

Acceptance Criteria and Evaluation Techniques for Radioactive Waste Forms(Ⅱ)

Jeong-Guk Kim, Joon-Hyung Kim and Hun-Hwee Park

Korea Atomic Energy Research Institute

(Received August 31, 1990)

방사성폐기물 고화체의 인수기준 및 평가기술(Ⅱ)

김정국·김준형·박헌휘

한국원자력연구소

(1990. 8. 31 접수)

Abstract

Radioactive waste accepted to the repository of land disposal should have the capability of a safe isolation. To develop those requirements and evaluation techniques, the foreign criteria and the important characteristics, relevant to waste forms and management processes, were reviewed. Based on such studies as the evaluation techniques, "general acceptance criteria" that the radioactive waste forms generated in Korea should be met were suggested.

요 약

육지처분을 하기 위해 처분장에서 인수하는 방사성폐기물 고화체는 처분장의 조건에서도 안전한 격리성능을 지녀야 하는데, 이러한 일정한 기준과 이를 평가하는 기술의 개발을 위하여 외국의 인수기준과 고화체별, 관리공정별 주요 특성을 고찰하였다. 이를 통해 중요항목별로 평가사항 및 방법을 검토하였으며, 최종적으로 국내에서 발생되는 방사성폐기물 고화체가 처분장 인수시 꼭 갖추어야 하는 "일반인수기준"을 제시하였다.

1. 서 론

국내의 방사성폐기물은 현재 원자력 발전소에서 주로 발생하고 있으며, 대부분이 중저준위 폐기물로 발전소내에서 처리되어 임시저장중에 있으나, 가까운 시일내에 저장용량이 포화될 전망이다. 따라서 폐기물을 공공의 보건과 안전 및 환경을 보호하기 위하여 상당시간 동안 격리시키는 최종처분을 해야 한다. 이런 실정에 따라 211차 원자력위원회(1984. 10. 13)에서는 육지처분 원칙을 비롯한 4대 원칙을, 220차 원자력위원회(1988. 7. 27)에서는 중, 저준위

방사성폐기물의 영구처분장을 1995년 말까지 준공하기로 의결한 바 있어, 처분장 건설에 관련된 일련의 계획이 추진중에 있다.

영구처분장이 완성되어 방사성 폐기물을 처분하기 위해서는 처분하고자 하는 폐기물 고화체가 주어진 처분장의 조건에서도 안전한 격리성능을 지니도록 일정요건과 기준을 갖추어야 할 것이며, 이에 대한 평가가 필요하다[1]. 이와 같은 방사성폐기물 고화체가 처분장 인수시 갖추어야 할 기준은 관련된 여러 사항에 대한 충분한 검토를 거쳐 최종적으로 정량적인 기준 및 이를 평가하는 적절한 시험검사법의 설정

을 통해서 이루어지며, 그 후로도 이에 대한 계속적인 보완이 있어야 할 것이다. 국내에서는 이러한 기준에 관련된 기본요건에 대해서는 몇몇 연구[1, 2, 3]와 함께 한국공업규격(KS)에 기준한 표준화된 평가시험법도 제시되었다[1, 3]. 그러나 처분장의 건설이 아직 이루어지지 않았기 때문에 처분시스템의 안전성 평가 결과를 함께 고려한 최종적인 인수기준의 설정에는 다소 어려움이 있다. 그렇지만 방사성폐기물의 지속적인 발생과 또 언젠가는 모든 폐기물을 적절한 평가 후 영구처분해야 하는 실정에 비추어 볼 때, 최소한 폐기물 고화체(또는 포장물)로서 갖추어야 할 "일반인수기준"에 대한 고찰이 필요하다.

본고에서는 각국의 방사성폐기물 고화체의 처분장 인수기준 및 이와 관련된 연구현황 등을 살펴본 후, 앞서 제시한 고화체 특성평가 항목[1]에 대해 고화체 매질별, 관리공정별로 평가의 중요성을 검토하였다. 이와 함께 국내의 실정에 비추어 폐기물 고화체가 처

분장에 인수되는 시점에서 꼭 평가해야 할 최소한의 인수기준을 시험방법과 함께 제시하고자 하였다.

2. 각국의 인수기준 현황

2.1. 미국

미국은 1982년 말에 NRC(Nuclear Regulatory Commission)가 10CFR61, "방사성폐기물의 육지처분을 위한 허가요건"[4]에서 '폐기물 분류(61.55)'와 '폐기물 특성평가(61.56)'를 규정하여, 분류된 폐기물에 따라 서로 다르게 적용되는 폐기물 고화체의 최소 및 안정성 요건(minimum and stability requirement)을 정하였다. 1983년 5월에는 폐기물 고화체에 대한 최종 Branch Technical Position (BTP)[5]을 통해 시험검사방법 및 인수기준(표 1 참조)을 규정하여, 모든 폐기물에 대해 이 기준을 만

표 1. 미국의 일반 인수기준[5]

폐기물 등급	시험항목	시험 방법	인 수 기 준
A급 폐기물	유리수	ANS 55.1	폐기물 전체부피의 0.5% 미만
B, C급 폐기물	압축강도 조사/압축	ASTM C39, D1074 BTP/ASTM C39, ASTM D1074	압축강도치 ≥ 50 psi(0.34 MPa) 10 ⁶ Rad(10 ⁶ Gy) 조사후 압축강도치 ≥ 50 psi
	미생물/압축	ASTM G21, 22/ ASTM C39, D1074	미생물의 성장정후가 없음, 시험후 압축강도치 ≥ 50 psi
	침출시험 침수/압축	ANS 16.1 BTP/ASTM C39, ASTM D1074	Cs, Sr, Co의 침출지수* ≥ 6 90일 침수후 압축강도치 ≥ 50 psi
	열순환/압축	ASTM B553/ ASTM C39, D1074	-40~+60℃를 30회 순환 후 압축강도치 ≥ 50 psi
	유리수	ANS 55.1	폐기물 부피의 0.5% 이하, 유리수의 pH는 4-11
	Scale-up시험	BTP	작은 모의시험의 경우, 실제크기시험과의 관계유도
	균일시험	파괴분석	고화체 각 부위의 압축강도치 ≥ 50 psi

*침출지수 $L = \log(B/D)$

B=1 cm³/s, D: 이온의 유효 확산계수(cm²/s)

족해야 할 것을 요구하고 있다. 그후로도 이러한 기준에 대한 연구[6-10]를 통해 소요경비 및 실제적인 평가 후 기준치와 시험기술상의 여러 문제점을 검토하여 적절한 보완책을 제시하고 있다.

