

Characteristics of Solidified Cement of Electrokinetically Decontaminated Soil and Concrete Waste

동전기 제염 토양 및 콘크리트 폐기물의 시멘트 고화 특성

Daeseo Koo^{1,*}, Hyun-Hee Sung^{1,2}, Sang Bum Hong¹, and Bum Kyoung Seo¹

¹*Korea Atomic Energy Research Institute, 989-111 Daedeokdaero, Yuseong-gu, Daejeon, Republic of Korea*

²*University of Science and Technology, 217 Gajungro, Yuseong-gu, Daejeon, Republic of Korea*

구대서^{1,*}, 성현희^{1,2}, 홍상범¹, 서범경¹

¹*한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 989번길 111*

²*과학기술연합대학원대학교, 대전광역시 유성구 가정로 217*

(Received October 16, 2017 / Revised December 4, 2017 / Approved January 10, 2018)

While using an electrokinetic method to analyze the characteristics of cement solidification of radioactive wastes from decontaminated uranium soil and concrete, the compressive strength, pH, electrical conductivity, irradiation effects, and volume expansion were measured for the solidified cement specimens. The workability of cement solidified from radioactive waste was about 170-190%. After the solidified cement was irradiated, the compressive strength decreased by about 15%, but met the criteria (34 kgf·cm⁻²) of KORAD (Korea Radioactive Waste Agent). According to the results of SEM-EDS for solidified cement, the aluminum phase was well combined with cement, while the calcium phase was separated from cement. The volume of solidified cement in radioactive wastes was dependent on the waste-to-cement ratio and the amount of water, and increased by about 30% under the conditions used in this study. Therefore, it was concluded that permanent disposal of electrokinetically decontaminated radioactive wastes is appropriate.

Keywords: Cement solidification, Radioactive waste, Compressive strength, Volume expansion, Waste acceptance criteria

*Corresponding Author.

Daeseo Koo, Korea Atomic Energy Research Institute, E-mail: ndscool@kaeri.re.kr, Tel : +82-42-868-2480

ORCID

Daeseo Koo <http://orcid.org/0000-0002-3439-674X>

Sang Bum Hong <http://orcid.org/0000-0002-4424-7457>

Hyun-Hee Sung <http://orcid.org/0000-0002-8327-0430>

Bum Kyoung Seo <http://orcid.org/0000-0002-1981-7841>

우라늄 토양 및 콘크리트 폐기물의 동전기 제염 후 방사성폐기물의 시멘트 고화특성을 분석하기 위하여, 시멘트 고화 유동성 시험을 수행하고 시멘트 고화 시료를 제작하였다. 시멘트 고화시료에 대하여 압축강도, pH, 전기전도도, 방사선조사 효과 및 부피증가를 분석하였다. 방사성폐기물의 시멘트 고화의 작업 적정도는 175~190% 정도였다. 시멘트 고화시료의 방사선 조사 후 압축강도는 방사선 조사 전 압축강도 보다 약 15% 감소하였으나, 한국원자력환경공단 인수기준 (34 kgf·cm²)을 만족하였다. 동전기 제염 후 방사성폐기물의 시멘트 고화 시료에 대한 SEM-EDS 분석결과, 알루미늄상은 시멘트와 잘 결합한 형상을 나타낸 반면, 칼슘상은 시멘트와 분리된 형상을 나타내었다. 방사성폐기물의 시멘트 고화 부피는 시멘트에 대한 폐기물의 배합과 수분량에 따라 다르게 나타났다. 방사성폐기물의 시멘트 고화 부피(C-2.0-60)는 약 30% 증가였으며 동전기 제염 후 생성된 방사성폐기물의 영구처분은 적절하다고 판단되었다.

