

Current Status of the Spent Filter Waste and Consideration of Its Treatment Method in KAERI

KAERI 저장 폐필터의 현황과 처리방법에 관한 고찰

Young-Yong Ji, Dae Seok Hong, Il-Sik Kang and Jong-Sik Shon
Korea Atomic Energy Research Institute, 1045 Daedeokdaero, Yuseong-gu, Daejeon

yvji@kaeri.re.kr

지영용, 홍대석, 강일식, 손종식
한국원자력연구원, 대전광역시 유성구 대덕대로 1045

(Received June 19, 2007/Approved September 10, 2007)

Abstract

Spent filter wastes of about 1,000 units (200 L) have been stored in the waste storage facility of the Korea Atomic Energy Research Institute since its operation. At the moment, to secure space in a waste storage facility as well as to efficiently manage spent filter wastes, it is necessary to conduct a compaction treatment of these spent filters, and finally, to repack the compacted spent filters into a 200 liter drum. To do that, the spent filter wastes were first classified according to their generation facilities, their generation date and their surface dose rate by investigating the inventory of the spent filters. In order to repack a compacted spent filter in a 200 liter drum, it is first necessary to conduct a radionuclide assessment of a spent filter before compacting it. Therefore, after taking a representative sample from a spent filter without a dismantlement, the nuclide analysis for it will be conducted. And then, after putting a spent filter into a regular drum by conducting the columnar shaping of the hexahedral form of a spent filter, the compaction treatment of the shaped spent filter will be conducted by vertically compacting it.

Keywords : Spent filter, HEPA filter, nuclide analysis, representative sample, columnar shaping, compaction treatment

요약

한국원자력연구원 방사성폐기물 저장시설에는 2006년 기준으로 약 1,000 여개(200L 환산)의 폐필터가 저장중이며, 그 발생량은 계속 증가하는 추세에 있다. 현재 저장시설의 저장 공간

확보뿐만 아니라 폐필터의 효율적인 관리를 위하여 비닐 백에 넣어 저장 및 관리되고 있는 폐필터들을 적절한 압축 처리 과정을 거쳐 최종적으로 규격화된 드럼에 포장하려는 계획을 가지고 있다. 이를 위해, 먼저 과거 발생이력을 조사함으로써 저장중인 폐필터들의 분류를 통한 그룹화를 수행하였다. 또한 드럼포장을 위해서는 사전에 핵종평가가 수행되어야 하며, 그 방법으로는 폐필터의 해체 없이 표면선량률을 측정하여 대표시료를 채취하며, 이 시료에 대하여 방사성폐기물 인도규정에서 요구하는 수준의 핵종분석을 수행할 것이다. 그리고 드럼포장을 위해, 방사성폐기물 처리시설에서 개발된 폐필터 처리장치를 이용하여 직육면체 형의 폐필터를 원주형 성형을 함으로써 드럼에 넣은 후, 최종적으로 수직 압축함으로써 폐필터를 처리하고자 한다.

중심단어 : 폐필터, HEPA 필터, 핵종분석, 대표시료, 원주형 성형, 압축 처리

I. 서 론

한국원자력연구원에서는 많은 원자력시설들의 운영 및 그와 관련한 활발한 연구 활동에 따라, 많은 양의 방사성폐기물이 발생되고 있으며, 그로 인해 저장 시설 내 방사성폐기물 드럼의 양이 급격히 증가하고 있는 추세이다. 따라서 한정된 저장시설에서 저장 공간의 확보가 시급한 실정이며, 이에 따라 저장중인 방사성폐기물 드럼의 처리문제가 심각하게 대두되고 있다. 따라서 포화상태에 임박한 저장시설의 저장 공간 확보를 위하여, 방사성폐기물처리시설에서는 저장중인 방사성폐기물의 부피감용을 위한 많은 연구를 수행하고 있다.