2.2. 프랑스

프랑스는 1984년 “중, 저준위 방사성폐기물 고화체의 특성평가[2, 11]”를 통해 여러 실험실에서 행해지고 있는 시험방법들을 표준화하였는데, 여기서 크게 6가지 항목에 대해 20가지의 세부 시험방법들을 표준화하여 제시하고 있다. 1986년에는 “처분될 고화체기물 포장에 대한 허용조건”[12]에서 침출저항, 내구성, 열적 저항, 내방사선 및 액체 배출량 등 일반기준(표 2 참조)을 정하였으며, 특히 유기질 폐기물 고화체에 대해서는 “열경화성 고분자내에 고화되는 이온교환수지로 구성된 폐기물에 대한 특별규정(표 3 참조)”[13]을 정하여 별도의 보완규정을 적용하고 있다.

2.3. 일본

1976년 일본원자력위원회는 저준위 방사성폐기물의 처분에 있어 해양처분과 육지처분을 병행하기로 결의하여, 각 처분방식에 관련된 연구, 평가 및 법령의 제정 등을 추진하여 왔다.

육지처분의 경우[14] 1986년 5월에 개정된 “핵연료물질, 핵연료물질 및 원자로 규제에 관한 법률”이 정하는 바에 따라야 하는데, 1987년 3월의 동시행령을 통해 처분할 폐기물의 농도상한치를 표 4와 같이 정하였고, 1988년 1월의 “핵연료물질 또는 핵연료물질에 의해 오염된 물질의 폐기물 매설사업에 관한 규

칙” 및 “핵연료물질 등의 매설에 관한 조치 등에 따른 기술적 세목을 정한 고시”에서 매설처분하는 폐기물에 대한 기술기준을 표 5와 같이 정하였다.

이러한 처분시의 기술기준 외에도 1984년 일본 플라스틱 고화체 평가지침 검토회에서는 고분자 고화체의 안전성평가에 필요한 37가지의 시험방법들을 폐기물처리처분의 관점에서 그 중요도와 함께 제시하였다[15]. 또 日揮주식회사(Japan Gasoline Corporation)에서는 새로운 고화기술에 의해 고화체를 제조한 후 이들의 물성을 비교, 평가하기 위해 표 6과 같은 시험검사기술[16]을 적용하고 있다.

2.4. 스웨덴

원자력발전소에서 발생하는 폐기물을 시멘트 또는 아스팔트로 고화하고 있는 스웨덴은 1978-1981년 중 STUDSVIK의 고화체특성 최적화를 위한 연구에서 ‘폐기물의 안전한 관리에 관련되어 고려할 특성 및 시험[17]’을 표 7과 같이 제시하였고, 여기에 제시한 특성평가는 정상 및 사고시에 대해 교차확인(cross-check)해야 한다고 명시하고 있다.

2.5. 영국

여러해 동안 해양처분을 실시하다가 지금은 Drigg의 천층처분장에 육지처분을 하고 있는 영국은 폐기물 고화체의 공식적인 인수기준치 및 구체적인 시험방법 등은 아직 알려지지 않은 상태이다. 다만 Drigg 처분장에 처분할 방사성폐기물에 대한 정성적인 조건 및 방사능농도 한계치(표 8 참조)가 BNFL(British Nuclear Fuels Limited)에 의해 작성되었고[18], 재처리시설에서 발생하는 중준위 폐기물 고

표 2. 프랑스의 폐기물 고화체의 천층처분을 위한 인수기준[12]

항 목	인 수 기 준
침출	<ul style="list-style-type: none"> ● β, γ 방출핵종(H-3 제외) < 37 MBq/kg <math>< 5 \times 10^{-3} \text{cm/day}</math> ● β, γ 방출핵종 > 37, < 370 MBq/kg <math>< 1 \times 10^{-3} \text{cm/day}</math> ● β, γ 방출핵종(H-3 제외) > 370 MBq/kg <math>< 2 \times 10^{-4} \text{cm/day}</math> ● α 방출핵종 <math>< 1 \times 10^{-5} \text{cm/day}</math>
내구성	적재시 내구성 변화율 < 3%
열적 저항	-20 ~ +5℃ : 5회, +5 ~ +40℃ : 5회 후 압축강도 변화율 < 20%
내방사선	총흡수선량 10 ⁵ Gy, 조사율 2×10 ² Gy/h로 조사 후 압축강도 변화율 < 20%
유리수	0.35 MPa의 응력하에서 배출량 < 3%

표 3. 프랑스의 폐수지를 열경화성 고분자고화매질에 고화한 경우의 인수기준 [13]

항 목	시험 방법	인 수 기 준															
1. 고화체의 총 방사능 농도		<ul style="list-style-type: none"> ● α 방출핵종(반감기 > 35년) < 3.7 MBq/kg ● 삼중수소 < 74 MBq/kg ● Sr-90, Cs-137 < 10⁶ MCA(최대허용농도) ● 기타 β, γ 방출핵종(반감기 < 35년) < 10⁷ MCA ● 핵분열성물질의 함량 < 0.1g/kg 															
2. 고화매질의 함량, 균일성		<ul style="list-style-type: none"> ● 고화매질 함량 > 30wt% ● 국부방사능농도가 평균치의 1.5배 이내 															
3. 물리특성	NF.T 51101	<ul style="list-style-type: none"> ● 압축강도 > 8MPa ● 0.35 MPa 응력하 변형 < 0.5%, 액체배출 무 															
4. 침수성	NF. T 52166	<ul style="list-style-type: none"> ● 고화매질 : 무게상승 < 1.2%, 무게감소 < 0.01% ● 고화체 실험실시편 : 압축강도저하 < 20% 질량, 부피변화 < 5% ● 실제시편 : 수지입자의 탈리 무 팽윤 < 1% 															
5. 침출성 (년간 침출방사능 분율)		<ul style="list-style-type: none"> ● α 방출핵종(반감기 > 35년) < 2 × 10⁻⁶ ● 삼중수소 < 5 × 10⁻² ● β, γ 방출핵종 : 다음 한계치 이내 <table border="1" style="margin-left: 20px;"> <thead> <tr> <th>농도(MBq/kg)</th> <th>Cs-137</th> <th>Sr-90</th> <th>Co-60</th> <th>비확인핵종</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A ≤ 10³</td> <td>5 × 10⁻³</td> <td>2 × 10⁻⁴</td> <td>5 × 10⁻³</td> <td>1 × 10⁻³</td> </tr> <tr> <td>A > 10³</td> <td>1 × 10⁻³</td> <td>1 × 10⁻⁴</td> <td>1 × 10⁻³</td> <td>2 × 10⁻⁴</td> </tr> </tbody> </table>	농도(MBq/kg)	Cs-137	Sr-90	Co-60	비확인핵종	A ≤ 10 ³	5 × 10 ⁻³	2 × 10 ⁻⁴	5 × 10 ⁻³	1 × 10 ⁻³	A > 10 ³	1 × 10 ⁻³	1 × 10 ⁻⁴	1 × 10 ⁻³	2 × 10 ⁻⁴
농도(MBq/kg)	Cs-137	Sr-90	Co-60	비확인핵종													
A ≤ 10 ³	5 × 10 ⁻³	2 × 10 ⁻⁴	5 × 10 ⁻³	1 × 10 ⁻³													
A > 10 ³	1 × 10 ⁻³	1 × 10 ⁻⁴	1 × 10 ⁻³	2 × 10 ⁻⁴													
6. 내방사선성	총조사선량 10 ⁵ Gy	<ul style="list-style-type: none"> ● 침수, 형상변화 < 5% ● 기체발생량 < 3cm³/(g 고화체) 															
7. 온도순환	NF. T 51021 -1회 순환주기 2시간 : -20℃ 2시간 : + 5℃ 2시간 : +40℃ 2시간 : + 5℃	<ul style="list-style-type: none"> ● 연소점 > 300℃ ● 연화점 > 120℃ ● 열분해분석시 350℃까지 발열반응 무 ● 온도순환 10회 후 압축강도변화율 < 20% 															

