JOURNAL OF RADIATION INDUSTRY

Original article

16(4) : 389-399 (2022)
https://doi.org/10.23042/radin.2022.16.4.389

고리 1호기 해체 시 방사성석면함유폐기물 처리 및 처분적합성 평가

염화준[1], 김창락[1,*], 공창식[1], 장인선[2]

[1]한국전력국제원자력대학원대학교, [2]다원시스

A Suitability Assessment for Treatment and Disposal of Radioactive Asbestos-Containing Waste in Kori Unit 1 Decommissioning

Hwa Jun Yeom[1], Chang Lak Kim[1,*], Chang Sig Kong[1] and In Sun Jang[2]

[1]KEPCO International Nuclear Graduate School, 658-91 Haemaji-ro, Seosaeng-myeon, Ulju-gun, Ulsan 45014, Republic of Korea
[2]Dawonsys, 18, Eungubi-ro, Yuseong-gu, Daejeon 34087, Republic of Korea

Abstract Asbestos-containing materials are mainly used in nuclear power plants as thermal insulation materials, and others are also ceiling materials and wall materials. In particular, nuclear power plants built between the 1970s and 1990s are at risk of overexposure due to the widespread use of asbestos. In the case of Kori Unit 1, which was built completely in July 1978, Radioactive Asbestos-Containing Materials (RACM) still partially exist in the containment building. In case of RACM, handling is more difficult, and the risk increases further due to the radioactivity along with the hazard of asbestos itself. However, it is true that most of the guidelines for the decommissioning focus on radioactivity and are not relatively concerned with the non-radioactive risk factors. Therefore, in this paper, a reasonable treatment method (High temperature melting) is established based on the current management status investigation on the types, characteristics, and hazardous treatment methods of Radioactive Asbestos-Containing Waste (RACW). Afterwards, the amount and reduction rate of RACW at Kori unit 1 is evaluated based on the theoretical and experimental background. In addition, it is confirmed that the final waste form generated through the high-temperature melting method is suitable for disposal based on the results of the hazardous substance removal and solid waste test requirements.

Key words: NPP decommissioning, Radioactive asbestos-containing material, Mixed waste

1. 서 론

석면은 주로 보온 단열재로서 원자력발전소에서 사용됐으며, 이외에도 천장재, 벽재 등에 사용되어 왔다. 특히 1970년에서 1990년대 사이에 건설된 원자력발전소의 경우 광범위한 석면의 사용으로 인해 과도한 노출에 대한 위험이 존재한다. 1978년 7월에 준공된 고리 1호기의 경우, 유지 및 보수 작업을 통해 1차 측 격납건물 내 방사성석면함유물질(Radioactive Asbestos-Containing Material, RACM)을 교체 또는 제거하였지만, 부분적으로는 여전히 존재한다.

해체 시 발생하는 방사성석면함유폐기물(Radioactive Asbestos-Containing Waste, RACW)의 경우 석면 자체의 유해성과 더불어 방사성으로 인해 취급이 더욱 까다로우며, 위험성 또한 증가한다. 하지만, 해체 시점이 도래하고 있는 현재 원자력시설의 해체에 관한 지침은 대부분 방사성에 초점을 맞추고 있으며, 비방사성 위험요인에 대해서

http://www.ksri.kr/
Copyright © 2022 by
Korean Society of Radiation Industry
*Corresponding author. Chang Lak Kim
Tel. +82-52-712-7333 E-mail. clkim@kings.ac.kr
Received 11 October 2022 Revised 4 November 2022 Accepted 7 November 2022

는 상대적으로 미흡한 것이 사실이다.

규제해제 폐기물로 분류된 일반 석면함유폐기물의 처리는「석면안전관리법」및「폐기물관리법」에서 규정 및 처리되어질 수 있는 반면, RACW에 대해서는 어느 곳에서도 다루고 있지 않았다.

이에 따라 고리 1호기 해체가 본격적으로 시작되기 전 이론적 배경과 처분적합성 평가를 통해 RACW의 처리방법 및 처분적합성을 확인하고자 한다. 더불어 제도적, 위험성, 처분 측면의 현 실태 및 처리 방향성을 제시하여 관리기준 기반을 마련하고자 한다.

2. RACW의 관리 실태

2.1. RACW 종류 및 특성

석면은 직경이 0.02~0.03 μm 정도로 매우 가늘고 유연성과 열에 대한 저항력이 매우 강하여 건축자재(단열재, 내화재, 천장재, 바닥재), 마찰제품(자동차 브레이크라이닝 및 패드), 방직재(패킹, 내화 커튼, 내화 장갑)에 이르기까지 다양한 분야에서 석면함유물질(Asbestos-Containing Material, ACM)이 사용되어 왔다.

ACM은 Table 1과 같이 Friable과 Non-friable 2가지 범주로 구분된다. Friable ACM은 산화마그네슘(MgO)이 상대적으로 많은 비중을 차지하며, 부서지거나 부러지기 쉬운 물질로서 유해성 분진의 공기 중 방출 위험이 있다. 반면 Non-friable ACM은 유리 규산(SiO_2)과 산화칼슘(CaO)이 높은 비중으로 구성되어 있고, 내구성이 있어 잘 부서지지 않으며, 석면 섬유를 안전하게 가둬둘 수 있다. 즉 상대적으로 Non-firable ACM은 더 단단하게 고형화된 고체 폐기물로서 비산성이 낮아 위험도가 훨씬 떨어진다. 그 대표적인 예로 슬레이트를 들 수 있다.