현재 방사성폐기물 저장시설에는 2006년 기준으로 약 1,000 여개(200 l 환산)의 폐필터가 저장중이며[1], 그 발생량은 계속 증가추세에 있다. 이 폐필터들의 주 발생시설은 하나로와 RI 생산시설 그리고 핵연료주기시설로서 대부분 이들 시설의 운영과정에서 발생한 HEPA 필터들로 구성된다. 방사성폐기물 저장시설의 운영을 시작한 이래로 각 시설의 방사선관리구역 내에서 발생되는 폐필터들을 압축 처리 등의 과정 없이 원형 그대로 비닐 백에 넣어 저장하고 있으며, 따라서 저장용량의 포화에 임박한 저장시설의 용량확보를 위하여 부피감용 등의 적절한 처리가 필요한 실정이다. 그리고 향후 완공될 처분장에 인도하는 것뿐만 아니라 저장시설 내 저장중인 폐기물의 효

율적인 관리측면에서 비닐 백에 넣어 저장 및 관리되고 있는 폐필터들을 적절한 처리과정을 거쳐 최종적으로 규격화된 드럼에 포장하는 것이 바람직하다.

적절한 처리과정을 거친 폐필터들을 재포장함에 있어서 가능한 같은 조건을 가지는 것들로 하나의 포장 드럼에 넣는 것이 바람직하며, 이 조건들로는 같은 발생시설, 같은 발생 시기 및 같은 범위의 표면선량률이 해당된다. 이 조건들을 맞추기 위하여 과거 발생이력을 조사함으로써, 저장중인 폐필터들의 분류를 통한 그룹화가 필요하다.

그리고 폐필터들의 처리를 위해서는 먼저, 처리하고자 하는 폐필터들의 전량에 대한 핵종평가가 수행되어야 한다. 그러나 핵종분석 장치들로 한 번에 측정할 수 있는 시료의 양은 각각 일정 부피로 제한되기 때문에, 처리하고자 하는 폐필터들의 양이 적지 않는 한 현실적으로 불가능한 일이다. 따라서 전체 폐기물 중 일부에서만 시료를 채취하여, 이에 대한 핵종분석 결과를 해당 폐기물에 대한 평균값으로 간주하는 방법을 이용하는데, 이를 위해서는 먼저 평균값의 합리적인 획득을 위한 대표시료 채취 및 평균화 타당성에 대한 근거를 제시하여야 한다. 방사성폐기물의 핵종분석을 위한 대표시료 채취 및 측정방법에 대해서는 ANSI/HPS[2], IAEA[3-4] 등의 여러 기관에서 그 지침서를 제공하고 있으며, 그 방법의 기본적인 원리는 방사성폐기물의 종류 및 발생원에 따라 가능한 균일하게 분류하는 것으로부터 시작한다.

II. 저장 폐필터 현황

한국원자력연구원에는 3 개의 방사성폐기물 저장 시설이 운영 중에 있으며, 이중 중·저준위 폐기물만을 저장하는 제 1 저장시설에 모든 폐필터들이 저장 중에 있다. 그리고 이 저장시설에 저장중인 방사성폐기물 드럼 및 폐필터 포장은 처리전의 임시저장 단계로서 각각 종류별, 형태별로 분류 및 적재되어 있다. 이들 저장시설의 운영을 시작한 이래로, 2006년까지 200 l 환산기준으로 약 1,000 여개의 폐필터가 저장 중이며, 그 발생량은 점점 증가하고 있는 추세이다. 이는 하나로를 비롯한 많은 원자력시설들의 환기설비에 대한 유지보수 및 이 시설을 이용한 활발한 연구 활동의 결과물이다. 이 폐필터들의 주 발생시설은 하나로와 RI 생산시설(RIPF) 그리고 핵연료주기시설(NFCF)로서 대부분 이들 시설의 운영과정에서 발생한 HEPA 필터들로 구성되며, 그 10년간의 발생량을 그림 1에 나타내었다.

핵연료주기시설은 핵가공시설(NFPF), 조사재시험 시설(IMEF), 조사후시험시설(PIEF), 그리고 방사성폐기물처리시설(RWTF)로 분류할 수 있다. 여기서 핵가공시설은 그 사용을 중지하여 1996년 이후에는 발생 폐필터가 존재하지 않는다. 그리고 1992년 대규모의 핫셀 시설들을 갖춘 조사후시험시설의 환기설비에 대한 최초의 교체과정에서 발생한 폐필터를 시작으로, 1998년 조사재시험시설 그리고 1999년 이후 하나로와 이를 이용한 RI 생산시설까지 새로운 원자력시설의 등

장과 더불어 폐필터의 발생량은 증가해 오고 있다.