표 4. 일본의 매설하는 방사성폐기물의 방사능농도 한계 [14]

핵 종	한계치, GBq/t(Ci/g)
C-14	3.7 × 10 ¹ (1 × 10 ⁻⁶)
Co-60	1.11 × 10 ⁴ (3 × 10 ⁻⁴)
Ni-63	1.11 × 10 ³ (3 × 10 ⁻⁵)
Sr-90	7.4 × 10 ¹ (2 × 10 ⁻⁶)
Cs-137	1.11 × 10 ³ (3 × 10 ⁻⁵)
α 선방출핵종	1.11 (3 × 10 ⁻⁸)

화체의 평가기술개발의 일환으로 물리특성, 물리/화학 안정성, 열안정성, 방사선 안정성, 침출시험, 모델링, 용기개발, 그리고 방사선농도 및 양 측정 (radiological inventory) 등 8개분야에 대한 세부연구를 추진중이다 [19].

3. 처분장 일반인수기준

앞서 제시한 시험검사의 전 항목 [1]을 모든 고화체에 일률적으로 적용하여 평가하는 것은 경제적인

표 5. 일본의 방사성폐기물의 매설처분시 기술기준[14]

항 목	준 용 규 격	기 준
1. 용기내 고화방법 ●고화매질 -시멘트 고화 -아스팔트 고화 -고분자 고화 ●용기 ●시멘트 고화체 ●아스팔트, 고분자 고화체 ●고분자 고화체의 경도 ●균질성	JIS R 5210, R 5211, JIS K 2207 JIS Z 1600 고화매질함량(중량) JIS K 7215	규정 이상의 품질을 가진 매질 // 스틸렌에 용해된 불포화폴리에스테르 규정이상의 강도, 기밀성을 갖는 용기 일축압축강도 $\geq 15 \text{ kg/cm}^2 (1.5 \text{ MPa})$ -아스팔트 고화체 $\geq 50\%$ -고분자 고화체 $\geq 30\%$ 경도 $\geq 25\%$
2. 방사능 농도	표 4의 한계치	용기내 유해한 틈이 없을 것 최대방사능농도가 한계치 이내 α 핵종 $< 0.4 \text{ Bq/cm}^3$ 비 α 핵종 $< 4 \text{ Bq/cm}^3$
3. 표면 방사능물질 밀도		폭발성, 휘발성, 부식성, 기체발생 물질 불포함
4. 건전성		매설시 예상하중을 견디어야 함
5. 강도		현저한 파손이 없을 것
6. 파손		각각에 대한 표지가 있을 것
7. 표시사항	-방사성 물질 -선량률 -정리번호	

표 6. 고화체 물성 시험검사방법(日標, 일본)[16]

항 목	시험검사방법
1. 고화체의 비중, 압축강도	비중 $\geq 1.2 \text{ g/cm}^3$ 압축강도 $\geq 150 \text{ kg/cm}^2 (14.7 \text{ MPa})$
2. 내수성 ●침출시험 ●침수시험	-IAEA 권장 표준시험법[42] -침출지수법(ANS 16.1) 3개월 이상 침수 후 손상확인
3. 내방사선성	총 10^5 Gy 의 γ 선 조사 후 손상확인
4. 열순환	-40~60℃의 온도주기(8시간)를 30회 순환 후 손상확인
5. 낙하충격성, 내하중성	-낙하시험 : 1.2m에서 낙하 -하중시험 : 5톤의 하중시험 시험 후 손상확인
6. 균일성	200L 드럼을 절단하여 각 부분의 비중 및 압축강도를 측정

로 비능률적이며, 또 처분장에 인수하는 고화체에 대해서는 빠른 시간에 평가결과를 얻어 적절한 후속

조치를 취하도록 하여야 할 것이다. 따라서 인수할 고화체를 가능한 빠르고 정확하게 평가할 수 있는 평

표 7. 스웨덴의 폐기물고화체 특성평가사항[17]

항 목	관련공정 P S T D	시 험	고화체	요 건	비 고
1. 내수성	+++○	증류수에 침수	B C	팽윤 없음 분해 없음	촬영 시험
2. 침출	+++○	증류수중 Cs,Co의 침출	B C		IAEA 표준
3. 기계강도	++○+	압축강도, 인장강도, 경도	C	≥50kg/cm ² (4.9MPa)	ASTM 표준
4. 자유낙하	-+○-	9~14m에서 자유낙하	(B)C	파손 무(9m)	IAEA 수송사 고
5. 형태 안정성(접도)	+○++	불침강, 원통굽힘, 구멍이동	B		ASTM 제안
6. 열저항	-+○-	가열	C B	800℃, 0.5시간	IAEA 수송사 고
7. 냉해저항	-+-+	냉동기내 저장, 순환	B C	-40~+20℃	
8. 균일성	○---	현미경, X-ray 회절, 방사선 자동사진, 화학분석	B C		
9. 장기 안정성, (방사선, 화학 및 미생물 침투)	-+-○	구조변화, 방사기체발생			

*수지-아스팔트(B), 수지-시멘트(C) : 고화공정(P), 저장(S), 수송(T), 처분(D)

○ : 꼭 필요한 시험, +이로운 시험, - : 불필요한 시험

가시험법 등의 선정에 대한 검토가 있어야 한다. 여기서는 방사성폐기물 고화체의 특성중 평가가 필요한 중요특성을 기초로 하여 처분장 인수시에 꼭 시험해야 할 항목을 선정하였다. 선정된 시험항목은 여

표 8. 영국의 Drigg 처분장에 처분할 폐기물의 방사능 농도 한계치[18]

핵 종	방사능 농도 GBq/t(Ci/g)
모든 α 방출 핵종	4(1.08×10 ⁻⁷)
비 α 방출 핵종	12(3.24×10 ⁻⁷)
초우라늄 핵종(원자번호가 92이상)	0.1(2.70×10 ⁻⁹)
Ra-226, Th-232	0.1(2.70×10 ⁻⁹)

러 자료를 통해 그 방법을 검토하였고, 처분될 고화체로서 갖추어야 할 기준을 설정하여 이를 방사성폐기물 고화체의 처분장 인수시 적용되는 '일반인수기준'으로 제시하였다.