중심단어: 시멘트 고화체, 방사성 폐기물, 압축강도, 부피팽창, 인수기준

1. 서론

현재 한국원자력연구원에는 2010년 이후 우라늄변환시설 해체로부터 발생한 약 10,000 드립(200 L 기준) 분량의 우라늄 오염 토양 폐기물을 방사성폐기물 저장고에 보관하고 있다. 원자로 운전 및 원자력 연구시설 해체 과정에 많은 방사성 오염 폐기물이 발생하게 된다. 중·저준위 방사성폐기물을 한국원자력환경공단 경주 처분장에 영구처분 하는 경우 비용이 매우 비싸다. 이를 위하여 동전기 제염 연구를 수행해 왔다. 동전기 제염기술은 토양 내에 직류 전기를 가하여 토양으로부터 오염물질을 추출하는 방법으로써, 투수 계수가 낮은 토양에서 중금속, 방사성원소, 유기물과 같은 다양한 오염물질을 제거할 수 있다. 주요 원리는 전기삼투(electroosmosis), 전기이동(electromigration)과 같은 동전기 현상에 의하여 오염물질이 이동되어 제거되기 때문에 동전기 제염 과정에 잔류 방사성 폐기물이 발생하게 된다[1-2]. 발생한 잔류 방사성 폐기물은 고형화하여 한국원자력환경공단의 인수기준을 만족해야 영구처분이 가능하다. 이를 위해 방사성 폐기물의 고형화 연구를 많이 수행해 왔다[3-9]. 폐기물은 종류 및 형태가 다양하고 특성이 다르기 때문에 형태, 발생량, 핵종, 농도, 물리적 및 화학적 특성을 파악하여 고형화 하는 것이 필요하다. 고형화 방안에는 시멘트, 아스팔트 및 폴리머를 이용한 방법이 있다. 시멘트 고화반응 동안 시멘트와 물의 혼합물의 부피가 감소하고 겔 물질의 건조 혹은 결정화로 인하여 겔 기공이 형성된다. 그 결합에 참여하지 못한 물은 증발하여 모세기공을 발생한다. 이 기공들은 시멘트와

혼합되는 물의 양과 수화반응 정도에 따라 증가한다. 시멘트 고화 방법은 재료와 기술이 잘 알려져 있고, 다양한 형태의 폐기물에 적용가능하고, 비용이 저렴하여 경제성이 뛰어나고, 수증기 처리문제가 발생하지 않을 뿐만 아니라 최종폐기물의 구조적 강도 및 차폐효과가 뛰어난 장점 및 한국원자력환경공단에서 승인하는 기술이기 때문에 부피감용 측면에서 불리함에도 불구하고 폭 넓게 사용되고 있다. 또한 시멘트의 특성은 이미 잘 알려져 있고, 건축 구조물에 시멘트가 수십 년간 사용되어 고화체에 대한 구조적인 특성도 알려져 있다.

본 연구에서는 우라늄 토양 및 콘크리트 폐기물의 동전기 제염 후 방사성폐기물의 시멘트 고화특성을 분석하기 위하여, 시멘트 고화 유동성 시험을 수행하고 시멘트 고화 시료를 제작하였다. 시멘트 고화시료에 대하여 압축강도, 방사선 조사 효과, pH, 전기전도도, 시멘트 고화물성 및 시멘트 고화 부피를 분석하였다.

2. 실험

2.1 실험방법 및 측정

시료준비는 Table 1과 같이 포틀랜드 1종 시멘트 질량 기준하여 물 1.2~2.2 및 폐기물 1.5~2.2 배합비로 질량 약 430~470 g을 모탈믹서(HJ-1150)로 혼합하였으며, 그 반죽을 알루미늄 몰드에 넣어 4주 밀봉상태로 유지하였다. 시멘트 고화과정은 그 반죽이 휴지기간을 경과하고 1시간 정도

동안 초기 응고되고 약 10시간 동안 말기응고 경과한 후, 약 4주 동안 경화하여 시멘트 고화를 완료하였다. 제작한 시멘트 고화체를 시편절단기(micro cutter)를 사용하여 인수시험 시료 크기 (직경 50 mm, 높이 100 mm)로 절단하였다.

2.2 시멘트 고화 유동성

유동성 시험은 시멘트 반죽의 퍼짐 정도를 측정하는 것이며, 시멘트 반죽의 유동성을 나타내며 혼합장치의 기계적 용이성 및 고화체의 균일성과 관련된다. 몰탈 믹서를 사용하여 시멘트와 물 및 방사성 폐기물을 반죽하여 전동식 몰탈 흐름 시험기(HJ-1161)를 사용하고, 시멘트 대비 폐기물비 (1.6, 1.8, 2.0 및 2.2)로 배합하여 시멘트 고화 유동성 실험을 수행하였다. 유동성 시험을 위한 혼합하는 수분의 양은 폐기물 양과 시멘트 양 합 45, 50, 60, 70 및 80% 로 하였다.