또한 2000년에 들어서는 원자력증장기 과제에 기반을 둔 각종 실험실에서 발생된 폐필터의 양이 많아지는 등, 발생시설의 다양화가 이루어지고 있다. 이는 다양한 실험실에서 그 실험 목적에 맞는 방사성동위원소를 각각 사용하기 때문에, 하나로 등의 원자력시설 운영과정에서 발생하는 일정한 방사성핵종들에 비해 향후 분석해야할 핵종의 종류 및 수량을 판단함에 있어서 어려움이 직면할 수 있다. 따라서 저장중인 폐필터뿐만 아니라 향후 발생되는 폐필터들의 철저한 이력관리 및 분류를 통해 발생시설별로 주요 핵종의 특성을 파악하는 것이 무엇보다도 중요하다.

현재 저장중인 약 1,000 여개의 폐필터들 중에서 거의 대부분을 HEPA 필터(95.2%)가 차지하며 나머지를 Charcoal 필터(4.4%)와 Pre 필터(0.4%)가 차지한다. Charcoal 필터의 주 사용시설은 요오드(Iodine) 핵종을 취급하는 시설로서 주로 RI 생산시설과 조사재시험시설 그리고 조사후시험시설이 해당된다. 먼저 저장중인 폐필터들의 현황파악을 위해, 과거 발생이력을 조사하여 발생시설별로 폐필터들을 분류였다. 그 결과 많은 양의 폐필터들이 핵주기시설에서 발생되었으며, 특히 폐기물처리시설에서의 발생량이 많았다. 이는 사용정지 및 해체과정을 거친 서울 공동동 소재 연구로(KRR-1&2)의 저장시설에 저장 중이던 약 170여개의 폐필터들을 현재의 저장 시설로 수송하여 재분류 및 재포장하는 과정에서 폐기물처리시설의 발생 폐기물에 포함시켰기 때문이다. 그리고 같은 발생시설의 폐필터들에 대해 표면선량률별로 재분류를 하였으며, 그 결과를 표 1에 나타내었다.

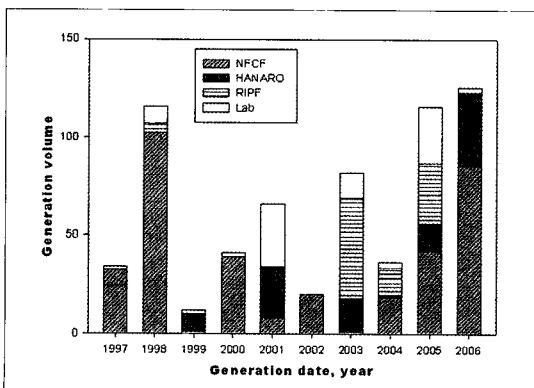


Fig. 1. The distribution of the spent filters by the generation date

Table 1. Classification of the spent filters by the generation facility and surface dose rate (unit : 200ℓ)

	Total Volume	Volume by the surface dose rate			
		< 0.002 mSv/hr	< 0.2 mSv/hr	< 2 mSv/hr	
HANARO	104	104	0	0	
RIPF	102	95	7	0	
N	NFPF	129.5	59	70.5	0
F	IMEF	78.5	47	28	3.5
C	PIEF	213.5	209	4.5	0
F	RWTF	364	159.5	204.5	0
Lab.	99	94.5	4.5	0	

표 1에서 보듯이 저장중인 폐필터의 약 72%가 핵주기 시설에 해당하며 하나로와 RI 생산시설 그리고 기타 실험실은 각각 9% 정도의 서로 비슷한 발생량을 보였다. 그리고 약 71%의 폐필터들이 극저준위에 해당되는 표면선량률 $2 \mu\text{Sv/hr}$ 미만이었으며, 이는 저장중인 폐필터의 압축 처리뿐만 아니라 규제해제를 통한 부피감용을 얻을 수 있음을 의미한다.

끝으로, 각각의 발생시설 및 표면선량률별 분류를 거친 폐필터들에 대해 다시 발생일별로 재분류하였다. 시설 내에 설치되어 있는 필터들은 포집된 먼지나 이물질 누적으로 필터 차압이 클 때 교체를 하며, 보통 시설 내 방사선 관리구역별로 다수의 폐필터들이 같은 발생일을 가지기 때문에 차후 핵종분석시에 중요한 분류기준이 될 수 있다. 이상과 같이 3단계의 분류과정을 거친 결과를 그림 2에 나타내었다. 여기서 $2 \mu\text{Sv/hr}$ 의 기준선으로부터 그 아래에는 표면선량률 $2 \mu\text{Sv/hr}$ 미만의 폐필터 발생량을 의미하며, 기준선 윗부분은 표면선량률 $2 \mu\text{Sv/hr}$ 이상의 폐필터 발생량을 의미한다.