3.1. 고화체별 주요특성

각국의 인수기준은 적용하고 있는 고화기술과 사용하는 고화매질의 특성, 기후 및 처분원칙 등에 따라 시험항목과 인수기준치가 서로 다르다. 이들 중

고화에 사용하는 매질은 생성되는 고화체의 기본물성을 크게 좌우하므로 고화체별 특성을 고려하면 보다 중요한 시험항목을 도출할 수 있다. 현재 국내의 적으로 방사성폐기물을 처분하기 전에 안정화(또는 고화)하는 방법에는 여러 기술이 있으나, 중, 저준위 폐기물에 대해서는 안정화 단계에서 사용되는 고화매질에 따라 크게 다음 4가지로 대별할 수 있다.

- 시멘트 고화
- 아스팔트 고화
- 고분자 고화
- 유리 또는 세라믹 고화

위의 모든 안정화 기술이 처분전과 처분작업중 취급의 안전성과 핵종의 농도를 낮추고 누출을 제한하는 목적을 제공하도록 되어 있는데[20], 이러한 기술 및 기본특성에 대해서는 여러 문헌[3, 20-24]에 잘 나타나 있으므로, 여기서는 이러한 특성들을 폐기물 관리상의 4단계, 즉 고화처리, 임시저장, 수송 및 최종처분과 관련지어 요구되는 폐기물 고화체의 주요 평가사항만을 표 9와 같이 보았다[21].

우리나라의 경우 현재로는 원자력 발전소로부터 시멘트 고화체가 발생하고 있으며, 원자력연구소의

표 9. 폐기물 고화체별 주요특성 [21]

폐기물고화체 특성 관련공정	시멘트 고화				아스팔트 고화				고분자 고화				유리, 세라믹			
	P	I	T	D	P	I	T	D	P	I	T	D	P	I	T	D
밀도	+	-	+	-	+	-	+	-	+	-	+	-	+	-	+	-
침강	-	-	-	-	-	+	○	+	-	+	+	+	-	-	-	-
점도	○	-	-	-	○	-	-	-	○	-	-	-	○	-	-	-
연화점	-	-	-	-	○	○	○	○	○	○	○	○	○	+	○	+
가소성	+	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	+
균일성	+	-	-	○	+	-	-	○	+	-	-	○	+	-	-	○
다공성	-	+	+	○	-	+	+	○	-	+	+	○	-	+	+	○
압축강도	-	○	○	○	-	-	-	-	-	○	○	+	-	-	+	-
충격저항	-	+	○	+	-	+	○	+	-	+	○	+	-	+	○	+
냉해저항	-	○	○	○	-	○	○	○	-	○	○	○	-	○	○	○
물/시멘트 비	○	+	-	+	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
고체함량	○	+	+	○	○	+	+	○	○	+	+	○	○	-	-	-
열전도율	-	+	○	+	○	+	○	○	○	+	○	○	○	○	○	○
열팽창	-	-	○	-	+	+	○	○	+	+	○	○	-	○	○	○
착화점	-	-	-	-	○	+	○	+	○	+	○	+	-	-	-	-
인화점	-	-	-	-	○	+	○	+	○	+	○	+	-	-	-	-
발화점	-	-	-	-	○	+	○	+	○	+	○	+	-	-	-	-
연소속도	-	-	-	-	○	+	○	+	○	+	○	+	-	-	-	-
연소중 상분리	-	-	+	-	○	+	○	+	○	+	○	+	-	-	-	-
방사능준위	○	+	○	+	+	○	○	+	+	○	○	+	+	○	○	+
고화체의 선량률	-	○	-	○	-	○	○	○	-	○	○	○	-	○	○	○
기체발생	-	-	-	+	-	+	-	○	-	+	-	○	-	-	-	-
팽윤(기체발생)	-	-	-	+	-	+	-	○	-	+	-	○	-	-	-	-
팽윤(물이 원인)	-	+	+	○	-	+	+	○	-	+	+	○	-	-	-	-
물 흡수	-	+	+	○	-	+	+	○	-	+	+	○	-	-	-	-
수분함량	+	+	+	○	+	+	-	○	+	+	-	○	-	-	-	-
용해도	-	+	+	○	-	+	+	○	-	+	+	○	-	-	-	+
침출	-	+	+	○	-	+	+	○	-	+	+	○	-	+	-	+
부식	-	-	-	○	-	-	-	○	-	-	-	○	-	-	-	○
미생물효과	-	-	-	○	-	-	-	○	-	-	-	○	-	-	-	+
숙성	-	-	-	○	-	-	-	○	-	-	-	○	-	-	-	○
깨어짐	-	-	+	-	-	-	-	-	-	-	+	+	-	○	○	+
인장강도	-	+	+	○	-	-	-	-	-	○	○	+	-	-	+	-
경도	-	+	+	+	-	-	-	-	-	+	+	+	-	+	+	+
경화/냉각 시간	○	+	-	-	○	+	-	-	○	+	-	-	○	+	-	-
구조변형	-	+	-	○	-	-	-	+	-	+	-	○	-	+	-	○

P : 고화공정, I : 임시저장, T : 수송, D : 장기저장 및 처분
 ○ : 매우 중요한 특성, + : 중요한 특성, - : 별로 중요하지 않은 특성

폐기물 처리설비에서 아스팔트 고화체가, 고분자를 이용한 연구 및 활용[25, 26] 등으로 고분자 고화체의 발생이 예상된다.

3.2. 시험항목의 선정

여기서는 앞서 분류, 제시된 큰 항목(기타는 제외)별로 표 8에서 나타난 각 고화체별, 관련공정별의 중요특성과 관련지어 검토하여 가장 중요하다고 여겨지는 대표적인 시험 하나씩을 선정하였다. 특히 방사성폐기물 고화체를 평가하는 시점이 처분장에 인수하기 직전 또는 직후인 것을 감안할 때 여러 관련공정중 장기저장 및 처분의 관점에서 꼭 평가되어야 할 특성을 중심으로 선정하였다.

3.2.1. 물리특성

여러가지 물리특성중 처분과 관련된 중요 특성으로는 균일성, 다공성, 수분함량, 구조변형, 유리수 등이다. 이들 중 균일성, 다공성 및 구조변형 등은 이들의 열화 또는 변화가 기계특성에 영향을 미치므로 결국 기계특성의 평가사항으로 요약될 수 있다. 밀도는 해양처분의 경우 바다속으로 잘 가라앉게 하기 위해 1200 kg/m^3 이상[16, 27]이 되는가를 꼭 평가해야 할 사항이지만, 육지처분의 경우는 단지 포장용기내의 채움정도 및 균일도를 확인[11]하는 정도의 기능을 가질 뿐이다.