2.3 시멘트 고화 압축강도

방사성폐기물 경질 고화체(KS F2405)의 압축강도 시험 목적은 방사성폐기물 고화체가 처분장의 수직하중에 견딜 수 있는지를 평가하는 것이다. 압축기준은 압축강도 제한 값인 34 kgf·cm² 이상의 범위이다. 알루미늄 몰드 (D=50 mm, H=100 mm) 를 사용하여 시멘트 고화체를 제작하고 절단기로 고화체의 직경은 50 mm, 높이는 100 mm 로 절단하였다. 한국원자력환경공단 압축강도 인수기준은 34 kgf·cm² 이다. 한국원자력환경공단의 인수기준의 고화체 시험기준에는 압축강도, 침수시험 및 방사선 조사 시험외에 열순환시험, 침출시험 및 유리수 측정시험이 있다. 열순환시험의 목적은 온도변화(-40~60℃)에 따른 고화체의 열적 내구성을 평가하는 것이다. 8시간을 1주기로 총 30주기 열순환시험을 수행 후, 폐기물 고화체에 대한 압축강도를 측정하여 건전성을 확인한다. 폐기물 고화체의 침출시험 목적은 저 준위 방사성 폐기물 고화체의 방사성 핵종 보존능력 평가하는 것이다. 고화체를 탈염수에 90일 동안, 침출수 교환주기 (2 hr, 7 hr, 1 day, 2 day, 3 day, 4 day, 5 day, 19 day, 47 day, 90 day)로 침출액을 채취하여 침출지수 (기준 침출지수 : 6이상)를 계산하여 고화체에서 방사성 핵종 (Cs, Sr, Co)의 흘러나오는 여부를 확인하고 압축강도 측정하여 그 건전성을 시험하는 것이다. 유리수 시험 목적은 유리수 발생으로 인한 방사성 핵종의 유출

Table 1. Condition of flow test for cement solidification

Specimen	Soil (g)	Cement (g)	Water (g)
C-2.2-60	2.2(109.89)	1(49.956)	1.92(95.904)
C-2.2-70	2.2(100.27)	1(45.584)	2.24(102.09)
C-2.2-80	2.2(92.206)	1(41.917)	2.56(107.30)
C-2.0-60	2.0(106.95)	1(53.481)	1.80(96.253)
C-2.0-70	2.0(97.560)	1(48.786)	2.10(102.44)
C-2.0-80	2.0(89.687)	1(44.849)	2.40(107.62)
C-1.8-60	1.8(103.56)	1(57.541)	1.68(96.657)
C-1.8-70	1.8(94.435)	1(52.471)	1.96(102.83)
C-1.8-80	1.8(86.788)	1(48.221)	2.24(108.00)
C-1.6-45	1.6(116.60)	1(72.890)	1.17(85.270)
C-1.6-50	1.6(110.30)	1(68.970)	1.30(89.640)
C-1.6-60	1.6(99.620)	1(62.270)	1.56(97.130)

가능성을 평가하는 것이다. 고화체를 밀봉하여 1일 및 14일 상온에서 보관 후, 상부표면에 유리수 유무를 조사하고 압축강도를 측정하여 그 건전성을 확인하는 시험이다. 유리수 시험은 실제 폐기물 드럼 크기에서 유리수 <0.5%의 이하를 만족하는지 평가하는 방법이며, 실제 크기로 실험실 시험을 수행하지 못했으며, 보통 시멘트의 경우 경화반응에서 휴지기간을 지나 응고기간까지 약 10시간 정도이기 때문에 24시간이 경과하면 반응에 필요한 물은 대부분 소모됐으리라 판단되며, 실험 결과 28일 양생기간 경과 후, 고화체 상부표면에 유리수 유무를 육안으로 관찰한 결과 유리수는 발생하지 않았으므로, 실제 드럼 크기로 고화체로 제조시에도 유리수는 발생하지 않을 것으로 판단된다. 열순환시험은 시험 시설의 우리나라용허가를 받지 못한 상태여서 시험을 수행하지 못했다. 침출시험은 시멘트 질량 기준하여 유사한 폐기물 질량 배합비로 실험을 수행했기 때문에[3] 본 실험에서는 수행하지 않았다. Fig. 1과 같은 디지털 이동식 압축재료 시험기 (HCT-DC50)로 압축강도를 측정하였다.

2.4 시멘트 고화 방사선 조사시험

제작한 시멘트 고화체를 시료절단기를 사용하여 직경 50 mm 및 높이 100 mm로 절단하였다. 두께 2.8 mm인 스테인레스

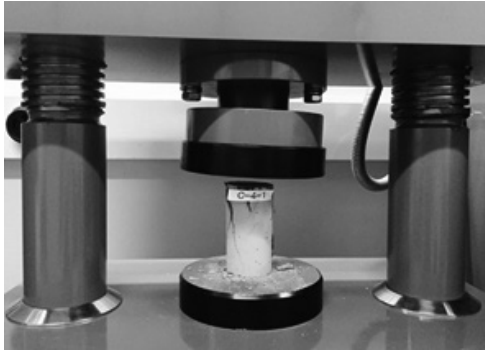


Fig. 1. Measurement of compressive strength of cement solidification.