일반적으로 원자력발전소에서 사용되는 ACM은 보온재, 천장재, 벽재 등으로 보통 부서지기 쉬운 Friable 타입이 사용되고 있다.

원자력발전소의 경우 ACM은 Table 2와 같이 터빈건물, 보조건물 등 여러 장소에서 보온재, 천장재 및 벽재 등으로 확인된다. 하지만, RACW로 국한 시, 격납건물 내 극저준위 보온재(건축자재)로 범위가 축소된다. 대부분의 석면이 배관과 기기 표면의 보온재로 사용되고 일차 측 냉각수와 직접 접촉되는 부분이 없는 것을 감안할 때 석면의 표면오염도는 동일 환경에서 오염된 콘크리트의 표면오염도와 유사할 것으로 추정된다[3].

Table 1. ACM two different categories [1]

Category	Friable	Non-friable
Silica (SiO_2)	14.88	59.52
Titanium dioxide (TiO_2)	0.06	0.22
Aluminum oxide (Al_2O_3)	1.39	1.08
Iron(III) oxide (Fe_2O_3)	7.34	0.55
Manganese(II) oxide (MnO)	0.16	0.01
Magnesium oxide (MgO)	71.17	2.12
Calcium oxide (CaO)	3.82	36.01
Sodium oxide (Na_2O)	0.73	0.04
Potassium oxide (K_2O)	0.26	0.42
Phosphorus pentoxide (P_2O_5)	0.20	0.02

Table 2. Kori unit 1 ACM [2]

Building	Radiation level	ACM	Type
Containment building	VLLW	Pipe insulation	Friable
Auxiliary building Turbine building Service building Water treatment building	CW	Pipe insulation Gasket Ceiling material Wall material	

2.2. RACW 유해성 제거 방법

석면 섬유는 머리카락 직경(40 μm)보다 작은 고체 유해성 폐기물로서 주로 호흡기 흡입을 통해 인체 내에 유입된 후 석면폐증, 악성 중피종과 같은 질병을 유발하게 된다. 이를 통해 우리는 석면의 비산 정도가 유해성에 영향을 미친다는 것을 짐작할 수 있다.

석면의 비산, 즉 유해성을 제거하기 위한 전처리 방법으로 Table 3과 같이 물리적, 화학적 그리고 열적 방법으로 분류된다. 세부적으로 각 범주에 따라 고형화(Solidification), 산성가스, 고온용융(High temperature melting) 등 다양한 기술이 있으며, Table 4와 같이 나라별 실정에 맞게 다른 처리방식을 수용하고 있다. 미국과 한국의 유해성 제거방식은 아래와 같다.

2.2.1. 미국

미국 연방 법규(Code of Federal Regulation) 40 CFR Part 763의 Subpart E에 대한 부록 D에 따르면 소각 또는 화학

Table 3. Verious treatment methods for Asbestos wastes [3]

Physical	Chemical	Thermal
Surface treatment	Acid	Low temperature melting
Encapsulation	Alkali	High temperature melting
Solidification	Sodium polyphosphate	Microwave
	Acid gas	Steam
		Vitrification
		Plasma
		Joule fever
		Brown gas

Table 4. Recommended treatment methods in USA and Korea [4]

USA	Korea
Landfill	Landfill
	Solidification
	High temperature melting

적 처리와 같은 기술은 석면의 고유한 특성인 내열성 등으로 인해 경제성 저하 및 이차적 부산물 발생이라는 관점에서 제외되었으며, 석면의 타입(Friable or Non-friable)에 상관 없이 환경적으로 건전한 격리방법인 매립을 유해성 제거방법으로 권고하고 있다.

2.2.2. 한국

국내 처리방법은 폐기물관리법에 따라 Table 4와 같이 고온용융(열적), 고형화(물리적), 매립의 3가지 처리방식을 권고하고 있으며, 적용 여부는 석면의 타입(Friable·Non-friable)에 따라 달라진다.

Friable 석면의 경우 매립이 가능하나, 비산성이 높은 파편이나 부스러기 등은 고온용융 또는 고형화 처리를 통해 유해성을 제거하도록 규정되어 있다. 반면, Non-friable 석면의 경우 높은 내구성으로 인해 비산성이 낮아 폴리에틸렌 또는 이와 유사한 재질의 포대로 포장 후 지정폐기물 매립시설에 매립하여 처리하도록 요구하고 있다.

3가지 유해성 제거방법 중에 Friable RACW에 적용 가능한 처리방식은 고형화와 고온용융 두 가지가 있으며, 매립의 경우 유해성이 제거되지 않는다는 관점에서 잠재적인 위험을 수반하므로 제외될 수밖에 없다. 좀 더 나아가 고형화와 고온용융에 대해 간략히 살펴보면 다음과 같다.

2.2.2.1. 고형화

고형화 처리방법은 일반적으로 시멘트 고형화기법이 사용되며, 석면폐기물에 첨가제(시멘트, 석회,점토 등)를 혼합하여 하나의 단일체를 생성하는 방법이다. 이 방법은 유해성을 제거한다는 측면에서는 좋은 방법 중 하나이나, Fig. 1에 나타낸 바와 같이 약 30%의 부피증가를 동반한다. 이러한 단점은 방사성폐기물 처분장 건설 및 규모의 한계와 더불어 정부에서 직매립 제로화를 권고하는 입장에서 우리나라의 실정에 맞지 않는 방법이라고 판단된다.

