

폐플라스틱 고화체로부터 Co-60 과 Cs-137 의 침출 특성

류 경 옥

한양대학교 공과대학 화학공학과

전 관 식

한국에너지연구소 오염관리실

(1982년 6월 28일 접수)

Leaching Behavior of Cobalt-60 and Cesium-137 in Plastic Waste Composites

Kyong-Ok Yoo

*Department of Chemical Engineering,
Hanyang University, Seoul 133, Korea*

Kwan-Sik Jun

Korea Advanced Energy Research Institute

(Received; June 28, 1982)

요 약

원자력시설에서 발생하는 방사성 폐이온교환수지의 폐플라스틱고화에 관한 연구로서 용출용액의 종류 (증류수, 지하수, 해수), 폐수지의 함량(30 wt % ~ 60 wt %), 방사선조사선량($10^7 \sim 10^9$ R) 등의 관점에서 고화체로부터 방사성핵종의 용출성이 분석되었다. 40 wt % 이하의 폐수지를 함유한 고화체는 비교적 혼합도가 양호하고, 압축강도는 210 Kg/cm^2 이상이었으며, 용출용액 중에서의 팽윤현상도 감지되지 않았다. 한편, 25°C 의 증류수 중에 91일간 잠적시킨 30 wt%의 폐수지를 함유한 고화체로부터 Co-60 과 Cs-137의 용출분율은 각각 0.11 과 8.3 %이고, 용출율은 각각 2.02×10^{-7} 과 $3.6 \times 10^{-4} \text{ g/cm}^2\text{-day}$ 를 나타내어 내용출성이 양호함을 보여주고 있다. 한편 폐수지의 함량, 용출용액 중의 양이온의 함량, 온도 및 방사선조사선량의 증가와 더불어 용출성이 증가하는 경향을 지니고 있다.

따라서 폐수지를 고화시키는데 Styrene계 폐플라스틱이 고화매체로 이용하는데 적합하였다. 이때 최적 폐수지의 함량은 30 wt%이었고, 이 고화체는 용출성의 관점에서 볼 때 육지처분상의 안전도를 지니고 있음을 보여 주었다.

ABSTRACT

For the method developed to incorporate a radioactive waste ion exchange resin from a nuclear facility into a thermoplastic waste, the leachability of radionuclide from the solidified product has been studied as the functions of the leachants (demineralized water, ground water and sea water), temperature (25°C and 70°C), content of waste resin (30—60wt%) and radiation exposure dose (10^7 — 10^9 R). The specimen containing the waste resin up to 40wt% shows good homogeneity, compressibility greater than 210 kg/cm² and no evidence of swelling in the leachants. On the other hand, the cumulative fractions of Co-60 and Cs-137 leached from a specimen in the demineralized water at 25°C are 0.11 and 8.3%, respectively, and the leach rates are 2.02×10^{-7} and 3.63×10^{-4} g/cm²-day, respectively, during leaching time of 91 days, and then these suggests that the product has good resistance against leaching. And the leachability has a tendency to increase with the increase of the waste resin content, cation content in leachant, temperature and radiation exposure dose.

The above results show that the thermoplastic waste of styrene series is applicable to solidifying the waste resin, that the optimum content of the waste resin might be 30wt% in the product and that from the viewpoint of the leachability, it should be safe to dispose the product into the ground.

1. 서 론

원자력발전을 비롯한 원자력의 평화적인 이용의 급속한 발전은 필연적으로 다량의 방사성 폐기물을 발생시키고 있다. 따라서 이 폐기물을 안전하고도 경제적으로 처리하여 격리시키기 위한 처분법이 확립되어야 할 것이다. 저준위 방사성 폐기물의 처분법은 해양투기, 지상 및 지하 구조물내 보관폐기, 지중매몰 등이 고려되고 있지만, 이러한 과정을 취하기 이전에 필요한 것은 방사성물질이 함유되어 있는 증발농축폐액, 폐이온교환수지, 슬러지 등을 고화시켜 방사성물질의 환경유출을 방지할 수 있도록 유도해야 한다.