Table 2. Result of flow test for cement solidification (C-1.6)

Turn	C-1.6-45	C-1.6-50	C-1.6-60
1	166%	182%	240%
2	168%	184%	217%
3	164%	185%	216%
4	162%	181%	219%
Average	165.0%	183.0%	223.0%

Table 3. Result of flow test for cement solidification (C-1.8)

Turn	C-1.8-60	C-1.8-70	C-1.8-80
1	183%	209%	220%
2	185%	212%	219%
3	190%	207%	225%
4	188%	200%	226%
Average	186.5%	207.0%	222.5%

Table 4. Result of flow test for cement solidification (C-2.0)

Turn	C-2.0-60	C-2.0-70	C-2.0-80
1	170%	200%	210%
2	175%	200%	225%
3	180%	210%	220%
4	174%	204%	213%
Average	174.8%	203.5%	217.0%

Table 5. Compressive strength of cement solidification

Specimen	Compressive strength (kgf·cm ²)		
	C-2.0-60	C-2.0-70	C-2.0-80
C-2.0	124.49	86.23	64.90
C-1.8	127.55	99.49	82.86
C-1.6	174.90	169.18	131.94

스틸 용기 (내경 50 mm, 높이 136 mm)에 시멘트 고화시료를 저장하여 다음과 같은 조사시험 조건으로 방사선 조사 시험을 수행하였다. 방사선 조사 선원은 (⁶⁰Co, 에너지 스펙트럼: 1.17 MeV, 1.33 MeV (평균에너지 1.25 MeV))과 시멘트 고화체(시료 무게 271 g)간의 거리 22 cm에서 방사선 조사하였다. 조사 총 선량은 10 MGy이고 조사 선량율은 12.7 kGy/hr 이고 조사시간은 787.5시간 였으며, 선량계(Alanine dosimeter) 사용하여 방사선 조사 시험을 수행하였다.

2.5 시멘트 고화 침수시험

침수시험은 시멘트 금속수산화물 고화체의 침수 교환시간 (1, 3, 7, 14, 37 및 90일)에 따른 pH 및 전기전도도를 측정하였다. 침수 90일 후 시멘트 방사성폐기물 고화체의 압축강도를 측정하였다. 시멘트 고화체의 물에 대한 내구성을 평가하기 위한 침수시험은 원통형 유리용기에 탈염수를 넣고, 그 용기 안에 시멘트 고화시료 넣어 90일 동안 완전히 침수하여 시험을 진행하였다. 침수특정시간 (1, 3, 7, 14, 37 및 90일) 마다 침수액을 채취하여 전기 전도도와 pH를 각각 측정하였다.

3. 결과 및 토의

3.1 시멘트 고화 유동성

Table 2~4은 2차 방사성폐기물 시멘트 고화 (C-1.6, C-1.8, C-2.0) 유동성 실험 결과를 나타낸 것이다. 시멘트

Table 6. Compressive strength of cement solidification (After immersion for 90 days)

Specimen	Compressive strength (kgf·cm ²)	Standard compressive strength (kgf·cm ²)
C-1.5 (Before immersion for 90 days)	165.51	34
C-1.5 (After immersion for 90 days)	96.63	34
C-2.0(Before immersion for 90 days)	131.55	34
C-2.0 (After immersion for 90 days)	115.1	34
C-2.0 (After irradiation and immersion for 90 days)	111.22	34

대비 폐기물비 C-2.2의 시멘트 고화는 제대로 되지 않았으며 유동성 실험을 수행할 수 없어서 제외하였다. 따라서 시멘트 대비 폐기물비 C-2.2 결과는 제외하였다. 작업도 시험 (Workability test)은 시멘트 반죽의 퍼짐 정도를 측정하여 시멘트 혼합물의 유동성(Fluidity)을 시험하는 항목으로 적절한 유동성이 있어야 시멘트 고화체를 제작할 수 있다. 시멘트 혼합물의 작업도는 첨가하는 물의 양에 가장 큰 영향을 받기 때문에 물/시멘트 비율(W/C)이 주요인자로 작용한다. 시멘트 고화체 제작시 요구되는 최소한의 수분을 넘어서면 혼합이 용이하고 균일한 고화체가 생성되지만 시멘트 경화 반응에 참여하고 남은 유리수가 생성되며, 압축강도가 떨어지는 문제점이 있으므로, 시멘트 고화시 수분의 양을 조절하기 위해 작업도 시험이 필요하다. 따라서 시멘트 대비 폐기물비 (1.6, 1.8, 2.0 및 2.2)를 우선적으로 고정하여 각 배합비에 필요한 수분의 양을 조절하였다. 일반적으로 시멘트는 양생시 45%의 물이 필요하다고 알려져 있다. 하지만 폐기물의 수분 흡수 정도는 알 수 없으므로, 물의 양은 폐기물과 시멘트 양의 합의 45, 50, 60, 70 및 80%로 하여 경화 후 압축강도, 부피증가율과 같은 특성 결과에 따른 적절한 작업도 기준을 선정하였다.

