 의한 변형이 쉽게 일어나지 않는다는 가정에서 비롯된 것이다. 인공암석을 제외한 세라믹 고화체를 그 공정이 실제 폐기물을 가지고 평가하거나 또

는 입증될 수 있을 정도로 개발된 적은 없다. 단지 벤치 스케일 정도의, 보통은 방사성을 띠지 않는 시료를 대상으로 하였다. 실제 폐기물을 함유하고 있는 고화체에 대한 자료가 부족하기는 하지만, 세라믹 고화체에 대한 照射효과(radiation effect)는 유리질 고화체에 비해 많은 연구가 진행되었다. 핵종이 고르게 분포하고 있는 유리질 고화체와는 대조적으로, 핵종이 세라믹 고화체와 결합되는 두 가지 방식이 있다.

(1) 핵종은 결정구조 내의 특정 위치를 점하고 있다. 핵종이 결정구조의 한 성분으로 자리를 점하기 위해서는 각 상들의 배위다면체의 유지에 필요한 적절한 이온반경, 전하 및 결합력 등이 요구된다. 이것은 고화체를 구성하고 있는 상들이 크기와 모양이 다양한 많은 배위 다면체를 가지고 있으며, 핵종치환에 따른 전하의 평형을 맞추기 위한 다중 치환 배열의 상태를 가진 비교적 복잡한 구조로 되어 있음을 의미한다. 포괄적인 핵종치환은 결과적으로 양이온과 음이온이 결핍된 공공(vacancy), 간극결함 그리고 구조의 변화 등을 야기시킬 수 있다. 미시적 스케일로 볼 때, 다형 및 쌍정의 형성이 일반적이며, 점결함은 자체가 핵종이 점할 수 있는 자리가 될 수 있다. 비정상적인 상황(예를 들어

모나자이트, $CePO_4$)을 제외하고는, 폐기물 성분이 복잡하기 때문에, 상 사이에 다양한 양의 핵종을 함유할 수 있는 다상조합(예를 들어 인공암석인 경우, 지르코놀라이트, 페롭스카이트 및 홀렌다이트 등으로 구성)이 형성된다. 즉 인공암석의 경우, 악티나이드 물질은 지르코놀라이트와 페롭스카이트에 주로 함유된다. 다상 조합은 폐기물류 성분에 민감하며, 입경계를 따라 유리를 포함한 미량의 상들이 형성되기도 한다. 모든 폐기물류 원소들은 방사성 여부를 떠나 형성된 상들의 주요 성분이다. 일부 희귀한 예외는 하지만, 단일상(single phase, 예를 들어 모나자이트 또는 소디움 지르코늄 인산염)으로써 거의 모든 핵종을 한 구조 내로 결합시키는 경우도 있다.

(2) 폐기물 슬러지(sludge)를 단순히 건조하였을 때, 방사성을 띠는 상들이 비방사성 상들에 의해 둘러싸일 수 있다. 가장 일반적인 방법은 TiO_2 와 Al_2O_3 이 방사성을 띠는 각 상들을 피복하고 있는 것으로, 이는 TiO_2 와 Al_2O_3 의 극단적으로 낮은 용해도를 이용하는 방법이다. 이러한 방법은 폐기물류 성분에 대한 주요 변형과 핵종의 휘발을 피하기에 충분할 정도로 온도를 낮추어야 한다. 유사한 접근방법으로는 저온 상조합(예를 들어 콘크리트와 혼합)이 있는데, 이것은 둘러싸고 있는 상과 방사성 상 사이의 반응이 일어날 수 있다. 상술한 두 가지 타입의 고화체는 핵종을 결합시키거나 또는 피복하기 위하여 특별히 고안된 것이다. 금속 피복물(metal clad), UO_2 세라믹 등과 같은 사용후 연료는 고화체의 성질을 전혀 고려하지 않고 단지 원자로의 원료로써 단순히 사용된 물질이다. 그러나 이러한 사용후 연료는 재처리하지 않기 위해 중요한 유망 고화체로 고려되었다. 고화체인 사용후 연료의 성질은 원자로 내의 UO_2 의 照射 이력과 처분조건(예를 들어, 환원조건 하의 거의 불용성이며 산화분위기에서는 쉽게 침식되는)에 의해 주로 결정된다.

핵종은 간극결함(interstitial defect), 용리/침전상으로써 사용후 연료의 기질부나 입경계 또는 연료와 연료피복 사이의 간극에 생긴 기공 및 틈새 등에 분포한다.

고화체의 제반 조건

방사성 폐기물에 대한 고화체는 현재까지 다양한 특성을 고려하여 연구되어 왔다. 이들 고화체는 다음과 같은 사항이 고려되어야 한다. (1) 폐기물이 가지고 있는 위대한 방사성에 대한 고려이다. 즉 고화체는 함유된 핵종으로부터 유래된 방사열에 대한 내구성을 가지고 있어야 한다. (2) 물과의 접촉에 기인된 핵종의 내용출성을 가져야 한다. 예를 들어 최종처분을 위한 심처처분 시, 고화체가 지하수와의 접촉에 기인되어 핵종이 방출됨으로써, 심처 주변지질에 대한 환경 오염은 물론 지표로의 확산 가능성이 있다. (3) 방사성 폐기물의 양적 문제를 해결하기 위한 부피감소 효율이 높아야 한다. (4) 고화체의 생성 과정이 간단하고 경제적이어야 한다. 이는 방사성 물질을 다루는 것이므로, 복잡한 공정이 요구 시, 이에 상응하는 다수의 부속장치가 필요하기 때문이다. (5) 많은 양의 방사성 폐기물을 함유시킬 수 있는 물질이어야 한다. 물론, 이 같은 경우, 다량의 핵종을 포함하고 있음으로써 생길 수 있는 과열현상을 견딜 수 있어야 한다.