고화처리방법에는 공정이 간단하고 상온에서도 처리가 가능한 시멘트 고화법이 가장 보편화되어 있고, 최근에는 고화체로부터 방사성물질의 용출율이 비교적 낮은 아스팔트 고화법이 점차 부각되고 있다.^{1~3)} 그러나 방사성폐이온교환수지의 아스팔트 고화체는 수중에서의 팽윤현상

으로 인한 용출율의 상승 및 고화체의 건전성이 저하하기 때문에^{4,5)} 폐이온교환수지를 포함한 각종 습윤성 방사성폐기물의 고화처리를 위한 새로운 기술개발에 관한 연구가 활발히 진행되고 있다.^{6,7)}

방사성 폐기물의 플라스틱 고화처리에 관한 연구^{8,9)}는 상품화되어 있는 플라스틱을 고화매체로 사용하고 있을 뿐, 현재까지 페플라ستيك에 대해서는 전혀 고려된 바가 없다.

본 연구에서는 생활의 편의를 도모해 주고 있는 플라스틱 제품의 활용도가 날로 늘어남에 따라 급증되고 있는 페플라ستيك으로 인한 환경오염의 방지와 이의 재활용을 고려하여^{6,10)} 비교적 방사성 농도가 높은 폐이온교환수지를 고화시키기 위한 매개체로서의 페플라ستيك 활용의 적정성을 분석하였다. 특히 방사성 폐이온교환수지의 영구적인 육지처분을 고려한 안정성은 폐이온교환수지를 페플라ستيك으로 고화시킨 고화체로부터의 방사성핵종의 용출특성을 용출용액의 종류, 용액의 온도, 폐이온교환수지의 함량, 방사선조사선량 등에 따라 분석하여 평가하였다.

2. 실험 방법

2.1. 모의방사성페이온교환수지의 제조

Co-60 과 Cs-137 을 각각 추적자로 혼합 용해시킨 2 M CoCl_2 과 2 M CsCl 용액 각 1 l 와 원자력시설의 수질정화계통에서 널리 사용되고 있는 구형의 강산성양이온교환수지 Amberlite IRN-77(H-form:16~50 mech bead type, 1.26 g/cc) 을 1 l 씩 넣어 24 시간 동안 교환정치 후 상등액을 제거하고 남은 수지는 두 개의 Pyrex Column ($6\text{ cm}\phi \times 45\text{ cm}$) 에 각각 옮겨넣고 증류수로 관의 나머지 부분을 채운 다음, 이 관 출입구의 농도가 같아질 때까지 위와 같은 CoCl_2 과 CsCl 용액을 각각 0.1 Bv/min 의 유량으로 수지층을 통과시켜 코발트이온과 세슘이온을 수지에 포화 흡수시켰다. 포함된 수지는 105°C 의 항온조에서 24 시간 동안 건조하여 고화체 제조용 모의방사성페이온교환수지(이하 “폐수지”라 함)로 사용하였다.

2.2. 폐수지의 페플라스틱고화체 제조

페플라스틱의 종류는 다양하지만, 열경화성 수

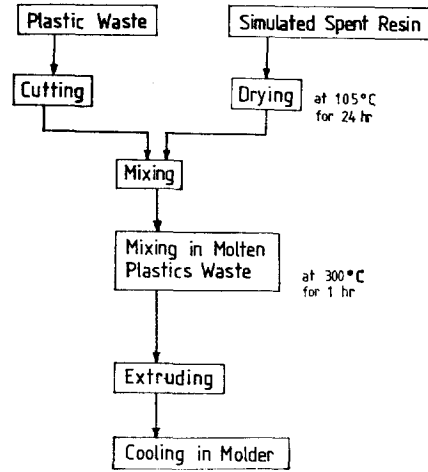


Fig. 1. Procedure of Sample Preparation for Leach Test

지는 재가공이 곤란하기 때문에 열가소성수지 중에서 회수 및 세척이 용이 한요구르트병을 고화체 재료로 사용하였다. 이 재료의 주성분은 Styrene 제 수지이다.