고화체에 포함된 수분에 관련된 특성들중 유리수(free standing water)의 존재가 중요한데[2, 4], 유리수란 폐기물 고화체의 고화매질에 고정화되지 않거나 흡수되지 않고 흘러 내릴 수 있는 수분을 말한다. 고화체가 완전히 경화된 후에도 남아 있는 유리수는 시멘트 고화체의 경우 매우 높은 pH값을 가질 뿐만 아니라 일반적으로 철재드럼의 부식 및 방사성 물질의 누출을 촉진하므로[28, 29], 장기보관의 관점에서 안정성에 직접 관련된 평가사항으로 볼 수 있다.

유리수에 관련된 외국의 시험방법 및 기준은 미국과 프랑스에서만 찾아볼 수 있다. 미국은 실제 크기의 고화폐기물을 ANS 55.1[30]에 명시된 방법대로 포장용기만 제거하여 그대로 또는 고화체를 절단 및 구멍을 뚫어 유리수의 양을 측정하고 이들의 pH를 측정하되, 유리수의 양이 안정한 처분용기내의 폐기물에 대해서는 총부피의 1%이내[4], 고화처리된 폐

기물에 대해서는 0.5%이내이고, 그 pH는 4-11이어야 한다[5]고 되어 있어 시멘트 고화체의 유리수 측정에 적당하다. 그러나 이러한 값은 고건전성 용기(High Integrity Container; HIC) 내에 고화하지 않고 담겨진 폐기물에 대해서도 포괄적으로 적용할 수 있는 값[5]이므로 고화체에 대해서는 유리수가 없는 것이 바람직하다고 제시하고 있다[8, 31, 32]. 프랑스는 0.35MPa의 응력하에서 유리수가 배출되지 말아야 하는 것으로 되어 있어 아스팔트 및 고분자 고화체의 유리수 측정에 보다 적당하다.

시험방법은 참고할 국내 규격은 없고 미국의 ANS 55.1이 있으나, 유리수 시험을 위해 따로 절단이나 구멍뚫기 등을 하는 방법 보다는 압축강도 등 기타 시험을 위해 시편을 만드는 과정이나 압축강도를 측정하는 과정에서 유리수가 발생하는 가를 확인하고, 기준은 유리수가 없음(정량적으로는 0.5부피퍼센트 이내)을 보여야 하는 것이 시간을 절약할 수 있을 것으로 보인다.

3.2.2. 기계특성

폐기물 고화체가 가져야할 여러가지 기계특성 중 처분과 관련된 주요특성은 압축강도, 인장강도, 충격강도, 자유낙하특성, 내하중성, 내구성 등이다. 이들 중 압축강도는 처분장 조건에서 폐기물 고화체 고유의 형태와 크기를 유지할 수 있는 구조적 안정성(structural stability) [4]을 평가하는 것으로, 시멘트 고화체를 제외하고는 그리 중요한 특성이 아니지만, 측정의 용이성, 앞으로 언급될 여러가지 시험의 영향을 평가하는 응용성, 그리고 측정결과를 정확한 수치로 얻을 수 있다는 것 때문에 모든 나라에서 적용하고 있다. 이외에도 처분장내에 고화체를 적재하여 장기저장하는 경우를 예상한 내하중성 시험도 중요 평가사항으로 몇몇 나라[12, 16]에서 적용하고 있으나 변형의 정도를 정량화하기가 쉽지 않을 뿐만 아니라 변형의 정도가 안전성에 어떤 영향을 미치는지에 대한 보고가 거의 없는 실정이다.

압축강도시험은 각국마다 토목과 관련된 압축강도 시험규격을 그대로 적용하고 있는데, 우리나라도 관련된 한국공업규격(KS)으로는 시멘트에 대해 KS-L-5105[33], 고분자에 대해 KS-M-3816[34], 아스팔트에 대해 KS-F-2351[35]이 있다. 다만, 여러가지의 시편형태중 철재드럼용기와 같이 직경에

대한 높이의 비가 1.5정도의 원통형시편(예, ϕ 50mm×H75mm의 원통형 시편)으로 시험할 것을 권하고 싶다.

고화체가 가져야 할 압축강도의 기준치로는 각국마다 서로 다른데, 미국은 50 psi(0.34 MPa) [5], 스웨덴은 50kg/cm²(4.9MPa) [17], 독일의 KONARD 처분장에서는 10 MPa [36], 일본은 과학기술청고시 9호에서는 150kg/cm²(14.7 MPa) [16], 매설처분되는 시멘트 고화체에 대해서는 15kg/cm²(1.5 MPa) [14], 프랑스는 Manche 영구처분장에 보내질 시편에 대해 시멘트 고화체는 30 MPa, 고분자 고화체는 8 MPa [11] 이상이 되어야 한다고 규정하고 있다. 우리나라의 경우 봉산함유 액체폐기물의 조업조건을 찾기 위한 연구 [25, 26, 37, 38]를 통해 15MPa를 기준치로 제시하고 있으나, 실제 연구에 사용된 회분식형 혼합기와 고화처리설비의 연속식 혼합기와의 혼합조건의 차이 [39]에 의한 여유를 감안하여, 유기폐이온교환수지를 첨가제 없이 시멘트로 고화하여 침수시켰을 때 균열이 발생하는 한계치인 5MPa [25]를 압축강도 기준치로 추천하며, 단 아스팔트 고화체는 시험치 않는 것으로 한다.

3.2.3. 열 및 온도 특성

폐기물 고화체에 요구되는 열 및 온도 특성은 저장 및 취급시 화재사고 또는 처분장의 기후 및 온도의 조건에서도 안정하다는 것을 보여야 하는데, 예상되는 사고를 가정한 조건이나 기후변화를 가정한 시험 조건에서 그 구조적인 형태의 변화가 없을 뿐만 아니라 시험을 거친 후에도 고화체가 가지고 있는 특성(대개의 경우 기계 특성으로서의 압축강도치)도 어느 기준이상임을 보여야 한다. 저장 및 취급시의 화재 사고는 일반적으로 IAEA의 수송사고에 대한 800℃, 30분 [40]을 그 기준으로 하고 있는데, 수송중에 비해 발생가능성이 거의 없어 오히려 처분장의 기후 및 온도변화에 대한 안정성이 더 요구되고 있다. 이러한 특성을 보다 구체적으로 살펴보면 고화체의 연화점, 연소점, 인화점, 열전도율, 열팽창율, 비열, 그리고 시험중 기체발생 등의 측정도 필요하는데, 이는 보다 건전한 고화체를 얻기 위한 실험조건의 도출이나 고화매질 등의 개발과 같은 연구를 통해 이를 규명할 사항 [15]이고, 고화체를 인수하는 과정에서는 기후 및 온도를 모사한 조건을 여러번 순환시켜 그

영향을 평가하는 온도순환시험 [5, 12, 16, 17]을 거쳐야 한다. 그러나 최근의 연구 [10]에 의하면 모든 고화체가 온도순환에 안정함을 보이고 있어 좀 더 검토가 필요한 특성이자다.