고화체의 종류

표2는 구조적 성질을 기초로 단순하게 분리된 고화체의 종류이다. 비정질 물질 중에 알칼리 붕규산염과 인산염 유리는 분열성 산물, 활성산물 및 악티나이드를 고정화할 수 있는 고화체로써 고려되고 있다. 결정질 고화체의 하나인 인공암석은 핵폐기물의 고정화를 위해 선택된 유일한 다상의 세라믹이다. 한편 유리 세라믹 고화체

표 2. 고화체의 분류 (Trocellier, 2001).

비정질 고화체 (Amorphous form)	결정질 고화체 (Crystalline form)	유리 세라믹 고화체 (Glass-ceramic form)
Alkali-borosilicate glass	SYNROC	Sphene-glass
Phosphate glass	Oxide	Zirconolite-glass
Aluminosilicate oxide glass	Phosphate	Hollandite-glass
Aluminosilicate oxy-nitride glass	Titanate	Apatite-glass
	Silicate	
	Other form	

는 최근 들어 개발된 우수한 고화체의 하나로 평가 받고 있다. 표3은 최근 들어 핵종의 유리화를 위해 사용되고 있는 일부 유리의 조성을 제시하고 있다. 희토류를 함유하고 있는 알루미늄노규산염 유리와 알루미늄노규산염 oxynitride 유리 등은 그들의 탁월한 기계적인 성질과 화학적 내구성 때문에 3가의 악티나이드를 고정화시킬 수 있는 고화체로 간주되고 있다.

표4는 고준위 방사성 폐기물의 특별한 고정화를 위해 현재 고려되고 있는 결정질 고화체에 대한 자료이다. 이와 같이 현재까지 많은 다양한 고화체가 개발되어 왔으며, 향후에도 계속적인 연구가 수행될 것이다. 본고에서 이러한 모든 고화체에 대한 설명은 불가능하므로, Ewing 등(1995)이 요약하였던 특징적인 몇 가지 고화체에 대하여만 기술하고자 한다.

유리(Glass)

유리 고화체는 규산염 유리, 붕규산염 유리 그리고 인산염 유리 등 다양한 성분을 가지고 있다. 원리상, 핵종이 고르게 분포하기는 하지만, 귀금속 침전물이나 또는 핵종을 다량 함유한 결정질 산화물 침전물이 존재하기도 한다.

현재까지 연구된 바로는 방어용 또는 상업용

방사성 폐기물의 적재량이 일반적으로 10-30% 인 것으로 조사되었다.

인공암석(Synroc)

인공암석은 호주 국립대학과 호주 원자력과학기술위원회에서 개발된 다상의 세라믹으로, Ti 을 근간으로 하는 물질이다. 주요 구성상으로는 지르코놀라이트(zirconolite: $\text{CaZrTi}_2\text{O}_7$), 홀랜드이트(hollandite: $\text{Ba}_{1.2}(\text{Al,Ti})_8\text{O}_{16}$), 페롭스카이트(perovskite: CaTiO_3) 및 티탄산화물(TiO_2) 등이 있다. 그 밖의 상으로는 폐기물류의 성분분배에 따라 파이로클로어(pyrochlore: $\text{A}_{1-m}\text{B}_2\text{O}_6(\text{O,OH,F})_{1-n}\text{H}_2\text{O}$; A=Ca, REE, U, Th, Pu, etc., B=Ti, Nb, Ta, etc.)가 풍부한 경우도 있다. 미량상으로는 귀금속은 물론 티탄산염 및 알루미늄산염 등이 있다. 인공암석의 주요 구성상들은 핵종들을 선별적으로 수용시킬 수 있는 성질을 가지고 있다. 즉 홀랜드이트는 Cs, Rb, Ba 등 분열성 산물을, 지르코놀라이트는 U, Zr, Np, Pu을, 그리고 페롭스카이트는 Sr과 초우라늄(transuranic)¹⁾인 Np와 Pu등을 함유할 수 있다. 인공암석은 폐기물의 특성에 따라, 20wt%이상의 폐기물을 적재하였을때 조차, 내구성에 대한 문제를 야기하지 않을 수도 있다.

1) 원자번호 92인 우라늄보다 원자번호가 큰 원소로, 우라늄이 원자로나 원자폭탄의 폭발로부터 중성자를 흡수하여 생성되는 인공방사성 원소를 칭함

표 3. 유리질 고화체의 성분 (중량%) (Trocellier, 2001).

성분	알칼리 붕규산염 유리 (Alkali borosilicate glass)	인산염유리 (Phosphate glass)	알루미늄규산염 옥시니트라이드 유리 (Aluminosilicate oxynitride glass)
SiO ₂	45-55		55-60
Al ₂ O ₃	0-5		10-20
AlN			10-20
M ₂ O ¹⁾	10-15		
B ₂ O ₃	10-15		
CaO	0-4		
P ₂ O ₅		30-55	
Fe ₂ O ₃ or FeO	0-3	0-10	
Ln ₂ O ₃ ²⁾	0-5		15-20
PbO		40-66	
AnO ₂ ³⁾	0.5-1.5		
Other oxides ⁴⁾	5-15		

1) Li+Na+Rb+Cs oxides

2) Y+rare earth oxides

3) Uranium and thorium oxides

4) Other transition element oxides except Fe, Cs, Ln, U and Th

맞춤형 세라믹(Tailored ceramics)

맞춤형 세라믹은 천연광물과 거의 유사한 결정질 광물조합으로 구성되어 있으며, 방사성 폐기물과 특정 첨가제를 고온고압 하에서 소결시켜 만든 고화체이다. 이것은 'Rockwell International Science Center'에서 개발되었다(Harker, 1988).

규산염 및 산화물을 근간으로 한 세라믹인 "슈퍼칼사인(Supercalcine)"은 펜실바니아 주립대학에서 개발되었다(McCarthy, 1977). 이들 결정질 세라믹 고화체는 다상조합을 이루고 있다는 점에서 원리상 인공암석과 유사하지만, 보다 다양한 종류의 "높은 완성도를 보이는 광물과 같은 결정질 상"이란 점에서 인공암석보다 폭넓은 개념으로 설명될 수 있다. 이러한 개념은 폐기물류의 성분을 변화시켜, 특별한 안정한

결정질 상조합을 형성하기 위한 것이었다.