페플라스틱, 즉 요구르트병을 완전히 세척 건조시킨 다음 크기 3~5 mm 정도의 네모꼴로 절단하여 건조된 모의폐수지와 일정한 비(폐수지의 무게 함유분율 : 0.3, 0.4, 0.5, 0.6)로 혼합

Table 1. Physical Properties of Specimens for Leach Test

Nuclide	Leachant	Temperature ($^\circ\text{C}$)	Volume (cm^3)	Surface Area (cm^2)	Weight (g)	Radioactivity (uci)
Cesium	Demineralized Water	70	18.64	39.70	20.36	0.5417
		25	18.77	39.91	20.15	0.5361
	Sea Water	70	19.26	40.60	20.44	0.5438
		25	18.81	39.91	20.17	0.5367
	Ground Water	70	18.68	39.76	20.33	0.5409
		25	18.63	40.21	20.16	0.5364
Cobalt	Demineralized Water	70	18.86	40.04	20.88	0.4992
		25	19.16	40.53	20.85	0.5234
	Sea Water	70	19.08	40.38	20.59	0.5171
		25	19.02	40.33	20.71	0.5201
	Ground Water	70	18.99	40.29	20.61	0.5176
		25	19.03	40.52	20.89	0.5250

시켜 온도 300°C의 교반형날개(길이 8cm × 2)가 부착된 회분식 강철제교반용융조(12cmφ × 20cm)에서 1시간 동안 용융 혼합 후 직경이 2.5cm이고 높이가 3.75cm인 모형제조기에 용융물을 충전시킨 다음, 상온에서 냉각시켜 폐수지의 페플라스틱고화체(이하 “고화체”라 함)를 제조하였다(Fig. 1). 용출실험에 사용된 고화체의 형상은 원통형으로서 직경이 2.5cm이고 높이가 3.0cm 되게 가공하였는데, 각 시편의 평균사양은 Table 1과 같다.

2.3. 고화체의 강도 및 용출성 측정

(1) 강 도

고화체의 압축강도는 ASTM D-695 Standard Test Method for Compressive Properties of Rigid Plastics의 규격에 따라서 Material Testing Instrument for Compression으로 측정하였다.

(2) 용출성

용출시험은 ISO 표준시험법¹¹⁾에 바탕을 두고 개선하여 보편화시킨 방법¹²⁾을 택하여 용출용액의 온도변화(25°C와 70°C) 및 고화체에 함유된 폐수지의 함량변화에 따른 코발트이온과 세슘이온의 용출특성을 분석하였다. 사용된 용출용액의 종류는 증류수, 해수 및 지하수 등인데, 증류수는 수도물을 두번 증류하여 사용했으며, 해수는 Table 2에 나타낸 바와 같이 Dittman의 모의해수조성에 따라 조제하였으며, 지하수는 서

Table 2. Chemical Compositions of the Simulated Sea Water

Salt	Content (g/l)	Salt	Content (g/l)
NaCl	27.213	K ₂ SO ₄	0.863
MgCl ₂	3.807	CaCO ₃	0.123
MgSO ₄	1.658	MgBr ₂	0.076
CaSO ₄	1.260		

* Total amount of salt: 35 g/l pH=8.1

Table 3. Concentrations of Elements in the Ground Water

Element	Content (mg/l)
Na	9.89
Ca	6.21
Mg	5.18

울 도봉구 공농동 지역의 우물에서 직접 채취하였으며, 그 조성은 Table 3과 같다.

용출시험은 대기압하에서 Polypropylene 계수지로 된 원통형용기(6cmφ × 12cm)에 있는 용출용액 250 ml 중에 고화체를 잠적시켜 용액 중으로 용출되는 Co-60 및 Cs-137의 양을 Low Background Beta Counting System과 Automatic Sample Changer Gamma Counting System으로 각각 측정하였다. 그리고 용출율은 다음 식에 의하여 얻었다.