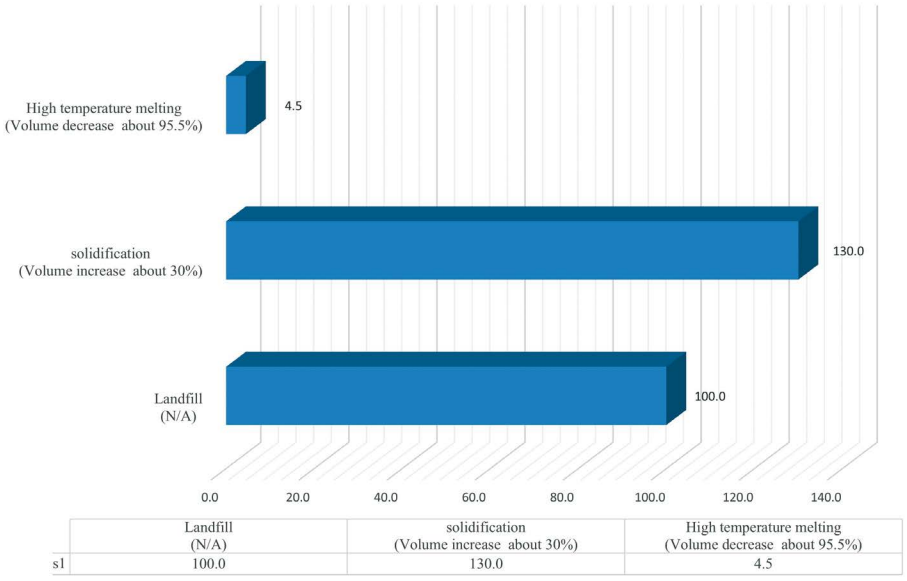
2.2.2.2. 고온용융

고온용융 처리방법은 Table 5에 따라 연소실 출구 운전온도가 1,200°C 이상인 소각시설에서 처리하는 방법으로, 전기를 열원으로 하여 고온을 생성하는 전기 아크 기술 등이 있다. 그리고 RACW 화학성분으로 인해 고온용융으로 생성된 고형화 물질은 유리화(Vitrification)와 동일한 특성을 나타낸다. 즉 석면을 구성하는 화학성분 중 유리 규산(SiO_2), 산화칼슘(CaO)은 유리화 물질로서, 고온용융 방식으로 열분해 후 남은 용융물을 고형화시켜 고침출성의 유리세라믹을 생성하기 때문이다. 생성된 유리세라믹은 장기간 고화체의 건전성을 더욱 안전하게 유지할 수 있도록 한다.

3. 프로세스에 따른 적합성 평가

3.1. RACW 처리 및 처분 프로세스

일반적으로 원자력발전소 내에서 발생되는 폐기물 처리 프로세스는 Fig. 2와 같이 폐기물 발생부터 처분까지 6단계로 분류되며, 이 모든 프로세스는 원자력 또는 환경법규



Category	Characteristics	Remarks
Solidification [Cementation]	Mixing waste and additives (Portland cement, etc.) to create one substance	Volume increase (about 30%) [5]
HTM	Waste is heated to over 1,200 celcious to melt and then, cooled to solidify.	Volume reduction (about 95.5%) [1]

Fig. 1. Volume change according to hazardous treatment methods.

Table 5. Combustion chamber outlet temperature by incineration facility [6]

Incineration facility	Operating temperature (combustion chamber outlet)	Characteristics
General incineration	450~850°C or more	Oxidative combustion of organic matter
High temperature incineration	Over 1,100°C	
Pyrolysis	Over 850°C	Reduction decomposition of organic matter
High temperature melting	Over 1,200°C	High temperature generation by electric heat source method (Electric arc/ Plasma arc)
Heat treatment combination facility	–	Combination facilities (Two or more)

관리기준에 부합되도록 처리되어야 한다. 하지만, 국내에는 RACW에 대한 구체적인 인수기준 및 처리 프로세스가 수립되지 않아 원전 운영 시에는 포장 후 원자력발전소 내 임시저장고에 별도로 저장하여 관리하고 있고, 해체 시에는 원전 내 건식저장시설에 저장하는 방법 외에는 없는 실정이다.

실효성 있는 RACW 처리 및 처분을 위해 앞서 실시한 RACW 관리 실태 조사를 바탕으로 고리 1호기에서 발생될 것으로 예상되는 RACM의 실제 데이터를 기반으로 처리와 처분 관점에서 국내 활용 가능한 법규 내에서 적합성을 평가하며, 이와 더불어 향후 고리 1호기 RACW를 처분장으로 처분하기 위한 처리 프로세스의 기본 방향을 제시하고자 한다.