보다 폭넓은 범위의 상(산화물, 규산염 및 인산염)들이 핵종의 고정화를 위해 고려되고 있다.

악티나이드는 형석, 지르코놀라이트, 파이로클로어, 페롭스카이트, 모나자이트, 인회석 및 저어콘에, Sr은 마그네토프럼바이트 (magnetoplumbite: Pb(Fe,Mn)₁₂O₁₉), 페롭스카이트 및 홀랜드이트에, Cs은 네펠린, 페롭스카이트, 마그네토프럼바이트, 홀랜드이트에, Tc는 환원된 금속합금과 결합될 수 있다. 핵분열성 산물을 포함하고 있는 잔류 유리는 입경계를 따라 분포할 수 있다. 비방사성 상들은 주로 스피넬, 강옥 또는 금속석 등에 포함된다.

예를 들어, Savannah River의 방어용 폐기물에 대한 맞춤형 세라믹 고화체는 마그네토프럼바이트, 스피넬, 네펠린, 우라니나이트 및 강

표 4. 결정질 고화체 (Trocellier, 2001).

산화물	인산염	티탄산염	규산염	기타
Uraninite (UO ₂)	Apatite* (Ca ₁₀ (PO ₄) ₆ X ₂)	Perovskite (CaTiO ₃)	Nepheline (NaAlSiO ₄)	Spinel (M(II)M' (III)O ₄ or M'' (II)(M''' (II)) ₂ O ₃)
Thorianite (ThO ₂)	Britholite (Ca _{10-x} (PO ₄) _{6-y} (SiO ₄) _y X ₂)	Hollandite (BaAl ₂ Ti ₆ O ₁₆)	Zircon (ZrSiO ₄)	Magnetoplumbite M(II)(M' (III)) ₁₂ O ₁₉
Zirconia (ZrO ₂)	Monazite LnPO ₄	Zirconolite (CaZr ₂ TiO ₇)	Coffinite (USiO ₄)	CZ (CaZrO ₃)
Titania (TiO ₂)	Xenotime (YPO ₄)	Sphene (CaSiTiO ₅)	Thorite/Huttonite (ThSiO ₄)	BZ (BaZrO ₃)
Hafnia (HfO ₂)	TPD (Th ₄ (PO ₄) ₄ P ₂ O ₇)	Brannerite (UTi ₂ O ₆)	Hafnon (HfSiO ₄)	Mullite (Al ₆ Si ₂ O ₁₃)
Cerianite (CeO ₂)	VLA (Pb ₁₀ (VO ₄) ₆ X ₂)	Pyrochlore (Ln ₂ Ti ₂ O ₇)	Cerite (CeSiO ₄)	Scheelite (SrMoO ₄)
Alumina (Al ₂ O ₃)	NZP (NaZr ₂ (PO ₄) ₃)	Crichtonite (Sr(Ti,Fe) ₂₁ O ₁₆)	Pollucite (CsAl ₂ SiO ₆)	Garnet (Ln ₃ Al ₅ O ₁₂)
Silica (SiO ₂)	TP (MTh ₂ (PO ₄) ₃)	Pseudobrookite (Fe ₂ TiO ₃)		
Ytria (Y ₂ O ₃)	Brabantite (CaTh(PO ₄) ₂)	Freudenbergite (Na ₂ (Al,Fe,Ti) ₂ Ti ₆ O ₁₆)		
		Calzirtite (CaZr ₅ Ti ₂ O ₃₈)		
		Betafite (CaUTi ₂ O ₇)		
		ST (SrTiO ₃)		

약어: TPD: Thorium phosphate diphosphate, VLA: Vanadium lead apatite, NZP: Na, Zr phosphate, TP: Thorium phosphate, ST: Sr titanate, CZ: Ca zirconate, BZ: Ba zirconate
 X=OH, F, Cl, X₂ may be replaced by O in britholite.
 Ln=rare earth element
 M=Mg, M' =Al, M'' =Ni, M''' =Fe.

옥 등으로 구성되었으며, 고준위 Barnwell 폐기물에 대해 적용된 맞춤형 세라믹 고화체는 파이로클로어, 페롭스카이트, 모나자이트, 형석 및 Ru 합금으로 구성되었다.

일반적으로 규산염 상조합들은 물이 존재할 때, 티탄산염 상조합보다 덜 안정적이다. 폐기

물의 적재량은 인공암석의 경우와 유사하지만, 인공암석의 비중(4.35g/cc)이 일반적인 맞춤형 세라믹(4.05g/cc)보다 약간 더 무겁다는 사실로 미루어 인공암석이 약간 더 많은 폐기물을 함유할 수 있음을 지시하고 있다.

TiO₂ 세라믹

TiO₂-세라믹 고화체는 독일 칼스루에 핵연구소(Kernforschungszentrum Karlsruhe)에서 개발되었고(Adehelm et al., 1988), 금홍석 기질 내에 폐기물을 가두어 놓은 것이다. 모사된 폐기물 산화물의 적재량은 12wt.% 이상으로, 이는 실험실 규모에서 얻어진 자료이다. 최종 산물은 규산염 유리와 비교 시, TiO₂의 낮은 용해도 때문에 낮은 용출속도를 가지고 있다.