$$R_n = \frac{a_n/A_0}{(S/W)t_n}$$

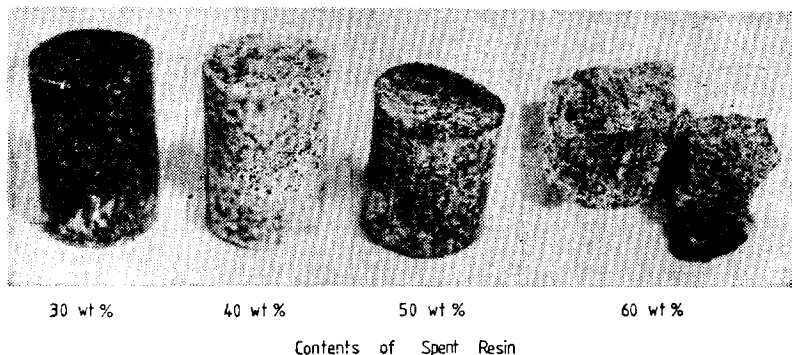


Fig. 2. Appearance of Plastic Waste Products

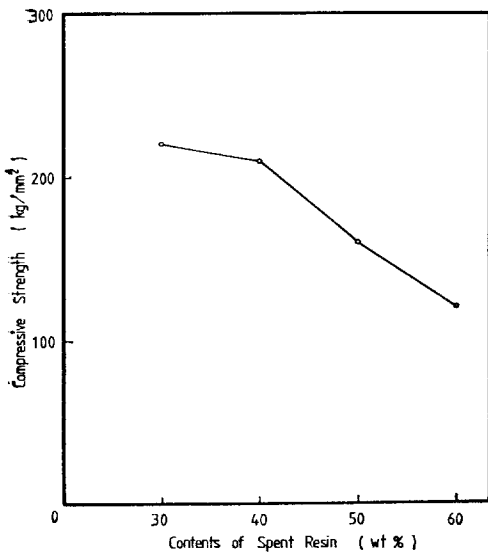


Fig. 3. Compressive Strength of Plastic Waste Products

여기서 R_n 은 n 구간에서의 용출율($\text{g}/\text{cm}^2\text{-day}$), a_n 은 n 구간에서 용출된 방사성핵종의 농도(cpm), A_0 는 시편의 초기 방사성핵종의 농도(cpm), S 는 시편의 표면적(cm^2), W 는 시편의 무게(g) 그리고 t_n 은 n 구간에서의 용출시간(day)이다.

원통형 용기를 항온조에 넣어 용출용액의 온도를 일정하게 유지시키면서 최초 4일간은 매일, 다음 8주간은 주일회, 다음은 월일회의 주기로 용액을 채취 분석하였으며, 이 때마다 새로운 용액으로 교환하여 주었다.

한편, 30 wt%의 폐수지를 함유한 용출시험용 고화체에 Co-60 선원 $8.5 \times 10^5 \text{R/hr}$ 의 선량을 $10^7 \sim 10^8 \text{R}$ 까지 조사시킨 다음, 이 시편을 방사선조사선량에 따른 용출을 측정시료로 사용하였다.

3. 결과 및 검토

3.1. 고화체의 혼합도

폐수지 30~60 wt%을 혼합시킨 페플라스틱고화체의 형태를 Fig. 2에 나타내었다. 이 그림에서 보는 바와 같이 혼합율 50 wt%까지는 비

교적 양호한 고화체를 제조할 수 있었다. 그러나 이 이상의 폐수지를 함유시킨 경우는 용출물의 유동성이 나쁘고 페플라스틱으로 폐수지를 충분히 피복시킬 수가 없었다. 한편, 고화체를 절단하여 단면을 육안과 40 배율의 현미경으로 관찰한 결과, 50 wt% 이하의 폐수지를 함유한 고화체는 비교적 폐수지가 균일하게 분산되어 있었다. 그러나 60 wt% 이상의 폐수지를 함유한 고화체의 균질도는 폐수지함량의 증가와 더불어 급격한 저하현상을 나타내었다.

따라서 Styrene계 페플라스틱에 대한 폐수지의 혼합은 50 wt%가 한계임을 암시하고 있다.

3.2. 고화체의 압축강도

폐수지의 혼합율과 압축강도와와의 관계를 Fig. 3에 도시하였다. 압축강도는 폐수지의 혼합율이 증가됨에 따라서 감소하는 경향을 나타내었는데, 30~40 wt%의 폐수지를 함유한 고화체의 강도는 220—210 kg/cm^2 이었으며, 60 wt%의 폐수지를 함유한 고화체의 강도는 약 120 kg/cm^2 이었다.