작업도 시험(Workability test)은 시멘트 반죽의 퍼짐 정도를 측정하여 시멘트 혼합물의 유동성(Fluidity)을 시험하는 것이며, 적절한 유동성이 있어야 시멘트 고화체를 제작할 수 있다. 작업도가 175% 이하인 경우 수분이 적어 유동성이 떨어지므로, 고화체 제작이 어렵고, 반대로 수분함량이 많을수록 Table 5의 결과에서 압축강도가 떨어진다. 따라서 본 실험 결과 압축강도 및 유동성을 유지할 수 있는 작업도는 175~190% 정도로 판단되었다.

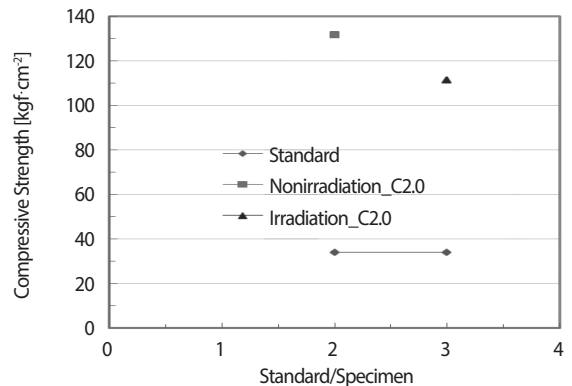


Fig. 2. Compressive strength of irradiated cement solidification.

3.2 시멘트 고화 압축강도

Table 5는 2차 시멘트 질량 기준하여 폐기물 배합비 (C-1.6, C-1.8, C-2.0)의 압축강도를 나타낸 것이다. 수분함량이 적은 시료 (C-1.6-45, C-1.8-60, C-2.0-60)의 압축 강도는 대체로 크게 나타났다. 모든 시료 (C-1.6, C-1.8, C-2.0)는 수분함량이 클수록 압축강도는 감소하는 경향을 나타내었다. 90일 침수시험 후 압축강도 값은 Table 6에 나타내었으며, 90일 침수시험 후 압축강도는 한국원자력환경공단의 인수기준을 만족하였다.

3.3. 시멘트 고화 방사선조사 영향

Fig. 2는 동전기 제염 후 방사성 폐기물에 대한 방사선 조사 전/후 1차 시멘트 고화시료의 압축강도를 나타낸 것이다.

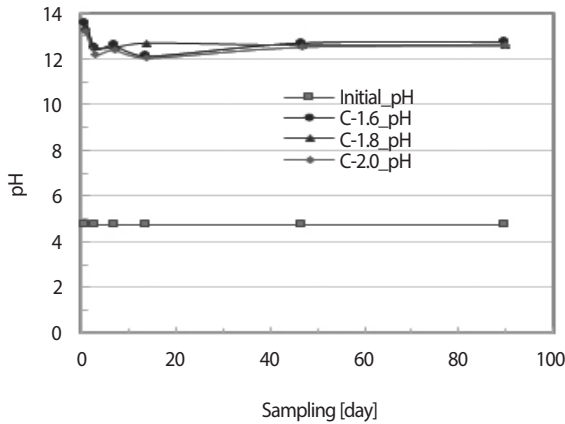


Fig. 3. pH of cement solidification.

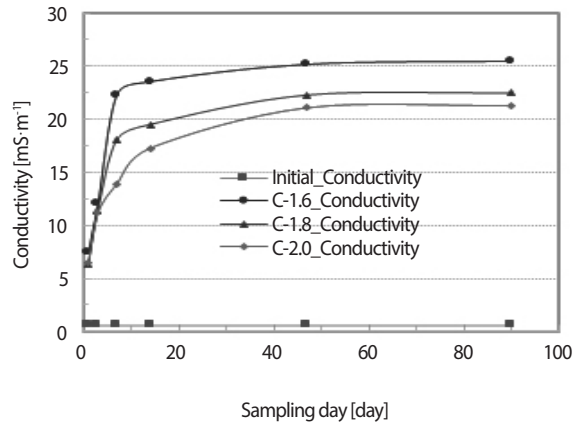


Fig. 4. Conductivity of cement solidification.