유리 세라믹(Glass Ceramics)

유리 세라믹은 베를린의 'Hahn-Meitner' 연구소와 캐나다의 'Whiteshell Nuclear Research Establishment'에서 개발되어 왔다(Hayward, 1988). "Canadian" 유리 세라믹은 알루미늄 규산염(aluminosilicate) 유리로 구성된 기질 부 내에 스핀결정이 산재되어 있다. 스핀의 구조는 다양한 종류의 핵종을 수용할 수 있다. Sr 등과 같은 분열성 산물과 더불어 악티나이드 원소들은 Ca를 치환할 수 있다. 그러나 Cs 등과 같은 이온 반경이 큰 양이온은 스핀 구조로 결합되지 못하며 유리질 상에 남게 된다. 스핀이 결정화된 후 남아있는 알루미늄규산염 유리 매트릭스는 비교적 내구성이 크며, 유리보다도 낮은 온도에서 생성될 수 있다. 용출속도는 동일한 조건에서 붕규산염 유리보다 더 낮다. 캐나다의 처분장(granitic)에서, 페롭스카이트 대신 스핀이 열역학적으로 더 안정한 상이다. 최적 폐기물 적재량은 대략 15wt%이다. 많은 기타 유리 세라믹 성분이 연구되기는 하였으나 자세히 연구된 것은 아니다.

그 중 연구된 것으로 (1) 셀시안(celsian) 유리 세라믹은 셀시안(BaAl₂Si₂O₈), 페롭스카이트, 투휘석 또는 유크립타이트(eucryptite: LiAlSi₂O₆) 등으로 구성되며, (2) 후레스노아

이트(fresnoite: Ba₂TiSi₂O₈) 유리 세라믹은 후레스노아이트, 프리데라이트(priderite: (K,Ba)(Ti,Fe)₈O₁₆), 파이로클로어 및 회중석 등으로 구성되며, (3) 현무암 유리 세라믹은 휘석과 트레보라이트(trevorite: NiFe₂O₄)로 (4) 고철 현무암(iron-enriched basalt) 유리 세라믹은 스피넬, 사장석, 휘석, 플루오르인회석(fluorapatite: Ca₅(PO₄)₃F) 및 저어콘으로 구성된다. 기타 유리 세라믹 성분은 붕규산염 유리의 용출 내구성을 개량하려는 목적에서 주로 연구되어 왔다. 유리 세라믹의 가장 중요한 특성은 공정 기술이 붕규산염 유리과 거의 유사하지만 최종적인 열처리가 필요하며 사용된 특정 유리 세라믹에 따라 화학적 내구성이 증가한다는 점에서 차이를 보인다.

모나자이트(Monazite)

모나자이트는 'Oak Ridge National Laboratory'에서 개발되었으며 단일상이라는 점이 특징이다(Boatner and Sales, 1988). 모나자이트는 거의 모든 란탄계열의 원소를 함유할 수 있는 물질이다. 란탄 성분과 온도에 의존하여 적어도 3가지의 구조가 가능하다. 저온형인 육방정계 상들은 La~Dy인 경우 형성된다. 그러나 육방정계 상은 준안정하여, 일단 단사정계 모나자이트 구조로 변형되면 형성되지 않는다. 비교적 무거운 란탄계열의 원소들(Er~Y)은 고온성 정방정계 구조를 가지고 있으며, 저어콘과 동구조형이다. 악티나이드는 란탄 자리를 점한다.

Sr과 Ba 등과 같은 중요한 2가의 분열산물은 4가의 악티나이드에 대한 전하 균형을 맞추기 위하여 모나자이트 구조의 한 성분으로 점유되기도 한다. 많은 기타 세라믹 고화체와 마찬가지로, 붕규산염 유리의 것과 비교할 만큼의 화학적 내구성에서의 중요한 개선(선택된 원소들에 대한 20배 정도의 용출속도)이 있었다. 다른

고화체의 상들과는 대조적으로 란탄을 함유하고 있는 모나자이트형 고화체의 용해도는 온도와 반비례한다. 따라서 용액이 존재 시 온도가 증가함에 따라 화학적 내구성이 증가될 것으로 기대된다.

이들 성분은 2000℃ 이상의 용융점을 가진 높은 열적 안정성을 가지고 있다. 모사된 미국의 방어용 폐기물에 대한 일반적인 적재량은 20wt%이다(모나자이트 고화체의 비중은 4.0-5.0g/cc이다).

시멘트 고화체(Cementitious waste form)

시멘트 고화체는 주로 저준위 폐기물에 대하여 적용된다(Jiang et al., 1993). 콘크리트가 저준위 폐기물에 대하여 사용되기는 하지만, 'FUETAP(Formed Under Elevated Temperature and Pressure)' 콘크리트가 'Oak Ridge National Laboratory' 와 펜실바니아 주립대학에서 개발되었다(McDaniel and Delzer, 1988). 이것은 고준위 폐기물자체가 가지고 있는 열(외래의 열과 마찬가지로)을 사용하여 양생을 가속화시켜 수분의 98%가 수분을 제거된 단단하고 치밀한 물질이다.

'FUETAP' 에 대한 특정상들의 동정 및 특성 그리고 핵종의 거동에 대한 연구결과는 아직까지 전무한 실정이다. 일반적인 폐기물 적재량은 15-25wt%이다(비중은 대략 2g/cm³). 용출속도는 붕규산염 유리와 비슷하다.

사용후 연료(Spent fuel)

사용후 연료는 재처리 프로그램을 지연 및 소멸하고자 하였던 70년대 초에 유망한 고화체로써 처음 고려되었다. 계속적인 우라늄가격 하락과 낮게 예측된 원자력 발전량 때문에 사용후 연료를 폐기할 가능성이 증대되었다.

연료는 UO₂의 펠렛을 Zircaloy-2 또는 -4 재질의 관에 삽입하여 양단을 밀봉한 것으로 수십개~수백개를 다발로 하여 연료 집합체로 성형한 것이다. 각각의 펠렛의 비중은 이론상 비중의 95%에 달하는 것으로 일반적으로 2-4μm인 균질한 입도를 갖는 순수한 UO₂이다.

조사된 연료는 화학적으로나 구조적으로 비조사된 연료와는 상당히 다르다. 일부 분열성 산물과 마찬가지로 악티나이드와 란탄계열의 원소들은 UO₂와 고용체를 이루며, 어떤 경우에는 새로운 상이 생성되기도 한다.