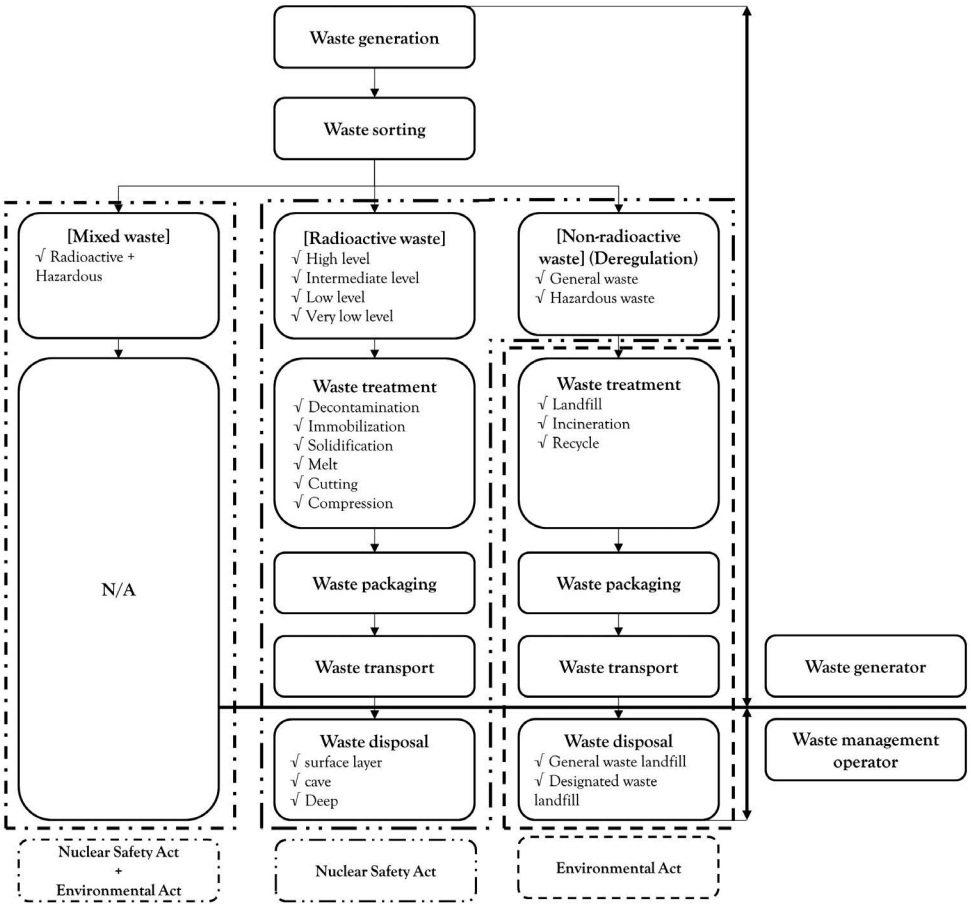


Fig. 2. Radioactive waste treatment process.

3.1.1. 폐기물 발생

RACW는 방사성 오염이 지속적으로 발생될 수 있는 오염원(핵연료)을 가진 격납건물의 철거 현장 내에서 발생되며, RACW의 위치, 면적 및 종류 데이터는 환경부 석면관리 종합 정보망을 통해 Table 6과 같이 확인되었다. 이 데이터는 ACM으로 취급되기 위한 기준값인 1% 이상의 석면을 함유한 자재이다.

고리 1호기 RACM의 총 부피(발생량)를 계산하기 위해 사용된 보온재의 사양은 1970년대 Westinghouse가 건설한 PWR 타입의 원자력발전소의 보온재 데이터를 이용하였다. 이 자료에 근거하면 배관에 사용된 보온재의 길이는 2 ft 이상, 두께가 3~4 inch로 확인이 되므로, 보온재의 두께를 평균값인 3.5 inch로 적용 계산하였다.

RACM의 총 부피를 계산한 결과는 25.11 m^3으로 확인되었으며, 200 L $drum^{-1}$으로 환산 시 최종 125.5 drum의 폐기물이 발생되는 것으로 확인되었다.

3.1.2. 폐기물 처리

혼합폐기물로서 RACW는 방사성과 유해성이 같이 공존하고 있으며, 이로 인해 방사성폐기물로만 분류될 수 없다. 즉 원자력안전법(Nuclear Safety Act) 내에서 처리하기 위해서는 구체적인 혼합폐기물 처리기술의 제시 및 규제화가 필요하며, 반드시 유해성 제거가 우선적으로 이루어져야 한다. 이를 위한 목적으로 본 논문에서는 국내 법령 기준 내에서 가장 적절한 고온용융 처리방식을 활용하여 실효성을 확인해보았다.

3.1.2.1. 고온용융 시스템

고온용융 처리방식은 Fig. 3과 같이 공급시스템(Supply system), 용융시스템(Melting system), 배기가스 처리시스템(Off-gas treatment system)으로 구성되며, 세부내용은 다음과 같다.

• 공급시스템

용융대상 RACW는 공급시스템의 파쇄기를 통해 분쇄된

Table 6. The amount of very low level RACM in containment building [7]

Location	RACW	Area (m^2)	Thickness (m)	Volume (m^3)
Pipe (CS-TE-126)				
Pipe (CS-VCS-8419)				
Pipe (Connecting pipe.1)				
Pipe (CS-TE-122)				
Pipe (XHX-28)				
Pipe (Connecting pipe.2)				
Pipe (Connecting pipe.3)				
Pipe (RHR'B')				
Pipe (XTK-3A)				
Pipe (VSI-8817)	Pipe insulation	282.45	0.0889 [3.5 inch] [8]	about 25.11
Pipe (VCS-8142)				
Pipe (XTK-3B)				
Pipe (VSI-8816)				
Pipe (VSI-8800B)				
Pipe (Connecting pipe.1)				
Pipe (Connecting pipe.2)				
Pipe (VSI-8905)				
Pipe (RHR'A')				
Pipe (Connecting pipe.1)				
Pipe (Connecting pipe.2)				

Reference date : 2022. 02. 28

후 믹서에서 첨가제와 더불어 적절히 배합이 이루어진다. 이후 호퍼 하단에 연결된 피더를 통해 용융로에 공급된다.