실험방법은 어느 온도 범위를 여러회 순환시켜 그 영향을 살펴는 것으로 국내의 규격으로는 KS-F-2456 [41]을 들 수 있다. 외국의 실험결과 [7, 8]에 의하면 실험체크기의 고화체의 중심이 설정온도에 이르려면 6시간 이상이 소요되는 것을 감안할 때, 최고 및 최저 온도에서의 체류시간을 10시간, 중간 온도에서는 2시간씩, 총 24시간을 한주기로 30회를 순환시키고, 최고, 최저 및 중간온도를 각각 40, -20, 10℃로 하는 온도순환시험과 시험 후 압축강도(시멘트 및 경질고분자 고화체만)를 측정하여 그 변화율이 20% 미만이어야 함을 기준으로 추천한다.

3.2.4. 내수특성

장기저장시 처분장 주변환경조건과 관련되어 예견되는 화학 안정성으로는 처분부지의 수질, 토양 등과의 접촉으로 인한 반응성 및 안정성 저하와 기체 또는 착화합물의 발생, 그리고 부식성 등을 들 수 있다. 그 중에서 특히 처분장으로 유입되는 지하수 등 물에 의해 고화체에 미치는 특성은 고화체내의 핵종 누출을 크게 좌우하므로 고화체의 여러가지 특성중 가장 중요한 사항으로 알려져 있다. 이러한 내수특성은 크게 침출특성과 침수안정성으로 나눌 수 있는데, 침출특성은 고화체가 물과 접촉하여 고화체내의 핵종이 물로 확산되는 핵종의 이동특성을 말하며, 침수안정성이란 고화체에 흡수된 물에 의해 일어나는 구조적인 변형력에 대한 저항성을 말한다.

침수안정성은 유기고화매질을 사용하거나 이온교환수지를 고화한 경우에 특히 필요한 시험인데, 시험하는 방법은 실온의 물에 시편이 10cm 이상의 깊이로 완전히 잠기게 침수시켜 두는 것이다. 그러나 이 방법 보다는 침출시험과 함께 행하는 것이 간편한 방법 [8, 10]으로 제안되고 있다. 기준은 침수시킨 상태에서 최소 100일 이상이 흐른 뒤에도 균열, 부스러짐 등이 없어야 하고, 최종적으로 압축강도를 측정하였을 경우 침수전에 비하여 그 변화율이 20%미만이어야 한다.

침출시험방법으로는 1971년 IAEA의 Hespe [42]가 고화체의 질을 평가하고 다른 공정이나 실험실로

부터의 다양한 생성물을 상호비교(상호비교법; inter-comparison method)하고, 저장환경의 조건하에서의 고화체의 거동을 예측(환경법; environmental method)하기 위한 '방사성 성분의 물에 의한 침출율을 측정하는 표준법'을 제안한 이래 많은 시험법이 제안되었는데, 시험기간 중 침출액의 교환이나 교반의 유무에 따라 크게 동적시험법과 정적시험법으로 나눌 수 있고 그 각각에 대해서는 문헌[43]에 잘 비교되어 있다. 현재로는 IAEA권장 시험법외에도 프랑스에서 적용하고 있는 ISO 6961[11]과 미국에서 적용하고 있는 ANS 16.1[44] 등도 널리 알려져 있는데, 몇가지 개선점[43]에도 불구하고 IAEA권장 표준시험법을 추천한다. 그 기준으로는 100일을 기준한 침출속도가 β , γ 핵종에 대해서는 1×10^{-10} m/s 이하를, α 핵종에 대해서는 1×10^{-12} m/s 이하를 제안한다[12].

3.2.5. 내방사선 특성

방사성폐기물 고화체는 처분장에서 관리하는 기간 동안(중, 저준위의 경우 약 300년간) 자체조사되는 누적피폭선량(미국은 1×10^6 Gy, 프랑스는 1×10^5 Gy)에 대해서도 안정성을 유지해야 한다. 방사선 조사를 받는 동안 예상되는 변화로는 팽윤과 기체의 발생, 함유된 휘발성 성분의 휘발, 고화체의 대체적인 특성저하 등인데, 봉산폐액을 시멘트로 고화한 고화체는 방사선 조사에 의한 변화가 거의 없다고 보고되고 있으나, 유기고화매질을 사용한 고화체나 이온교환수지를 고화한 경우에 대해서는 평가가 필요한 시험으로 알려져 있기도 하다[10]. 대체적으로 소요되는 비용 또는 시간에 비해 기계적인 특성의 저하가 거의 나타나지 않아 비경제적인 시험으로 보고[7, 8]되고도 있다.

실험방법으로는 국내의 경험이 없어 외국의 경우를 살펴보면, Co-60선원을 이용하여 누적피폭선량에 해당하는 1×10^6 Gy의 γ 선을 조사시키면서 팽윤 및 기체 등의 발생량과 압축강도를 측정하는 것이다. 조사선량은 시편이 과열되어 녹지 않을 정도[9] 또는 시편의 온도가 80°C를 넘지 않도록 하여야[12]하는데, 미국은 조사선량율에 대한 규정이 없고, 프랑스는 '처분허용조건'에서 2×10^2 Gy/h[12]로, 표준시험법에서는 $5 \times 10^2 \sim 5 \times 10^3$ Gy/h로 조사시킬 것을 정하고 있다. 여기서는 1×10^6 Gy의 총누

적선량에 대해 시편이 과열되어 녹지 않을 정도로 하여 $1 \times 10^3 \sim 1 \times 10^4$ Gy/h의 조사선량율[7, 15]로 시험할 것을 추천하며, 기준은 압축강도 측정치가 조사전의 경우와 비교하여 그 변화율이 20%이내이어야 한다.

3.2.6. 생물영향 특성

장기저장에 있어 고려할 또 하나의 중요한 특성으로는 처분장내 존재하거나 유입되는 생물체에 의해 고화체의 특성저하가 나타날 수 있는데, 특히 유기고화매질을 사용한 고화체의 경우 이러한 영향이 예견된다. 주로 미생물에 의해 이루어지며 그 효과로는 물리적인 파괴 또는 방사성 핵종의 유동성을 증가시키는 형태로의 변화, 미생물 분해에 의한 기체발생 등인데, 이로 인해 핵종의 누출가능성의 증가 뿐만 아니라 발생기체로 인해 처분장의 안전성 및 처분장 환경의 변화를 가져올 수 있으므로, 처분장 주위 환경에서 자생하거나 유입될 수 있는 미생물, 곰팡이류, 박테리아 등에 대한 안정성 실험을 평가해야 한다.