Cs과 I가 반응하여 CsI를 형성하며, 일부 Cs은 'cesium uranates' 또는 'cesium molybdates'를 형성한다. 조사되는 동안 상승된 온도(1700℃까지)는 입자들이 성장되는 것을 촉진시켜, 결과적으로 UO₂ 구조와 공존할 수 없는 분열성 산물로 분리된다. 균열 및 공동이 형성되는 것이 일반적이며, 휘발성 성분(Xe, Kr, Cs and I)이 축적될 수 있다. 귀금속 포유물(10μm까지) 또한 찾아진다. 사용후 연료가 고화체로써 상당히 복잡한 문제를 가지고 있기는 하지만, 처분장에서 직접 처분한다면, 재처리 가능성을 배제시킬 수 있다.

조사이력(irradiation history)과 처분장의 조건에 따라 화학적 내구성이 평가된다. 환원환경 하에서, UO₂는 매우 불용성이지만, 미약한 산화조건인 경우에는 기질부가 침식되어 산화용출이 진행된다.

산화환원 조건은 사용후 연료와 접촉하는 용액의 α- 및 γ-붕괴에 의해 영향을 받는다. 넓은 건조한 저장소(예를 들어 유카산맥)에서, 부피 증가 및 피복부의 파괴에 의한 U₃O₈의 산화작용이 관심사이다. 만일 상승된 온도에서 공기가 폐기물 더미로 밀려 들어온다면, 결과적으로 수분이 침투할 것이며, 따라서 사용후 연료는 비교적 빠르게 핵종이 용출되는 결과를 낳게 될 수도 있다.

신 세라믹 고화체 ("Novel" ceramic waste forms)

신 세라믹 고화체는 일부 부가적인 특별한 상들을 고려한 것이다. 대부분의 이러한 연구는 펜실바니아 주립 대학에서 수행되어 왔다 (Ewing, 1988). 실레로써, 소듐 지르코늄 인산염 ($\text{NaZr}_2(\text{PO}_4)_3$: NZP)을 들 수 있다. 이것의 결정구조는 다양한 종류의 핵종이 점유될 수 있는 3개의 특정 원자 자리를 가지고 있는 개방형 3차원적인 망상구조를 하고 있다.

폐기물의 적재량을 20wt% 정도하였을 때, 부가적으로 모나자이트가 형성된다. Cs를 첨가 시, 치밀하게 성형·혼합된 소위 CsZP가 만들어진다. 이것의 장점은 저온에서 견고하게 성형이 가능하다는 점이다.

유사한 고화체 세라믹으로는 저온성 수산기를 함유한 세라믹이다. 이것은 저온에서 대부분의 경우 형성되는 수화된 판상의 규산염 광물(점토)과 망상 규산염(제올라이트) 광물로 구성된다. 역사적으로 점토는 방사성 폐기물의 고정화를 위하여 최초로 제시되었던 물질 중 하나이다 (Hatch, 1953). 이들 저온성 고화체의 주된 장점은 대부분의 저장소 환경인 지표 근처에서 열역학적으로 안정하다는 점이다.

다중 방벽 고화체 (Multi-barrier waste form)

다중방벽 고화체는 전술하였던 고화체와 일부 특별한 공정기술이 복합된 독특한 산물이다. 다중 방벽 고화체는 일련의 유리 또는 세라믹 방벽으로 구성된다.

이것은 Roy(1979)에 의해 제안된 "러시아 인형"의 개념이다. 상들은 보다 내구성이 강한 다른 상 속에 갇혀 있거나 또는 입자들이 다른 상에 의해 피복되어 있다. 피복은 화학적 내구

성, 기계적인 강도 또는 열적 강도를 향상시키는데 적용된다.

피복 물질은 통상적인 세라믹(Al_2O_3 , TiO_2 또는 SiO_2), 탄소산물(PyC, Cr_7C_3 또는 SiC), 유리(붕규산염 또는 알루미늄규산염) 또는 금속(Ni, Si 또는 Fe)이다. 이것은 층이 깨진다던지 또는 굽어짐이 없이 피복재를 적절히 접촉시키는 고도의 기술을 요하는 고화체이다.

고화체에 대한 용출실험

폐기물 저장소에서의 물의 존재는 고화체의 기능저하의 원인이다. 왜냐하면 물과 고화체와의 접촉에 기인된 용출은 곧 핵종의 방출과 생태계로의 이동을 의미하기 때문이다. 따라서, 용출의 정도는 고화체의 화학적 내구성과 밀접한 관계를 가진다.

용출속도의 측정을 위하여 가장 일반적으로 사용되는 것은 미국 'PNNL'의 'MCC(Material Characterization Center)'와 'IAEA(International Atomic Energy Agency)'에서 개발된 방법이다. 초기에는 이들 방법이 비정질 고화체의 연구에 적용되었으나 이후 결정질 고화체에 대한 연구에서도 적용되었다.

정적 테스트 (Static Test)

MCC-1 테스트

일정한 규격에 의해 만들어진 시편을 이온화물, 염수 또는 규산수와 더불어 용기에 넣는다. 용출액(반응용액)의 부피에 대한 시편의 표면적비(S/V)는 5~100/m(일반적으로는 10/m) 정도로 한다. 시편은 직경과 높이가 각각 1cm와 1mm인 디스크형으로, 이 때의 용출액의 부피는 18mL이다. 용출은 다양한 분위기(공기, 아르곤 등)에서 90°C(70 및 150°C도 허용)로 3, 7,

14, 28, 56, 91일 동안 수행하며, 또한 pH의 값을 2.1~12.9로 다양하게 변화시킬 수도 있다. 이 방법은 유리 및 세라믹 고화체의 화학적 내구성을 측정하는데 사용된다.

MCC-2 테스트

MCC-1 테스트와 동일한 조건에서 수행하지만, 보다 높은 온도(150~200℃)에서 수행한다. 이것은 세라믹 고화체의 내구성을 측정하는데 적용된다.