• 용융시스템

공급시스템을 통해 첨가제와 배합된 RACW가 용융시스템에 공급되면 흑연전극과 RACW 사이의 매개체인 흑연을 통해 RACW에 열이 전달되어 용탕을 형성한다. 이 과정에서 발생된 가스 및 불완전한 유기물은 배기가스 처리시스템으로 보내지고, 남은 슬래그는 냉각을 통해 유리고화체를 생성한다.

• 배기가스 처리시스템

발생된 가스 및 불완전한 유기물은 사이클론을 거쳐 용융염 산화장치(MSO)로 투입된다. 불완전한 유기물은 산화반응을 통해 CO_2, N_2, H_2O 등으로 분해되고, 유기성 가스는 고온의 알칼리용융염에 의해 완전히 분해되어 NaCl, Na_2SO_4 등의 형태로 포집이 된다. 포집되지 않은 가스는 열교환기 및 수분제거기(Demister)를 거쳐 HEPA 필터로 전달되고, Cs과 같은 방사성 핵종들은 HEPA 필터에 포집

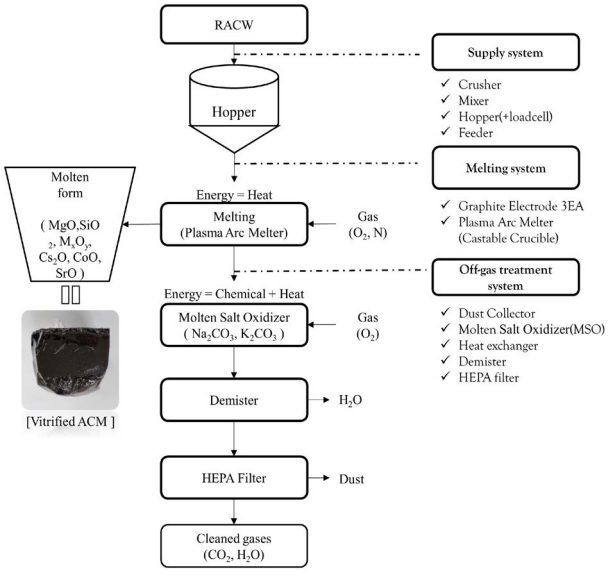


Fig. 3. High temperature melting process [10].

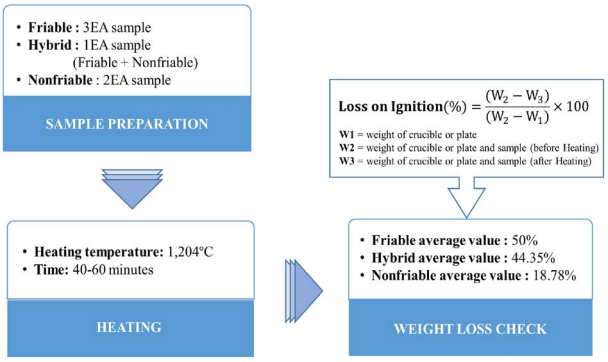


Fig. 4. Loss On Ignition (LOI) and experiment data [1].

되고, 일반 가스들은 외부로 배출되게 된다. 배출되는 가스의 데이터 값(배출가스 구성요소, 방사성 핵종)은 모두 모니터링된다. 그리고 산화 분해가 불가능한 무기물질이나 중금속들은 금속 또는 산화물의 형태로 용융염 내에 잔류하게 된다.

고온용융 프로세스를 통해 생성된 유리고화체는 폐기물 포장, 운반 및 처분을 위해 석면 분석(고형시료)을 통해 유해성 물질 제거 여부를 확인하고, 강열감량(Loss Of Ignition, LOI)을 통해 질량 변화를 평가하게 된다. 이를 통해 최종 처분 발생량을 확인할 수 있다. LOI 및 석면 분석에 대한 검토를 바탕으로 처분 발생량과 유해성 제거 여부를 조사하였다.

3.1.2.2. 강열감량(LOI)

물질의 가열 전·후 질량 감소율을 백분율로 나타낸 것이 강열감량(LOI)의 정의이며, 일반적으로 가열 과정에서 석면의 유해물질은 고온에 의해 무해화되어 잔존하게 된다. 휘발성 물질은 방출되어 질량은 감소하게 된다.

Fig. 4는 미국 ARI Technologies Inc. 시험 보고서를 바탕으로 산출된 Friable·Non-friable ACM의 테스트 LOI 값이 적용된 자료이다.

Table 7은 Friable ACM의 LOI 결과값 50%를 고리 1호기에서 발생된 Friable RACW에 적용하여 최종 처분량을 산출한 것이다. 용융 후 최종발생량을 계산하기 위해 RACW의 밀도값을 기존 용융 전 발생량 평가 시 사용한 보온재를 기반으로 확인하였다. 용융 전 배관에 사용된 보온재의 밀도값은 13~14 lb ft^{-3}으로 확인이 되었으며, 이를 토대로 평균값 13.5 lb ft^{-3}을 적용하였다. 추가적으로 고온용융 후 밀도값은 미국 ARI Technologies Inc. 테스트 보고서 값(2.5 g cm^{-3})을 인용하였다. 이를 통해 계산된 최종 RACW 발생량은 1.085 m^3이며, 200 L $drum^{-1}$으로 환산 시 최종 5.5 drum의 폐기물이 발생되는 것을 확인하였다.