Table 7. Elements of metal hydroxide waste

Element	wt%	Element	wt%	Element	μg/g
Al	21.0	U	0.87	Sr	177
K	6.86	Si	0.57	Li	275
Ca	6.66	Mn	0.24	Ni	177
Fe	5.60	Cu	0.10	Nd	164
Mg	2.33	Zn	0.10	Th	91
Na	1.62			Y	69

방사선 조사 전 시멘트 고화시료 압축강도 (131.55 kgf·cm⁻²)는 한국원자력 환경공단 인수기준 (34 kgf·cm⁻²) 보다 컸으며, 방사선 조사 후 시멘트 고화시료 압축강도 (111.22 kgf·cm⁻²)도 인수기준 값보다 컸다. 시멘트 고화시료의 방사선 조사 후 압축강도는 시멘트 고화시료의 방사선 조사 전 압축강도보다 약 15% 감소하였다. 따라서 우라늄 토양 및 콘크리트 동전기 제염 후 방사성 폐기물의 시멘트 고화시료에 대하여 10 MGy 방사선을 조사 후, 시멘트 고화시료의 압축강도는 한국 원자력 환경공단 인수기준 (34 kgf·cm⁻²)을 만족하였다.

3.4 시멘트 고화의 pH 및 전기전도도

Fig. 3은 침수 교환기간에 따른 2차 시멘트 고화시료 (C-1.6, C-1.8 및 C-2.0)의 pH를 나타낸 것이다. 수화반응에 의해 생성된 Ca(OH)₂는 물에 노출되면 경화된 시멘트로부터

빠른 속도로 침출이 되며, 이때 OH⁻에 의해 pH가 상승하게 된다. 본 실험에서 사용된 C-1.6, C-1.8 및 C-2.0는 방사성 폐기물을 안정화시키기 위한 충분한 시멘트 양이 첨가 되었으므로, Ca(OH)₂ 침출에 의해 상승된 pH값은 거의 유사하며, 초기 침수 시간에서는 pH값이 증가 및 감소의 변화가 있으나 그 값은 pH 12~13 사이의 수치로 그 변화는 미미하다고 할 수 있으며, 약 48일 이후에는 안정된 pH값을 나타내었다.

이와 같이 과잉의 물을 사용한 시멘트 고화 방사성 폐기물은 액상으로 채워지고 이 액상은 pH가 약 12인 Ca(OH)₂ 용액에 포화된다. 침출되지 않는 시멘트 내의 높은 pH는 알칼리 용해도를 유지하고 Ca(OH)₂ 용해도를 억제한다. 시멘트 수화반응에서 생성된 Ca(OH)₂는 경화된 시멘트로부터 빠른 속도로 침출 된다. 이 침출지수는 Ca(OH)₂ 확산속도에 좌우되고 이런 현상은 고화체의 부식을 유발하게 된다. 수화된 시멘트로부터 Ca(OH)₂의 침출은 시멘트 내 CaO 함량을 감소시킨다.

3.5 시멘트 고화 물성

ICP-AES를 사용하여 동전기 제염 후 방사성폐기물에 대한 성분원소 분석하여 Table 7에 나타내었다. 동전기 제염장치로 오염토양을 제염 시 음극에서 발생된 전해질들은 오염된 토양에 포함된 중금속 이온을 함유하고 있으며, pH 상승에 의해 전해액에 포함된 금속이온들의 일부가 금속수산화물로 침전된다. 금속산화물의 구성비는 Table 7과 같으며,

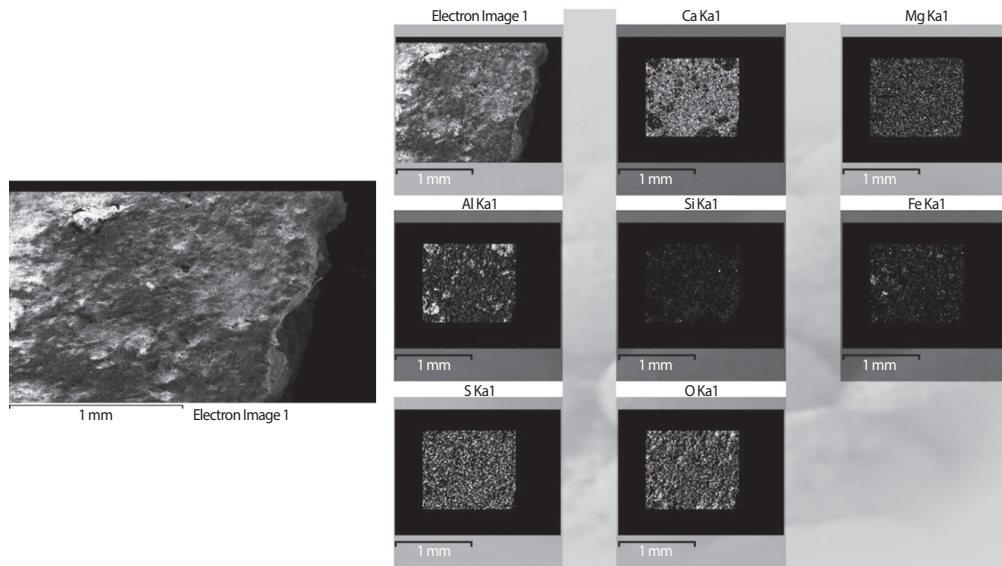


Fig. 5. Photos of specimen (C-1.5).