실험방법은 가능한 처분장 주위환경에서 자생하는 미생물, 곰팡이, 박테리아 등으로 KS-A-0702[45]에 따라 생물학적 침해에 대한 저항시험을 행하여 어떤 미생물의 성장에 대한 징후도 없음을 확인하고, 최종적으로 압축강도를 측정하여 그 변화율을 살펴보는 것이다. 그러나 국내의 규격에서는 양성판정이 나왔을 경우 추가로 수행해야 하는 시험방법 등에 대한 규정이 없으므로 미국의 ASTM G21[46], G22[47]를 참조하고, 만약 미생물의 성장징후가 발견된다면 적어도 Bartha-Pramer법[48]에 의해 6개월 이상 미생물 성장속도를 측정하는 시험을 행하여야 한다. 이를 통해 실제크기의 고화체에 대해 외삽법으로 구한 300년 까지 미생물 성장으로 인한 탄소량의 감소가 10%미만이 되어야 한다고 그 기준을 정하고 있으나[5], 실험 및 평가결과에 대한 몇가지 문제점[43]을 감안하면 보다 검토가 필요한 시험이다. 현재로서는 KS-A-0702에 준하여 시험하여 생물의 성장징후가 없음을 보이고(음성판정), 실험 후 압축강도를 측정하여 시험전과 비교하였을 때 그 변화율이 20%미만을 추천한다.

3.2.7. 기타

지금까지는 방사성폐기물 고화체를 처분장에서 인수하는 시점에서 필요한 인수기준으로서의 고화체의 평가기술을 살펴 보았다. 그러나 제안된 평가기술 외에도 함유된 방사능이 처분장의 허용한계치를 초과하였는가, 또 어느 핵종이 얼마나 함유되어 있는가 같은 분석검사기술[43] 등과 인수되는 많은 고화체 중 어느 것을 시료채취하여 시험할 것인가 하는 샘플링기법 등의 기술사항도 보완되어야 할 것이다. 또, 실제운영측면에서는 고화체를 처분장에서 인수하여 가능한 빠른 시간내에 이들을 처리해야 하므로, 평가소요시간이 짧으면서도(7일 이내)보다 중요하다 보고된 유리수확인, 압축강도, 단기간의 침수 및 침출시험(본래의 장기시험과의 관계를 고려하여 유도된 7일 이내의 시험법) 등과 같은 '예비인수기준(preliminary acceptance)' [10]의 평가결과와 온도순환, 장기침출, 방사선조사, 생물영향 등과 같은 장기특성에 대해서는 고화체기물 발생자의 인수기준에 적합함을 보이는 평가결과와 서면통보를 통

해 우선 고화체를 인수받고, 후에 그중 몇개의 시편을 취하여 장기특성영향을 평가하는 방식과 같은 운용기술도 검토되어야 할 것으로 보인다.

한편, 방사성폐기물 고화체는 고화처리시설에서 발생하는 시점에서부터 잘 관리해야 하는 점을 고려해 보면 고화체 발생자 또는 고화체를 연구하는 입장에서는 제조된 고화체가 장기저장 및 처분 뿐만 아니라 고화처리과정, 임시저장, 수송중에도 요구되는 안전성도 가져야 하며, 이에 대해서는 본고에서 제시한 인수기준외에도 적절한 평가사항을 추가하여 그 안전성을 보여야 할 것이다.

4. 결 론

방사성폐기물 고화체(또는 포장물)의 처분장 인수기준에 관한 각국의 현황을 살펴보고 국내에서 발생이 예상되는 고화체에 대해 관리공정별 평가의 중요성을 검토하여, 고화체의 처분장 인수시 꼭 평가해야 할 "일반인수기준"을 표 10과 같이 제시하였다. 이러한 기준은 앞으로도 많은 연구 및 경험을 통해

표 10. 방사성폐기물 고화체의 일반인수기준

시험 항목	표 준 규 격	시 험 방 법	인 수 기 준	비고*
유리수확인 압축강도	ANS 55.1 KS-L-5105 KS-M-3816	시편제조시 눈확인	유리수 무(<0.5vol%) 압축강도 ≧5MPa	단기시험 "
내수시험 ●침수시험	침수/ KS-L5105, M3816	증류수에 10cm 이상의 깊이로 침수	100일 침수후 -팽윤, 균열 무 -압축강도변화율<20%	장기, 단기가능
●침출시험	IAEA 권장	100일 기준 침출속도	β, γ 핵종 < 1×10^{-10} m/s α 핵종 < 2×10^{-12} m/s	장기, 단기가능
온도순환시험	KS-F-2456/ KS-L5105, M3816	24시간 1주기 +10℃ : 2시간 +40℃ : 10시간 +10℃ : 2시간 -20℃ : 10시간	30주기를 순환 후 -압축강도변화율<20%	단기시험
방사선조사 시험	조사시험/ KS-L5105, M3816	Co-60의 γ 선원으로 조사율 $10^3 \sim 10^4$ Gy/h, 총 10^6 Gy를 조사	조사시험 후 -압축강도변화율<20%	단기시험 가능
생물영향시험	KS-A-0702/ KS-L5105, M3816		생물영향시험 후 -성장징후 무(음성) -압축강도변화율<20%	장기시험

*주: 시험소요시간 30일을 기준으로 단기, 장기로 구분

보다 적절하게 수정되어야 함은 물론이며, 또 처분장의 여러 조건에 따라 기준을 보완하여야 할 것이다. 제시된 인수기준은 폐기물 고화체가 처분장에서 충분한 격리성능을 가지는 진정한 고화체임을 평가할 뿐만 아니라 처분장 건설에 관련된 기준값으로도 활용할 수 있으리라 기대된다.