MCC-3 테스트

조사된 핵연료는 물론 유리 및 세라믹 고화체로부터 유래된 원소들의 용출에 대한 연구에 적용되는 방법이다. 시료를 완전히 분쇄하여 $45\mu\text{m}$ 및 $75\sim 100\mu\text{m}$인 두 가지 입도의 것을 준비한다. 용출액(일반적으로는 이온수)은 10mL 또는 20mL로 한다. 시료는 0.1~1g이다. 이것의 S/V=300~20000/m이다. 90℃에서 7, 15 및 28일간 용출액을 교체하면서 수행한다. 원소의 농도를 ICP-MS로 분석한다. 유사한 방법으로 사용후 연료로부터 원소의 용출속도를 연구하는데 사용된 바 있다.

MCC-5 테스트

Soxhlet 장치를 사용하는 방법이다. 이는 100℃에서 3일 동안 이온수로 용출실험을 수행한다. S/V=100/m, 세라믹 시료의 비표면적은 약 $0.03\text{m}^2/\text{g}$ 그리고 0.1mm이하인 입도를 갖는 시료가 필요하며 용출액은 ICP-MS로 분석한다. MCC 테스트와는 별도로, 기타 다른 화학적 내구성 연구를 위한 테스트가 제안되어 왔다. 그러한 테스트 중 두 가지의 방법으로 수행되는 PCT (Product Consistency Test)가 있다.

한 가지 방법은 90℃에서 S/V=2000/m인 분말 시료를 이온수에 넣어 7일간 용출하는 것이다. 이것은 미국에서 수행해오던 것으로, 스텐레스강 재질의 용기를 사용하여 유리 및 세라믹 방어용 고화체의 화학적 내구성을 평가하기 위한 방법이었다. 또 다른 방법은 80~150 μm (100~200 mesh)인 입도를 가진 분말 시료를 사용하는 것으로, S/V=10000~20000/m인 비로, 100~800일 동안 이온수로 가득 찬 스텐레스 강재질의 반응기에서 수행한다. 특히 이러한 높은 S/V 비는 용출성분의 농도가 높고, 반응에 따른 이차적인 생성물의 형성을 가속시킨다. 또한 고화체와 용액의 반응에서 발생하는 기구를 이해하는 것은 물론 매트릭스로부터 유래된 Pu와 Gd의 장기적인 동향을 예측하는데 사용된다. 이 테스트를 응용한 방법으로, 입도가 125~250 μm 인 분말을 S/V=100, 1000 및 10000/m인 비로 90℃에서 3, 14, 28, 60 또는 110일 동안 용출시키기도 한다.

이 테스트의 특징은 500~2000g/l의 boom clay가 생성된다는 점이다. 기상 수화 테스트(vapor hydration test: VHT)는 유카산 맥에서의 처분계획을 위해 특별히 개발되었다. 70~260℃인 온도에서 모노리스(monolith) 시료로부터 각 기간 동안의 다양한 원소의 용출 정보를 제공받았다.

그 방법은 새로 형성된 광물들 사이의 Pu와 Gd의 분포 및 시료 표면에서 형성된 이차적인 상을 연구하는데 사용되었다.

높은 온도(300~700℃)와 압력(500atm까지)을 가할 수 있는 반응용기 내의 용출법은 자주 사용되는 것은 아니지만 주로 세라믹 고화체에 대하여 적용된다. 러시아의 표준 용출테스트는 증류수(이온수), 모사된 해수 또는 처분장 주위의 지하수와 고상의 폐기물을 접촉시켜, 1, 3, 7, 14, 21, 28일 그리고 필요에 따라 매달 물을 교체하면서 수행하여 용출정보를 얻는 방

법으로, 25℃ 또는 90℃인 온도에서 수행한다. 그러나 필요에 따라 40℃ 및 70℃도 사용된다.

용출액은 매트릭스의 원소(붕규산염 유리에서는 Na, Ca, Si, B, 그리고 알루미늄인산염 유리 및 기타 유리에서는 Na, Al, P)와 주요 핵종(Cs, Sr, Pu) 등을 분석한다. 고화체와 그것의 활성도를 감안하여, 표면적을 $10^{-3} \sim 10^{-2} \text{m}^2$, 그리고 $S/V=0.33 \sim 0.1$ 로 설정한다. 시료는 규격화된(실린더 형, 입방체 또는 직사각형) 모양의 표면이 연마되지 않은 모노리스 시료를 사용한다.

동적 테스트 (Dynamic Test)

본 테스트는 'MCC-4' 테스트와 'SPFT(Single-Pass Flow-Through)' 테스트로 구성된다. MCC-4 테스트는 0.1~10mL/h(10~40mL/day)인 낮은 유속으로 용출공정을 수행하는 방법이다. 38~64μm인 입도를 가진 분말 시료를 사용하며, $S/V=10/\text{m}$, 그리고 수십일 동안 수행된다. 용출수는 시료를 단 한번 지나갈 뿐이다.

개량된 MCC-4 테스트에서는 원소의 농도는 하루분의 용액으로 결정된다. SPFT 테스트에 있어 용출액은 2, 5 또는 10mL/day인 속도로 모노리스 또는 파쇄된 시료를 통과한다. 용출액은 pH값을 조절할 수 있는 완충액을 포함하고 있다. 용출액을 담은 반응용기는 25~90℃로 일정하게 유지할 수 있는 로에 장착하여, 고체상과 용액 사이의 반응을 연구한다.

시료의 침식속도를 측정하기 위하여 유속을 다소 빠르게 함으로써, 침식속도가 유속에 영향을 받지 않도록 한다. 본 테스트에는 두 가지 타입이 있다.

한 가지 타입은 시료를 컬럼(column)에 장착한 후, 불포화수를 첨가하여 가압하면 이온수 또는 다양한 용액이 컬럼을 통해 지나간다. 본 테스트의 주요 목적은 불포화수의 흐름과의 반응에서 유리질 또는 세라믹 고화체의 용출속도

의 측정 또는 용기의 재질과 불포화수와와의 반응 정도를 측정하는 것이다. 고화체의 유체에 대한 특성 또한 본 방법으로 측정한다.