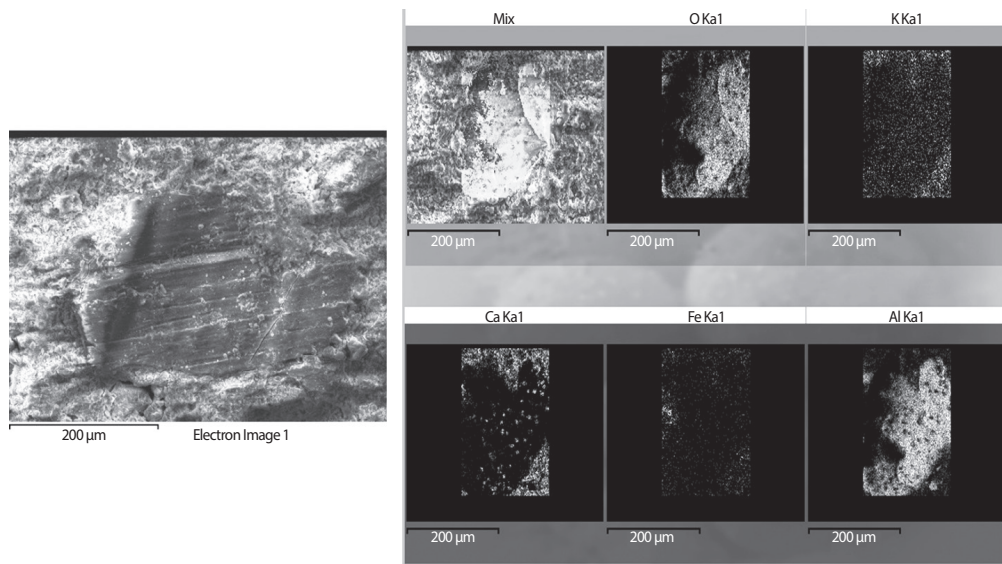


Fig. 6. Photos of specimen (C-2.0).

이 금속수산화물은 다량의 우라늄을 포함하며, 입자의 크기가 매우 작으므로 한국원자력환경공단 인수규정에 따라 고형화 할 필요가 요구된다.

주사 전자현미경 (JEOL, JSM-6610LV) 및 에너지 분산형 분광분석법 (OXFORD, X-MAX)을 사용하여, 동전기 제염 후

방사성폐기물의 시멘트 고화 시료에 대하여 SEM-EDS 분석하였다. Fig. 5-6은 동전기 제염 후 1차 방사성 폐기물의 시멘트 고화 시료에 대한 SEM-EDS 분석결과이다. 1차 시멘트 고화의 방사성폐기물의 배합 (C-1.5, C-2.0) 사진에서 알루미늄상은 시멘트와 잘 결합한 형상을 나타낸 반면, 칼슘상은

Table 8. Volume of cement solidification

Specimen	$(V_f/V_i) \times 100$ (%)		
C-2.0-60/70/80	134	164	184
C-1.8-60/70/80	157	185	204
C-1.6-45/50/60	286	253	268

시멘트와 분리된 형상을 나타내었다.

따라서 동전기 제염 후 방사성폐기물에 대하여 ICP-AES 분석 결과 그 구성 성분 원소는 Al, K, Ca, Fe, Mg, Na 및 U 등이며 천연 우라늄이 0.87wt% 함유하는 것으로 나타났다. 동전기 제염 후 방사성 폐기물의 시멘트 고화 시료에 대한 SEM-EDS 분석결과 알루미늄상은 시멘트와 잘 결합한 형상을 나타낸 반면, 칼슘상은 시멘트와 분리된 형상을 나타내었다.

3.6 시멘트 고화 부피

Table 8은 2차 시멘트에 대한 폐기물의 배합과 수분의 양에 따른 방사성 폐기물의 시멘트 고화 부피 증가를 나타낸 것이다. V_i 은 시멘트 고화 전 부피이고 V_f 은 시멘트 고화 후 부피이다. 동전기 제염 후 방사성 폐기물의 시멘트 고화 부피 증가는 시멘트에 대한 폐기물의 배합과 수분의 양에 따라 다르게 나타났다. 시멘트에 대한 폐기물의 큰 배합(C-2.0)이 작은 배합(C-1.6)보다 부피증가가 작았으며, 같은 배합에서는 대체로 수분의 양이 증가함에 따라 시멘트 고화 부피증가는 커지는 경향을 나타내었다.