3.1.2.3. 석면 분석

본 논문에서 사용된 편광 현미경(PLM) 석면 분석방법은 석면 물질의 굴절률 등 결정광학 특성을 이용하여 석면 존재 여부와 함유된 석면의 종류 및 함유율을 백분율로 분석하는 방법이다. Table 8은 석면의 존재 유무를 분석하기 위한 평가방법을 나타냈다.

일반적으로 고형시료에서 석면의 분해 유무 분석은 우선적으로 PLM 장치를 이용하여 석면함유 여부를 분석하고, 더 높은 분해능이 필요하거나 분석에 어려움이 있을 경우 전자현미경(SEM/TEM) 또는 기타(XRD) 방법 등을 이용하여 추가적으로 분석을 실시한다. 반면에, 공기시료의 분석은 위상차 현미경(PCM)이 사용된다.

Fig. 5는 고온용융 시스템을 이용하여 생성된 유리고화체를 PLM 장치로 분석한 결과값을 보여주고 있으며, 분석

Table 7. Final RACW volume after mass change

RACW	Volume (m^2)	Density (g cm^{-3})	Weight (g)	LOI (%)	Final volume (m^3)
Pipe insulation	25.11	0.216 (13.5 lb ft^{-3}) [8] [before melting] / 2.5 [1] [after melting]	5,423,178.96	50 [1]	1.085

Table 8. Evaluation method of asbestos materials [9]

Method	Type	Quantitative		Qualitative
		Coefficient	Content	Presence
Light microscopy	PCM (Phase Contrast Microscopy)	○		
	PLM (Polarizing Light Microscope)		○	○
Electron microscopy	SEM (Scanning Electron Microscope)	○		○
	TEM (Transmission Electron Microscope)	○	○	○
Etc.	XRD (X-Ray Diffraction)		○	○

결과 용융 후 고화체에서 석면이 검출되지 않는 것을 확인하였다.

폐기물 처리 관점에서 고온용융 시스템을 통해 최종 처리된 유리고화체는 석면에 대해 유해성이 제거되므로 혼합폐기물이 아닌 방사성폐기물로서 처리될 수 있을 것으로 판단된다. 하지만 최종적으로 폐기물 처분을 위해 방사성폐기물 처분장 인수기준에 따른 유리고화체의 구조적 안정성, 침출성 등의 고화체 시험요건 충족 여부 확인이 필요하다.

Before melting	Sample	Method	Result (%)
	ACM	Polarizing Light Microscope (PLM)	Chrysotile(13) etc. (87)
After melting	**Sample**	**Method**	**Result (%)**
	Vitrified ACM	Polarizing Light Microscope (PLM)	Undetected

Fig. 5. Asbestos test result before and after melting [10].

3.1.3. 폐기물 처분

고온용융 시스템으로 생성된 유리고화체를 처분하기 위해서는 폐기물이 처분에 적합한 형태로 감용, 처리, 포장되었는지 인수기준에 따른 처분적합성 확인이 필요하다. 한국원자력환경공단(Korea Radioactive Waste Agency)은 Table 9와 같이 방사성폐기물을 인수 및 처분하는 데 요구되는 항목을 분류하여 보여주고 있다.

Table 9에 나타낸 바와 같이 방사성폐기물을 처분하기

Table 9. Waste characteristic classification [11]

Main category	Subcategory	Details
General	Waste type	Waste form
	Packaging, container	Waste packaging and labeling
	Weight and size of waste	Standardization and pre-approval of waste containers
Solidification/ Immobilization	Solidification	Solidification Requirements
		Solidified waste test requirements
		Test criteria and test cycle for solidified waste
	Immobilization	Immobilization Requirements
Radiological	Nuclides and radioactivity concentration	Concentration of nuclides and radioactivity
	Disposal concentration limit	Disposal concentration limit
	Surface dose rate	Surface dose rate
	Critical safety	Critical safety
	Surface contamination	Surface contamination
Physical	Particulate matter	Particulate matter
	Fill rate	Fill rate
	Free water	Free water
Chemical	Chelate	Chelate
	Causticity	Causticity
	Explosive/flammable/inflammable	Explosive/flammable/inflammable
	Gas generation	Gas generation
	Toxic	Toxic
Biological	Perishable/infectious	Perishable/Infectious

위해서는 처분용기부터 방사성폐기물의 방사선적, 물리적, 화학적 및 생물학적 특성을 평가하여 안전성을 제시해야 한다. 이와는 별도로 고형화된 폐기물의 경우 고화체 시험요건(Solidified waste test requirements)을 만족해야 한다.

본 논문에서는 고온용융으로 생성된 유리고화체를 고화체 시험요건, 즉 구조적 안정성(압축강도, 방사선조사, 침수, 열순환) 및 침출성 확인에 초점을 맞추어 평가하였다.

고온용융방식을 사용하여 생성된 유리고화체는 고형화 요건으로 분류되며, 폐기물 고화체 시험요건 5가지를 만족시키도록 명시하고 있다. 이에 대한 시험 종류 및 관련 기준과 요건은 Table 10에서 확인 가능하며, 이 테스트의 목적은 다음과 같다.

- 처분장 내 취급 용이성
- 작업자의 안전성 확보
- 폐기물의 구조적 안전성 유지

Table 10에서 제시하고 있는 5가지 항목의 시험 결과를 Table 11에 나타내었다. 구조적 안정성 평가를 위한 압축강도 및 침출성 시험 등의 결과는 다음과 같다.