Table 4. Leach Fractions of Radionuclides from the Specimens in the Demineralized Water at the Leach Time of 91 days

Content of Spent Resin (wt%)	Leach Fraction (%)			
	Cesium		Cobalt	
	25°C	70°C	25°C	70°C
30	8.35	9.92	0.11	0.21
40	11.5	17.3	1.4	2.1
50	24.9	39.4	19.5	31.9
60	33.2	50.6	28.7	44.8

시멘트고화체를 해양투기할 경우의 고화체의 강도는 150 kg/cm^2 이상이어야 한다는 기준¹³⁾이 있으므로 이를 적용하면 폐수지의 혼합율은 50 wt% 이하가 되어야 할 것이다.

3.3. 용출성

고화체를 91일간 용출용액 중에 잠적시켰다 꺼내어 외관을 관찰하여 본 결과, 폐수지의 함량이 40 wt% 이하인 고화체는 외관상의 변화가

Table 5. Leach Rates of Radionuclides from the Specimens in the Demineralize Water at the Leach Time of 91 days

Content of Resin Spent (wt%)	Leach Rate (g/cm ² -day)			
	Cesium		Cobalt	
	25°C	70°C	25°C	70°C
30	3.63×10^{-4}	3.98×10^{-4}	2.02×10^{-7}	3.36×10^{-7}
40	1.52×10^{-3}	2.87×10^{-3}	1.73×10^{-6}	3.09×10^{-6}
50	1.63×10^{-2}	2.46×10^{-2}	6.67×10^{-5}	1.68×10^{-4}
60	5.07×10^{-2}	7.34×10^{-2}	3.38×10^{-3}	6.13×10^{-3}

감지되지 않았지만, 50wt% 이상인 경우는 표면이 부풀어 올라 다공질성이 되거나 균열이 생기고 나아가서는 파괴되기도 하였다. 또한 코발트 이온과 세슘이온을 각각 흡수시킨 고화체를 서로 비교하여 보면 60 wt%의 폐수지를 함유한 경우는 비교할 수 없을 정도로 변모되었지만, 50 wt% 이하인 경우는 코발트시료보다 세슘시료가 훨씬 팽윤되어 있었다. 이는 흡수된 이온의 원자가가 증가할수록 이온교환수지의 팽윤현상이 감소한다는 일반적인 경향으로 해석할 수 있을 것이다.¹⁴⁾

한편, Table 4와 5는 증류수 중에 91일간 잠적시킨 고화체로부터의 방사성핵종의 용출분율을 나타내고 있다. 이 표에서 보는 바와 같이 폐수지의 함량과 온도의 증가에 따라서 코발트와 세슘의 용출분율과 용출율은 증가하는 경향을 나타내고 있다. 폐수지의 함량이 30 wt%인 고화체에 대한 코발트와 세슘의 용출분율은 10% 이하로서 비교적 내용출성이 양호하다고 하겠지만, 40 wt% 이상의 경우는 온도의 상승과 더불어 용출율의 급격한 증가현상을 나타냄으로서 내용출성이 대단히 불량함을 지적하고 있다. 위에서 언급한 바와 같이, 이와 같은 용출율의 급격한 증가는 고화체의 팽윤으로 인한 표면적의 증가에 기인한 것으로 생각되며, 온도상승에 의한 자기확산계수의 상승에 기인한 것으로 생각된다.^{14, 15)}

30 wt%의 폐수지를 함유한 고화체로부터 용출용액의 종류와 온도의 변화에 따른 코발트와 세슘의 용출곡선을 시간의 함수로서 Fig. 4~7에 도시하였다. 이 그림들에서 보는 바와 같이,

용출시간 4일을 중심으로 하나의 변곡점을 형성하고 있다. 초기의 용출율이 높은 것은 주로 고화체의 외부표면에 밀착되어 있는 폐수지 중의 이온이 쉽게 유출된 데 기인한 것으로 생각된다.