4. 결론

제염 후 방사성 폐기물의 시멘트 고화특성을 분석하기 위하여, 시멘트 고화 유동성 시험을 수행하고 시멘트 고화 시료를 제작하였다. 시멘트 고화시료에 대하여 시멘트 고화 압축강도, 시멘트 고화 pH 및 전기전도도, 방사선조사 효과 및 시멘트 고화 부피증가를 분석하였다. 시멘트 고화 유동성은 폐기물 및 시멘트 배합비에 따라 다르게 나타났다. 수분 함유가 증가함에 따라 시멘트 고화 유동성은 크게 나타났으며,

시멘트 고화의 작업 적정도는 175~190% 정도였다. 방사선 조사 후 시멘트 고화시료의 압축강도는, 시멘트 고화시료의 방사선 조사 전 압축강도 보다 약 15% 감소하였지만, 시멘트 고화시료의 압축강도 (111.22 kgf·cm⁻²)는 인수기준 값보다 크게 나타났다. 동전기 제염 후 방사성 폐기물의 성분 원소는 Al, K, Ca, Fe, Mg, Na 및 U 등이며 천연 우라늄이 0.87wt% 함유하는 것으로 나타났다. 동전기 제염 후 방사성 폐기물의 시멘트 고화 시료에 대한 SEM-EDS 분석결과, 알루미늄상은 시멘트와 잘 결합한 형상을 나타낸 반면, 칼슘상은 시멘트와 분리된 형상을 나타내었다. 동전기 제염 후 방사성 폐기물의 시멘트 고화 부피 증가는 시멘트에 대한 폐기물의 배합과 수분의 양에 따라 다르게 나타났다. 시멘트에 대한 폐기물의 큰 배합(C-2.0)이 작은 배합(C-1.6)보다 부피증가가 작았으며, 같은 배합에서는 대체로 수분의 양이 증가함에 따라 시멘트 고화 부피는 커지는 경향을 나타내었다. 시멘트 고화 부피는 시료 C-2.0-60 가 약 30% 증가하였으며, 동전기 제염 후 방사성 폐기물의 시멘트 고화 특성을 고찰하였다.

감사의 글

본 연구는 과학기술정보통신부 한국연구재단의 원자력 기술개발사업(No. 2017M2A8A5015143)의 지원을 받아 수행된 연구입니다.

REFERENCES

[1] Y.J. Lee, K.W. Lee, B.Y. Min, D.S. Hwang, and J.K. Moon, "The Characterization of Cement Waste Form for Final Disposal of Decommissioning Concrete Wastes", *Ann. Nucl. Energy*, 77, 294-299 (2015).

[2] Y.S. Nam, C.M. Lee, D.S. Yook, S.C. Lee, Y.H. Lee, M.H. Ahn, J.W. Park, and K.J. Lee. A Study on the Environmental Effect Assessment for the Disposal of the Regulatory Cleared Soil and Concrete Waste, Korea Atomic Energy Research Institute Report, 1-50, KAERI-CM-1029 (2007).

[3] D.S. Koo, H.H. Sung, S.S. Kim, G.N. Kim, J.W. Choi,

- “Characteristics of Cement Solidification of Metal Hydroxide Waste”, Nucl. Eng. and Tech., 49, 165-171 (2017).
- [4] G.H. Jeong, K.J. Jung, S.T. Baik, U.S. Chung, K.W. Lee, S.K. Park, D.G. Lee, and H.R. Kim. Solidification of Slurry Waste with Ordinary Portland Cement, Korea Atomic Energy Research Institute Report, 1-28, KAERI-RR-2194 (2001).
- [5] U.S. Nuclear Regulatory Commission, Waste Form Technical Position, Revision 1, A-1~A-8, Washington (1991).
- [6] L. Junfeng and W. Jianlong, “Advances in Cement Solidification Technology for Waste Radioactive Ion Exchange Resins: A Review”, J. of Hazard. Mater., B135, 443-448 (2006).
- [7] J.W. McConnel Jr, “Portland Cement: A Solidification Agent for Low-Level Radioactive Waste”, INEL, National Low-Level Waste Management Program, 1-8, EG&G Idaho (1991).
- [8] K.H. Kim, J.W. Lee, and Y.G. Ryue. Evaluation on the Long-Term Durability and Leachability of Cemented Waste Form, Korea Atomic Energy Research Institute Report, 1-47, KAERI-TR-1118 (1998).
- [9] C.M. Wilk, “Principles and Use of Solidification/Stabilization Treatment for Organic Hazardous Constituents in Soil, Sediment, and Waste”, Proc. of the Waste Management 2007 Conference, 1-10, February 25-March 1, 2007, Tucson, AZ, USA.