- 고화체 자체의 압축강도 시험

국내 중·저준위 처분장에서 요구하는 KS F2405 (경질고화체) 시험법을 기준으로 시험한 결과 압축강도 기준값인 3.44 MPa보다 매우 높은 475.133 MPa 값을 가지는 것을 확인하였다.

- 방사선조사(Irradiation) 후 압축강도 시험

국내 중·저준위 처분장에서 요구하는 NRC Technical Position on Waste Form, Rev.1 시험법을 기준으로 방사선조사를 실시(방사선 누적 선량: 1.0×10^7 Gy) 후 KS F2405

Table 10. Test standard and criteria of solidified waste [11]

Test	Standard	Criteria
Compressive strength	KS F2405	≥ 3.44 Mpa (500 psi)
Leaching	ANS 16.1	Cr, Sr, Co ≥ 6 (Leaching index)
Irradiation	NRC Technical Position on Waste Form, Rev.1	Satisfying compressive strength after irradiation (Absorbed dose: 1.0×10^7 Gy)
Immersion	NRC Technical Position on Waste Form, Rev.1	Satisfying compressive strength after immersion (at least 90 days)
Thermal cycling	ASTM B553	Satisfying compressive strength after thermal cycling test

Table 11. Test result of solidified waste [10]

Test	Criteria	Test result
Compressive strength	≥ 3.44 MPa (500 psi)	[Concrete-asbestos] • 475.13 MPa
Leaching	Cr, Sr, Co ≥ 6 (Leaching index)	[Concrete] • Co ≥ 8.4~8.6 • Si, Al, Fe, Ca, Mg, Na, K ≥ 6.3~11.6 [concrete-asbestos] • Si, Al, Fe, Ca, Mg, Na, K ≥ 6.8~11.6
Irradiation	Satisfying compressive strength after irradiation (Absorbed dose: 1.0×10^7 Gy)	[Concrete-asbestos] • 239.69 MPa
Immersion	Satisfying compressive strength after immersion (at least 90 days)	[Concrete-asbestos] • 616.89 MPa
Thermal cycling	Satisfying compressive strength after thermal cycling test	–

Table 12. Leaching test with deviation result [10]

Solidified form	Si	Al	Fe	Ca	Mg	Na	K	Co
Concrete-asbestos	11.6	11.1	6.8	11.8	10.2	7.4	8.4	6.4~12.25
Concrete-test nuclide 1&2 (Average value)	9.05	10.15	8.9	8.05	7.6	8.1	8.35	8.5
Deviation	2.55	0.95	−2.1	3.75	2.6	−0.7	0.05	−2.1~3.75

시험법에 의거 압축강도를 측정하였다.

일반적으로 고화체 방사선조사 시험의 경우 프랑스에서는 조사선량률을 2×10^4 rad h^{-1} (2×10^2 Gy h^{-1}) 값을 적용하고 있다. 그러나 본 방사선조사 시험에서는 고화체의 방사선적 영향과 더불어 열화 평가를 목적으로 시험의 조건을 11.8 kGy h^{-1} (조사선량률)로 설정하여 약 846시간 동안 측정하였다. 그 결과 기준값인 3.44 MPa보다 높은 239.69 MPa를 가지는 것을 확인하였다.

• 침수(Immersion) 후 압축강도 시험

국내 중·저준위 처분장에서 요구하는 NRC Technical Position on Waste Form, Rev.1 시험법을 기준으로 90일간 침수 시험 후 KS F2405 시험법에 의거 압축강도를 측정하였다. 그 결과 기준값인 3.44 MPa보다 매우 높은 616.89 MPa을 가지는 것을 확인하였다.

• 열순환(Thermal cycling) 후 압축강도 시험

본 시험은 방사선조사 시험을 더 가혹한 조건에서 실시하는 것으로 대체하였다.

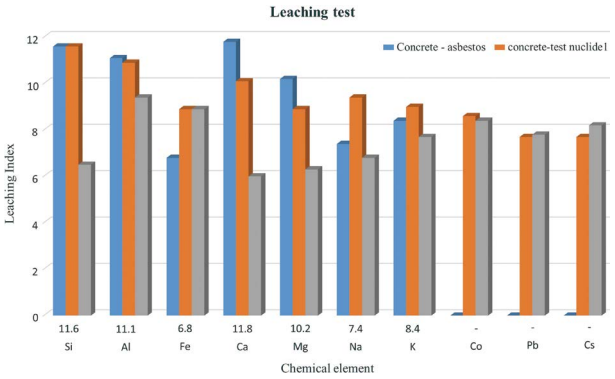
상기 고화체에 대한 압축강도 평가 결과는 실시한 모든 조건에서 구조적 안정성을 가지는 것을 확인할 수 있었다.

• 침출성(Leaching) 시험

침출성 시험은 ANS 16.1을 기준으로 모의 핵종(Co)의 침출 지수값을 평가하였으며, 시험 결과 콘크리트 시편의 경우 적합성 침출 지수값인 6보다 높은 8.4인 것을 확인하였다.

석면-콘크리트 시편을 이용한 평가에서는 Fig. 6과 같이 Co 모의 핵종을 이용한 시험을 수행하지 못했다.

석면-콘크리트값의 분포를 살펴보면 콘크리트-모의 핵종(Co) 1, 2의 값과 많은 차이를 보이지 않았으며, 일정한 편차 범위 안에 있을 것으로 추정된다. 콘크리트-모의 핵종(Co) 1&2의 평균값을 기준으로 침출 지수 편차값을 산출



Solidified form	Si	Al	Fe	Ca	Mg	Na	K	Co
Concrete-asbestos	11.6	11.1	6.8	11.8	10.2	7.4	8.4	–
Concrete-test nuclide 1	11.6	10.9	8.9	10.1	8.9	9.4	9.0	8.6
Concrete-test nuclide 2	6.5	9.4	8.9	6.0	6.3	6.8	7.7	8.4

Fig. 6. Leaching test result [10].