한편 Fig. 4~7에 보인 바와 같이 91일간 침적 후의 코발트와 세슘의 용출율은 70°C에서 보다 25°C에서 약 1/2 정도의 낮은 값을 나타내었다. 그리고 용출용액 증류수 대 지하수의 경우는 코발트와 세슘 모두 약 1/2을 기록하였으며, 증류수 대 해수의 경우는 코발트가 1/300 내지 1/400, 세슘이 약 1/6을 각각 기록하였다. 또한 10일 이후의 용출율은 코발트가 25°C와 70°C의 증류수와 지하수에서 10^{-6} 내지 10^{-7} g/cm²-day 대, 해수에서 10^{-4} 내지 10^{-5} g/cm²-day 대였으며, 세슘은 40일 이후 증류수와 지하수에서 10^{-4} g/cm²-day 대, 4일 이후 해수에서 10^{-3} g/cm²-day 대를 나타냄으로서 용출용액이 다른 경우에도 코발트와 세슘간의 용출율의 비는 앞에서 언급한 바와 같은 경향을 지니고 있음을 알 수 있었다.

한편, 증류수, 지하수, 해수 등의 용출용액에 모의폐수지를 넣어 25°C와 70°C에서 각각 24시간 동안 교반시켜 다음과 같은 방법으로 용출용액과 모의폐수지 간의 방사성핵종의 평형분배계수(K_d)를 측정하여 Table 5에 수록하였다.

$$\frac{(\text{폐수지상에 교환된 핵종의 총량, cpm}) \times (\text{용액의 체적, ml})}{(\text{용액중으로 용출된 핵종의 총량, cpm}) \times (\text{폐수지의 량, gr})}$$