참고문헌

1. Kim, J.G., J.H. Kim, and H.H. Park, "Acceptance Criteria and Evaluation Techniques for Radioactive Waste Forms (I)", *J.Korean Nucl. Soc.* 23, 81(1991)
2. 박현휘 외, "방사성폐기물 고화체의 특성평가기술", KAERI/RR-699/86, 한국원자력연구소(1987)
3. 김정국, "방사성폐기물 고화체의 특성평가 및 검사방법 연구", KAERI/선임-42/88, 한국원자력연구소(1988)
4. 10CFR61, "Licensing Requirements for Land Disposal of Radioactive Waste", Code of Federal Regulations(CFR), Office of Federal Register(1982)
5. NRC, "Final Waste Classification and Waste Form Technical Position Papers", Branch Technical Position on Waste Form, W.S. Nuclear Regulatory Commission(NRC), (1983)
6. Grover, J.R. and Keen, N.J., "Factors Influencing the Choice of Processes for the Treatment of Intermediate-level Waste", IAEA-SM-261/28, IAEA, CEC & NEA(OECD), Vienna(1983)
7. Phillips, J.W., "Qualification of Waste Forms to Meet the Requirements of 10CFR61", *Waste Management '84*, Vol. 2, 183(1984)
8. McConnel, J.W., et al., "Testing Waste Forms Containing High Radionuclide Loadings", *Waste Management '86*, Vol. 1, 259(1986)
9. Klein, W.J., "The Cost Impact of Implementing 10CFR61 ; An Equipment Supplier's Perspective on Waste Form Qualification", *Waste Management '84*, Vol. 2, 615(1984)
10. McCoy, S.B., "Topical Report on 10CFR61 Qualified Radioactive Waste Forms", TR-002 Rev. 1, NUS Process Service Corporation, Columbia, South Carolina(1985)
11. Commissariat l'Energie Atomique(CEA), FRANCE, "Caractérisation des colis de déchets radioactifs faible et moyenne activite" Bureau d'Evaluation et de controle des confinements, CEA(CEA-BECC) (1984)
12. Service Central de Surete des Installations Nucleaires(SCSIN), FRANCE, "Régles Fondamentales de Sureté(RFS)", RFS.Ⅲ.2.e(1986)
13. ANDRA, "Colis de resines échangeuses d'ions enrobées dans un polymere durct et conditionnees en futs metalliques", ANDRA Specification Techniques, Agence Nationale pou la des Déchets Radioactifs (ANDRA) STE 13.323-1(1984)
14. 火力原子力發電技術協會, "放射性廢棄勿의 處理, 處分", 火力原子力發電, 40(12), 107(1989)
15. 日本 Plastic 固化體評價 Manual 檢討會, "Plastic 固化體 評價試驗指針書"(1984)
16. 日揮株式會社, "放射性廢棄勿의 高減容 시멘트 固化技術", 日揮原子力技報, 3, 8(1987)
17. Aittola, J.P. and R. Sjolem, "Characterization of Solidified Reactor Waste Products", Work carried out at STUDSVIK 1978-1981, IAEA-SR-57/22(1981)
18. Johnson, L.F., "Conditions for Acceptance by British Nuclear Fuels of Radioactive Waste for Disposal at Drigg(CFA)", British Nuclear Fuels Limited(BNFL), Sellafield, Nuclear Fuels Limited(BNFL), Sellafield, Cumbria(1989)
19. Mattews, G. "The Product Evaluation Development Programme in Support of Treatment Processes for Intermediate Level Waste Arising from Reprocessing Operations at Sellafield", Radioactive Waste Management, Proceedings of the conference organized BNES(British Nuclear Energy Society), London, 27-29 Nov. 1984, p.165(1985)

20. IAEA, "Conditioning of Low- and Intermediate- Level Radioactive Wastes", International Atomic Energy Agency(IAEA) Technical Report Series(TRS) No.222, IAEA, Vienna(1983)
21. IAEA, "Treatment of Spent Ion-Exchange Resins for Storage and Disposal", IAEA TR No .254, IAEA, Vienna(1985)
22. IAEA, "Conditioning of Radioactive Waste for Storage and Disposal", Proceedings of an International Symposium, STI/PUB/624, IAEA, Vienna(1983)
23. IAEA, "Bituminization of Radioactive Wastes", IAEA TR No. 116, IAEA, Vienna(1970)
24. IAEA, "Characteristics of Solidified High-Level Waste Products", IAEA TR No. 187, IAEA, Vienna(1979)
25. 김준형 외, "방사성폐기물의 고화처리 관련연구", KAERI/RR-472/85, 한국원자력연구소(1985)
26. 김준형 외, "방사성폐기물 처리기술 개발", KAERI/RR-788/88, 한국원자력연구소(1989)
27. OECD, "Multilateral Consultation and Surveillance Mechanism for Sea Dumping of Radioactive Waste", Nuclear Energy Agency(NEA), Organization for Economic Cooperation and Development(OECD), Paris(1979)
28. 노윤래 외, "저준위 방사성 폐기물 처리 기술 개발(I)", KRC-85N-SO3, 한국전력공사 기술연구원(1986)
29. Colombc, P.C. and R.M. Neilson, JR., "Properties of Radioactive Wastes and Waste Containers ; First Topical Report", BNL-NUREG-50957, Brookhaven National Laboratory(BNL), Upton, NY(1979)
30. ANS 55.1, "Solid Radioactive Waste Processing System for Light Water Cooled Reactor Plants", American Nuclear Society(ANS) (1979)
31. Arnold, G., et al., "Waste Form Development Program Annual Progress Report", BNL-51614, Brookhave National Laboratory(BNL), NY(1982)
32. U.S. DOE, "TRU Waste-Certification-Compliance Requirements for Contact-Handled Waste Retrieved from Storage for Shipment to the WIPP", WIPP-DOE-137, DOE(1982)
33. KS-M-5105, "수경성 시멘트 모르타의 압축강도 시험방법"(1982)
34. KS-M-3816, "플라스틱의 압축강도 측정방법"(1982)
35. KS-L-2351, "역청혼합물의 압축강도 시험방법"(1980)
36. Ganser, B.L., "Cementation - A Solution of Final Disposal?", *Waste Management '90*, Vol. 2, 527(1990)
37. 박헌휘 외, "붕산폐액의 시멘트 고화연구(1)", KAERI/RR-700/86, 한국원자력연구소(1987)
38. 김준형 외, "붕산폐액의 시멘트 고화연구(2)", KAERI/RR-701/87, 한국원자력연구소(1988)
39. 김찬용 외, "방사성폐기물 고화공정 프로그램개발", KRC-87N-JO5, 한전 기술연구원(1989)
40. IAEA, "Regulation for the Safe Transport of Radioactive Materials", IAEA SS No. 6, IAEA, Vienna(1979)
41. KS-F-2456, "급속 동결 응해에 대한 콘크리트의 저항 시험방법"(1981)
42. Hespe, E.D., *Atomic Energy Review*, 9(1), 195(1971).
43. 한경원 외, "처분안전성 평가기술 개발", KAERI / RR-892 / 89, 한국원자력연구소(1990)
44. ANS 16.1, "Measurement of the Leachability of Solidified Low-Level Radioactive Waste", American Nuclear Society, June 20, (1984)
45. KS-A-0702, "곰팡이 저항성 시험방법"(1980)
46. ASTM G 21, "Determining Resistance of Synthetic Polymeric Materials to Fungi" American Society for Testing and Materials (ASTM), (1970)
47. ASTM G 22, " Determining Resistance of Plastics to Bacteria", ASTM, (1976)

48. Bartha, R. and D. Pramer, "Features of a Flask and Method for Measuring the Persistence and Biological Effects of pesticides in Soils", *Solid Science*, *100(1)*, 68(1965)