한 결과 −2.1~3.75 정도로 확인된다. 이를 토대로 석면-콘크리트의 모의 핵종(Co) 침출 지수값을 예상해보면 Table 12와 같이 Co의 지수 범위를 6.4~12.25로 추정된다.

이를 적용 시 석면-콘크리트 침출 지수 범위 값 6.4~12.25는 처분기준이 되는 6보다 높은 값을 가짐으로써, 석면- 콘크리트 시편의 침출 안정성과 더불어 중·저준위 방사성폐기물 처분장 인수기준인 고화체 기준요건을 만족할 것으로 추정된다. 정확한 값은 추후 연구를 통해 확인이 필요하다.

4. 결 론

현재 국내 원자력안전법상으로 원자력에서 발생되는 폐기물의 경우 방사성적 요인에 더 많은 초점을 맞추고 있어 혼합폐기물을 적절하게 처리하기 위한 비방사성 요인(석면 자체의 유해성)에 대한 규정과 프로세스가 미약한 실정

이다. 즉 혼합폐기물로 분류되는 RACW는 방사성 물질과 석면의 유해성을 같이 함유하고 있어 일반 방사성폐기물 처리에 비해 더 까다롭고 어려운 폐기물 중의 하나가 될 것이다. 그러므로 본 논문에서는 RACW의 종류, 특성, 유해성 처리방법 등의 현 관리 실태 조사를 바탕으로 합리적인 처리방법을 설정하였고, 고온용융 시스템을 통해 생성된 유리고화체의 시험 데이터를 기반으로 석면의 유해성 제거 및 인수기준에 따른 고화체 시험요건의 적합성 여부를 확인해보았다.

현재 국내 고리 1호기는 해체 시점이 도래했으며, 혼합폐기물에 대한 처리기준 정립과 이로 인해 발생되는 폐기물의 처분관점에서 관련 규정의 재정립이 시급한 실정이다. 처리기준 정립의 경우 현재 국내 방사성폐기물 처분시설 건설 및 규모의 한계와 더불어 직매립 제로화를 권고하는 정부 입장을 고려할 때 가장 합리적인 처리방법은 고온용융으로 판단된다. 판단 근거는 고온용융방법이 석면의 약 99.9%의 유해성 제거와 더불어 약 95.5%의 감용 효과를 통해 경제성과 안정성을 동시에 확보할 수 있기 때문이다.

그리고 생성된 유리고화체는 석면의 유해성이 제거된 방사성폐기물로서의 처분 가능성과 중·저준위 방사성폐기물 처분시설에서 요구하는 고형화 기준요건 모두를 만족하는 구조적 및 침출 안정성을 보여주었다. 이들 결과를 바탕으로 향후 기존 관련 법령들과의 체계적인 접근을 통해 합리적인 혼합폐기물 관리기준이 수립되기를 기대한다.

사 사

본 연구는 한국에너지기술평가원(KETEP No. 20204010600130)과 산업통상자원부의 지원을 받아 수행되었습니다.

참고문헌

1. Timmons DM, James RG and Cahill H. 2003. Thermo Chemical Conversion of Asbestos Contaminated with Radionuclides and/or Other Hazardous Materials. ARI Technologies Inc., Irish Environmental Processes Ltd., The American Society of Mechanical Engineers, p. 1145-1153. https://doi.org/10.1115/ICEM2003-4705
2. Korea Hydro & Nuclear Power Co., Ltd. 2020. Kori Nuclear Power Plant Unit 1 Decommissioning Plan for Power Reactor and Related Facilities.
3. Min BY and Lee KY. 2019. Treatment Technology of Radioactive Asbestos Wastes Generated in Decommissioning Nuclear Facilities. Korea Atomic Energy Research Institute. Proceedings of the 2019 Spring Conference of the Korea Society of Waste Management, p. 137.
4. Enforcement Regulations of the Waste Management Act, Appendix 5.
5. Shin HS. 1989. Disposal of Hazardous Wastes by Cement Solidification. Korea Science, p. 13-23. https://koreascience.kr/article/JAKO198974058081466
6. Detailed Inspection Method of Waste Incineration Facility, Appendix 1.
7. Asbestos Management Comprehensive Information Network: https://asbestos .me.go.kr
8. Kolbe R and Gahan E. 1982. Survey of Insulation Used in Nuclear Power Plants and the Potential for Debris Generation, NURGE/CR-2403 Suppl. 1, p. 94.
9. Ha YS. 2012. High temperature melting technology to dispose of construction waste from asbestos using mixture clean energy. Department of Architectural Engineering, PhD thesis. https://www.riss.kr/link?id＝T12918490&outLink＝K
10. Dawonsys Co. Ltd. 2022. The final report on the development of radioactive mixed waste treatment technology and the evaluation of disposition suitability. National R&D Project. https://www.ntis.go.kr/project/pjtInfo.do?pjtId＝1415180733&pageCode＝TH_TOTAL_PJT_DTL
11. Korea Radioactive Waste Agency. 2022. Acceptance criteria of low/Intermediate level radioactive waste cave disposal facilities. Korea Radioactive Waste Agency.