본 방법의 또 다른 타입은 물방울(droplet) 테스트로, 시편 위에 처분장 주위의 압력과 평형을 이루는 모사된 염수를 떨어뜨린다. 유카산맥의 지하실험실에서는 응회암을 뚫은 J-13 시추공으로부터 유래된 지하수를 사용하였다. 온도는 통상 90℃이며, 염수의 유속은 0.025mL/day였다. 본 테스트의 목적은 낮은 유속에서의 매질의 용출속도를 측정하는 것이다.

상술한 정적 및 동적 테스트의 목적은 매질의 용출속도를 측정하는 것이다. 용출속도는 다음과 같이 계산된다.

$$NL_i = (C_i - C_0) / [f_i \times (S/V)]$$

여기서 $(C_i - C_0)$ 는 테스트 전후의 용액 내의 원소의 함량차이며, f_i 는 매트릭스 내의 원소의 중량비이다(시료의 중량을 1로 가정하였음). S 는 표면적(m^2)이며, V 는 용액의 부피(m^3)이다. MCC와 PCT 테스트에서는 정규화된 손실분(normalized loss)을 측정할 때, 용액 내의 원소의 농도와 질산처리시 반응기벽으로부터 세척된 원소의 양을 고려한다. 정적인 테스트에서, 용출속도는 중량 손실량을 용출시간으로 나눔으로써 계산된다.

용출액을 교체하는 동적 테스트에서는 정규화된 중량손실은 유체속도, 용출액 내의 원소의 농도 그리고 분석을 위해 시료를 채취하는 동안의 시간에 대한 자료로부터 계산된다.

표5는 이러한 다양한 방법에 의해 얻어진 비정질, 결정질 및 유리 세라믹 고화체의 용출속도에 대한 실험자료를 종합한 것이다. 또한 부가적으로 최대 폐기물 적재량과 각 고화체의 적용 가능한 핵종을 제시하였다.

표 5. 고화체의 용출속도

고 화 체	폐기물 적재량 (중량%)	적용가능한 핵종	용출실험 조건	용 출 속 도
Alkali-borosilicate glass	≤15	Cs, Sr, Ln, An, metals	90℃, static, monolith	$1 \times 10^{-3} \sim 3 \times 10^{-3}$ (bulk)
Phosphate glass	6-16	Cs, Sr, Ln, An, metals	90℃, static, monolith	$1 \times 10^{-4} \sim 1 \times 10^{-3}$ (Pb, Fe, P)
Aluminosilicate oxy-nitride glass	10-20	Ln, An	90℃, static, monolith, pH=5.5	$7 \times 10^{-6} \sim 8 \times 10^{-5}$ (bulk)
SYNROC		Cs, Sr, Ln, An, metals	90℃, static, monolith	$1 \times 10^{-3} \sim 1 \times 10^{-4}$ (Tc, An)
Alumina		Metals	250℃	$1 \times 10^{-3} \sim 3 \times 10^{-3}$
Zirconia			150℃, deionized water	$1 \times 10^{-9} \sim 1 \times 10^{-8}$
Thorianite		Ln, An	25℃, pH=7, deionized water	7.7×10^{-10}
Uraninite		Cs, Sr, Ln, An, metals	25℃, ox. 25℃, red.	$1.9 \sim 9.6 \times 10^{-4}$ $9.3 \times 10^{-8} \sim 7 \times 10^{-10}$
Fluorapatite	10	Ln, An	25℃, pH=4	1.1 / 100 (bulk)
Monazite	≤20	Ln, An	95℃, soxhlet	$2.7 \times 10^{-4} \sim 3.2 \times 10^{-2}$ (bulk)
NZP	≤20	Cs, Sr, Ln, An	100℃, soxhlet, powder	$1 \times 10^{-6} \sim 1 \times 10^{-5}$ (bulk)
TPD		Ln, An	90℃, pH=7	3×10^{-6} (Cm, Am)
Nepheline		Cs	25℃, pH=7	0.5 (bulk)
Zircon	8-10	Ln, An		$3 \times 10^{-4} / 0.018$ (Si)
Sphene		Ln, An	90℃, deionized water	$9 \times 10^{-3} \sim 1 \times 10^{-1}$ (bulk)
Perovskite		Cs, Sr, Ln, An	100℃	0.2 (Ca)
Hollandite	10	Cs, Sr	$9 \leq \text{pH} \leq 11$, 90℃	0.6~2.5 (Cs)
Zirconolite	10-20	Ln, An	90℃, powder	$2 \times 10^{-7} \sim 7 \times 10^{-5}$ (Ca)
Pyrochlore		Ln, An	75℃, $6 \leq \text{pH} \leq 8$ 90℃, stat. monolit. 90℃, pH=7	$2 \times 10^{-6} \sim 6 \times 10^{-5}$ (x 10 to 30)/ $8 \times 10^{-6} \sim 3 \times 10^{-5}$ / 2.7×10^{-5} (Pu)
Brannerite		Ln, An	75℃, $6 \leq \text{pH} \leq 8$	$1 \times 10^{-5} \sim 1 \times 10^{-4}$ (x 10 to 30)(U)
Sphene glass		Cs, sr, Ln, An	100℃, brine	1.3×10^{-4} (bulk)
Hollandite glass	10	Cs	90℃, $9 \leq \text{pH} \leq 11$,	0.002~0.01 (Cs)
Zirconolite glass		Ln	90℃, deionized water	$1 \times 10^{-7} \sim 6 \times 10^{-5}$ (Ce)