Table 6에서 보는 바와 같이, 평형분배계수

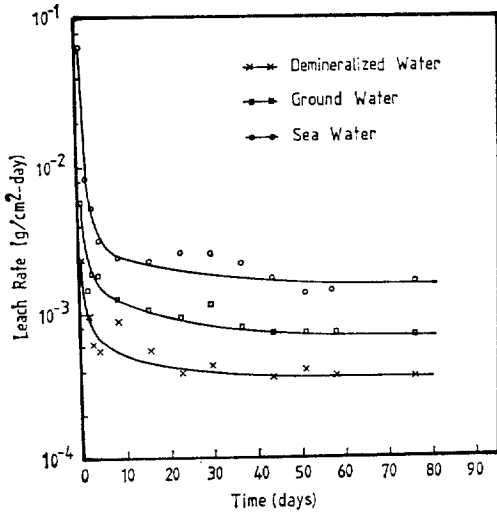


Fig. 4. Leach Rate of Cs-137 from Plastic Waste Products with Leachants at 25°C

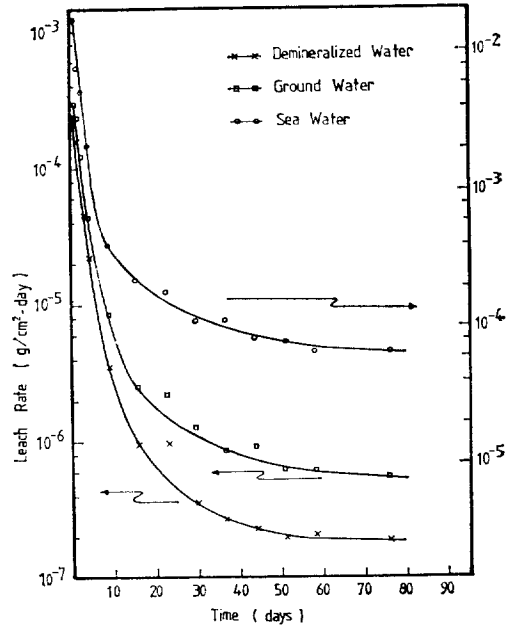


Fig. 6. Leach Rate of Co-60 from Plastic Waste Products with Leachants at 25°C

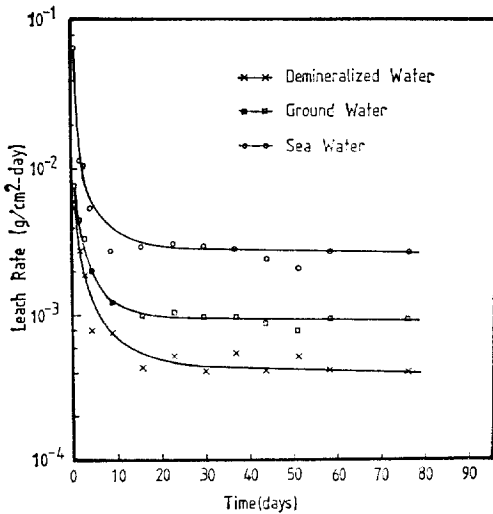


Fig. 5. Leach Rate of Cs-137 from Plastic Waste Products with Leachants at 70°C

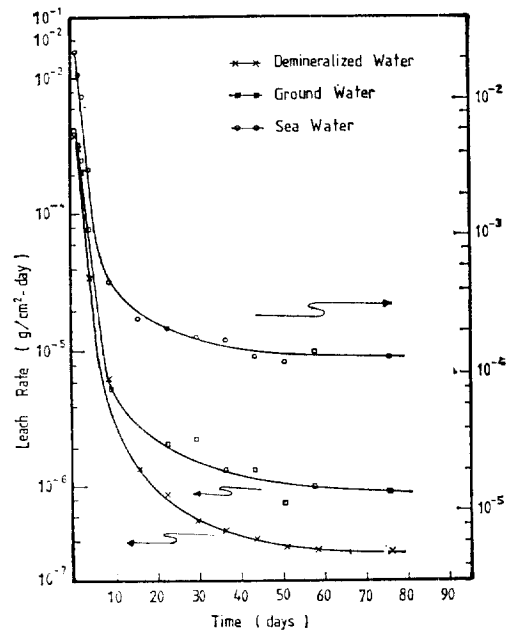


Fig. 7. Leach Rate of Co-6 from Plastic Waste Products with Leachants at 70°C

Table 6. Equilibrium Distribution Coefficients

Temperature (°C)	Leachant	Equilibrium Distribution Coefficient (ml/g)	
		Cobalt	Cesium
25	Demineralized Water	52936	6812
	Ground Water	35246	5877
	Sea Water	2547	567
70	Demineralized Water	37773	4827
	Ground Water	22940	3191
	Sea Water	1729	456

Table 7. Leach Rates of Radionuclides from the Specimens Exposed by Gamma Radiation in the Demineralized during the Leach Time of 91 days

Exposed Dose (R)	Leach Rate (g/cm ² -day)	
	Cobalt	Cesium
10 ⁷	2.40×10^{-7}	3.86×10^{-4}
10 ⁸	3.05×10^{-7}	4.54×10^{-4}
10 ⁹	4.16×10^{-6}	3.03×10^{-3}

의 분포순위는 앞에서 언급한 용출경향과 잘 일치하고 있으며, 또한 Strelow의 이온교환선택성¹⁶⁾과도 같은 경향을 나타내고 있다.

결과적으로 용출율에 영향을 주는 주요인자는 용출핵종, 용출용액의 물성, 용액의 온도 등으로서 다음과 같은 용출성을 나타낸다.

- (1) 원자가가 작은 핵종일수록 쉽게 용출된다.
- (2) 용출용액의 경우는 증류수, 지하수, 해수의 순으로 용출율이 증가한다.
- (3) 용출용액의 온도가 상승할수록 용출율은 증가한다.

방사선조사시료를 25°C의 증류수에 91일간 잠적시켜 얻은 용출율 측정결과가 Table 7에 기술되어 있다. 이 표에서 보는 바와 같이, Co-60 선원으로부터 10⁸R 까지 조사된 시료의 용출율은 방사선에 조사되지 않은 시료에 비하여 (Fig. 4와 6) 약간 높은 값을 나타내고 있으며, 조사선

량의 증가에서도 약간 상승하는 경향을 지니고 있지만, 10⁹R의 경우는 급격한 증가를 보여 코발트는 3.16×10^{-6} g/cm²-day를, 세슘은 3.03×10^{-3} g/cm²-day를 기록하고 있다. 이 결과에 의하면, Styrene계 페플라스틱의 방사선조사 선량한계는 10⁸R로 생각되며, 방사선조사에 의한 고화체의 내용출성은 방사성폐이온교환수지를 최종 처분한다는 관점에서 볼 때 양호한 것으로 생각된다.