참고문헌

- Adehelm, C., Bauer, C., Gahlert, S. and Ondracek, G., 1988, TiO₂-a ceramic matrix. In: Radioactive Waste Forms for the Future, Lutze, W. and Ewing, R.C. (Eds.). pp. 393-426.
- Boatner, L.A. and Sales, B.C., 1988, Monazite. Radioactive Waste Forms for the Future, Lutze, W. and Ewing, R.C. (Eds.). pp. 495-464.
- Ewing, R.C., 1988, Novel waste forms. In: Radioactive Waste Forms for the Future, Lutze, W. and Ewing, R.C. (Eds.). pp. 589-634.
- Ewing, R.C., Weber, W.J. and Clinard Jr., W., 1995, Radiation effects in nuclear waste forms for high-level radioactive waste, Progress in Nuclear Energy, Vol. 29, No. 2, pp. 63-127.
- Harker, A.B., 1988, Tailored ceramics. In: Radioactive Waste Forms for the Future, Lutze, W. and Ewing, R.C. (Eds.), pp. 335-392.
- Hatch, L.P., 1953, Ultimate disposal of radioactive wastes. Am. Sci. Vol. 44, pp. 410-421.
- Hayward, P.J., 1988, Glass-ceramics. In: Radioactive Waste Forms for the Future, Lutze, W. and Ewing, R.C. (Eds.). pp. 427-494.
- Hench, L.L., Clark, D.E. and Champbell, J., 1984, High level waste immobilization forms. Nucl. Chem. Waste magmt. Vol. 5, pp. 149.
- Jiang, W., 썸, X. and Roy, D.M., 1993, Alkali-activated fly ash-slag cement based nuclear waste forms. In: Scientific Basis for Nuclear Waste mangement XVI. Interrante, C.G. and Pabalan, R.T. (Eds.), materials Research Society Symposium Proceedings, Vol. 294, pp. 255-260.
- Lutze, W. and Ewing, R.C., 1988, Radioactive waste forms for the future. North-Holland, Amsterdam.
- McCarthy, G.J., 1977, High-level waste ceramics: material considerations, process simulation, and product characterization. Nucl. Technol. Vol. 32, pp. 92-105.
- McDaniel, E.W. and Delzer, D.B., 1988, FUETAP concrete. In: Radioactive Waste Forms for the Future, Lutze, W. and Ewing, R.C. (Eds.). pp. 565-588.
- Oversby, V.M., Van Konynenburg, R.A., Glassley, W.E. and Curtis, P.G., 1994, Immobilization in ceramic waste forms of the residues from treatment of mixed wastes. In: Scientific Basis for Nuclear Waste mangement XVII. Materials Reaseach Society Symposium Proceedings, Vol. 333, pp. 285-292.
- Reimann, G.A. and Kong, P.C., 1994, Iron-enriched basalt waste form improved with TiO₂ and ZrO₂. In: Actinide Processing Methods and materials. Proceedings of an nternational Symposium of the 123rd Annual Meeting of the Minerals, Metals, and materials Society.

Mishra, B. and Averill, W.A. (Eds.), pp. 275-288.
 Ringwood A.E., Kesson, S.E., Reeve, K.D., Levins, D.M. and Ramm, E.J., 1988, Synroc. In: Radioactive Waste Forms for the future, Lutz, W. and Ewing, R.C. (Eds.), pp. 233-334.
 Ringwood, A.E., 1985, Disposal of high-level nuclear wastes: a geological

perspective. Mineral. Mag. Vol. 49, pp. 159-176.
 Roy, R., 1979, Science underlying radioactive waste mangement: status and needs. In: Scientific Basis for Nuclear Waste mangement, Vol. 1, McCarthy, G.J. (Eds.), pp. 1-20.
 Trocellier, P., 2001, Ann. Chim. Sci. Mat., 26, 2, pp. 113-130

산업광물은행 2005년도 홈페이지 <http://imb.kangwon.ac.kr>



산업광물은행
 Institute of Mineral Resources & Technology
 MOST과학기술부 지정 강원대학교 부설
 산업광물은행 | 소재은행소개 | 소재은행양광점 | 자료실 | 광물과산업지 | 후원기관 | 관련정보망 | 방명록
 학과/학회 | 연구소/기관 | 법인/기업체 | 특수소재은행



LOGIN

아이디

비밀번호

[로그인](#) | [회원가입](#)

한국광물
MINERAL OF KOREA

한국광물학회
THE MINERALOGICAL SOCIETY OF KOREA

청정기능성광물공학협의회

- IMB NEWS** → more
- ㉠ 보유소재 5종 추가 new 05/01/31
 - ㉡ 광물소재 2종 추가 new 05/01/25
 - ㉢ 광물소재 추가 05/01/22
 - ㉣ 김형수연구원 교수임용 05/01/19
 - ㉤ Palygorskite 소재 확보 04/11/29
 - ㉥ 호주산 광물소재 추가 04/11/29
 - ㉦ [IMB, 보유소재] 추가 04/11/18

- Meetings & Upcoming Events** → more
- ㉠ 소재채취 및 지질조사예정 05/01/19
 - ㉡ 한국지질자원연구원 방문예정 05/01/19
 - ㉢ 제6회 산업광물심포지움 안내 05/01/05
 - ㉣ IMB, 2004년 총무식 04/12/29
 - ㉤ 소재 채취 및 지질조사 예정 04/12/20
 - ㉥ 연구소재은행 심포지움 개최 04/12/06
- 국내외 학술행사 안내**

「광물과산업」지
 한국광물학회와 산업광물은행이
 공동으로 발행하는
 연구개발 관련
 학술정보지

IMB Symposium

- ▶ 제5회 장식과 그 응용
- ▶ 제4회 알라이트-윤모와 ...
- ▶ 제3회 석회석과 그 응용
- ▶ 제2회 천연 제올라이트...
- ▶ 제1회 벤토나이트와 그 ...

Industrial Mineral Repository Mineralogical Resources & Materials

이 코너는 산업광물은행에서 보유하고 있는
 소재하고, 에 대한 사항을 안내해 드리는 곳입니다.
 산업광물에 대한
 확인 하실 수 있으며,
 대한 도움도 드리고 있습니다.

산업광물해설

광물갤러리

묻고·답하기

자료 검색
SEARCH DATABASE

검색

총량	184292
양종	96
학종	1

운영책임자 관리자