4. 결 론

(1) Styrene계 페플라스틱고화법은 폐수지를 50 wt%까지 균일하게 고화시킬 수 있지만, 혼합물 40 wt% 이상의 고화체는 내용출성이 저하되어 폐수지의 함량 30 wt%가 가장 적합한 것으로 생각된다.

(2) 폐수지 30 wt%를 함유한 고화체로부터 코발트와 세슘의 용출율은 증류수와 지하수에서 각각 10⁻⁶ 내지 10⁻⁷ g/cm²-day 및 10⁻⁴ g/cm²-day 정도이고, 해수에서 각각 10⁻⁴ 내지 10⁻³ g/cm²-day 및 10⁻³ g/cm²-day 정도를 기록함으로써 해양투기보다는 육지처분이 적합하다는 것을 뒷받침해 주고 있다.

(3) 용출율에 영향을 주는 주요인자는 용출핵종, 용출용액의 종류, 용액의 온도 등으로서 다음과 같은 용출경향을 나타낸다.

- ① 원자가가 작은 핵종일수록 쉽게 용출된다.
- ② 용출용액은 증류수, 지하수, 해수의 순으로 용출율이 증가한다.
- ③ 용출용액의 온도가 상승할수록 용출율은 증가한다.

(4) Styrene계 페플라스틱의 방사선조사선량 한계는 10⁸R로서 폐수지의 최종처분에 따른 방사선적 영향에서 오는 내용출성은 양호한 것으로 판단된다.

감 사

이 연구는 산학협동연구재단의 연구비에 의하여 수행된 것으로 산학협동재단에 감사드립니다.

참 고 문 헌

1. H. Witte et al., Disposal of Radioactive Wastes from Nuclear Power Plants. ORNL-tr-2684 (1972).
2. 이상훈, 전관식, 박상훈, 방사성폐기물의 아스팔트고화처리, KAERI/156/AR-15/79 (1980).
3. H. Christensen, Cement Solidification of BWR-and PWR-Bead Resins, Seminar on the Management of Radioactive Waste from Nuclear Power Plants, IAEA-SR-57/32 (1981).
4. 이상훈 외 8인, 방사성폐기물의 아스팔트고화 처리 장치 개발, KAERI/RR-214/80 (1981).
5. T. Sugo and S. Machi, Incorporation of Radioactive Spent Ion Exchange Resins in Plastics, J. Nucl. Sci. Technol., 12(6) (1975), 362.
6. 전관식, 박상훈, 유룡, 페플라스틱의 처리와 방사성폐기물의 페플라스틱고화 처리, KAERI/293/AR-53/79 (1980).
7. H.W. Godbeen and A.H. Kibbey, Unit Operations used to Treat Process and/or Waste Streams at Nuclear Power Plants, Nucl. Chem. Waste Management, 2 (1981), 71.
8. L.M. Mergan et al., Nuclear Power and its Fuel Cycle, IAEA, 4(1977), 611.
9. C.L. Fitzgerald et al., Nucl. Appl. Tech., 9(1970), 821.
10. I. Tomita and Y. Nakamura, Toxicological Problem in Relation to Plastic Waste Disposal, 日本化學工學, p. 734 (1981).
11. E.D. Hespe, Leach Testing of Immobilized Radioactive Waste Solids, Atomic Energy Review, 9(1971), 195.
12. D.J. Bratly et al., Leach Test Methodology for the Waste/Rock Interactions, PNI-3326 (1980).
13. 品質管理専門委員會, 固化體の品質管理方式に關する檢討, 原子力環境整備センタ(1980).
14. R. Kunin edited, Ion Exchange Resins, John Wiley & Sons, Inc., N.Y. (1958).
15. J.A. Stone, An Overview of Factors Affecting the Leachability of Nuclear Waste Forms, Nucl. Chem. Waste Management, 2(1981), 113.
16. F.W.E. Strelow, An Ion Exchange Selectivity Scale of Cations Based on Equilibrium Distribution Coefficients, Anal. Chem., 32(1960), 1185.