그림 2에서 보듯이 하나로의 경우 1999년부터 폐필터가 발생되어 저장중이며, 모든 폐필터가 HEPA 필터이고 발생당시 측정된 표면선량률은 모두 $1 \mu\text{Sv/hr}$ 미만의 극저준위에 해당되었으며, 특히 가장 높은 표면선량률은 $0.4 \mu\text{Sv/hr}$ 이었다. 그리고 RI 생산시설의 경우에는 HEPA 필터가 39%, medium 필터가 42%, 그리고 charcoal 필터가 19%를 차지하였다. 여기서 medium 필터는 pre 필터와 최종단의 HEPA 필터 사이에 두는 필터로서, 여과효율을 제외하고서 그 모양이나 크기가 HEPA 필터와 거의 같으므로 폐필터 처리를 위한 분류과정에서는 HEPA 필터로 취급하였다. 또한 RI 생산시설의 발생량에서 그 93%가 표면선량률 $2 \mu\text{Sv/hr}$ 미만이었으며, 나머지 7%가 0.2mSv/hr 미만의 범위에 포함되었지만 그 표면선량률은 모두 $10 \mu\text{Sv/hr}$ 이하로 나타났다. 그리고 기타 실험실의 경우 주 사용핵종에 따라 두 종류로 분류하였으며, A군의 실험실은 주로 핵연료를 이용한 실험을 하는 시설로서 주요 핵종은 U이며 B군의 실험실은 동위원소를 이용한 실험을 하는 시설로서 주요 핵종은 Co, Cs, 및 I

으로 분류할 수 있었다. 이렇게 최종 분류를 마친 폐필터들에 대하여 향후 적절한 처리 과정을 거쳐 드럼 포장을 하는 경우, 가급적 같은 시설, 같은 발생일, 그리고 같은 표면선량률 범위를 갖는 폐필터들로 드럼을 채우는 것이 바람직하다.

III. 저장 폐필터 처리방안

현재 원자력시설의 환기설비에 사용되는 배기처리장치용 필터는 HEPA 필터와 Charcoal 필터 그리고 이 두 필터의 앞단에 설치하여 상대적으로 큰 입자를 잡아내는 pre 필터로 나눌 수 있다. 이 필터들은 일반적으로 알루미늄 또는 아연도 강판의 프레임 안에 각 필터들의 특성에 맞는 여과재를 채운 것으로 부피에 비해서 그 무게는 상대적으로 가볍기 때문에 방사성폐기물의 처리 및 저장 관점에서 볼 때는 그 형상이나 크기를 적절히 압축 변형시키는 것이 바람직하다. 특히 저장관리의 효율화를 위해서 압축 변형된 폐필터들을 규격화된 철재 드럼에 넣어 포장한 후, 그 이력을 관리하는 것이 중요하다.

일반적으로 폐기물 드럼의 이력정보에는 발생시설, 처리일자, 중량, 선량률, 내용물 및 핵종정보 등이 포함된다. 여기서 핵종정보의 경우 폐기물을 드럼 내로 포장하기 전에 규명되어야 한다. 따라서 폐필터들을 압축 처리하여, 이들을 드럼 내 포장하기 위해서는 처리하고자 하는 폐필터들에 대한 핵종평가가 반드시 선행되어야 한다. 특히, 향후 완공될 처분장에 인도할 경우를 대비하여, 중·저준위 방사성폐기물 인도규정[5]에서 요구하는 수준의 핵종 규명이 필요하다. 그러나 폐필터에 존재하는 핵종들의 농도를 직접 측정하는 것은 어려운 일이며, 따라서 폐필터의 일부 영역에서 핵종분석용 시료를 채취하여 이에 대한 분석 결과를 해당 폐필터에 대한 평균값으로 간주하는 방법을 이용한다. 이를 위해서는 시료의 대표성 확보와 핵종분석의 타당성에 대한 근거를 제시하여야 한다.

가. 대표시료 채취 및 핵종분석

방사성폐기물의 핵종분석을 위해서는 분석 장비

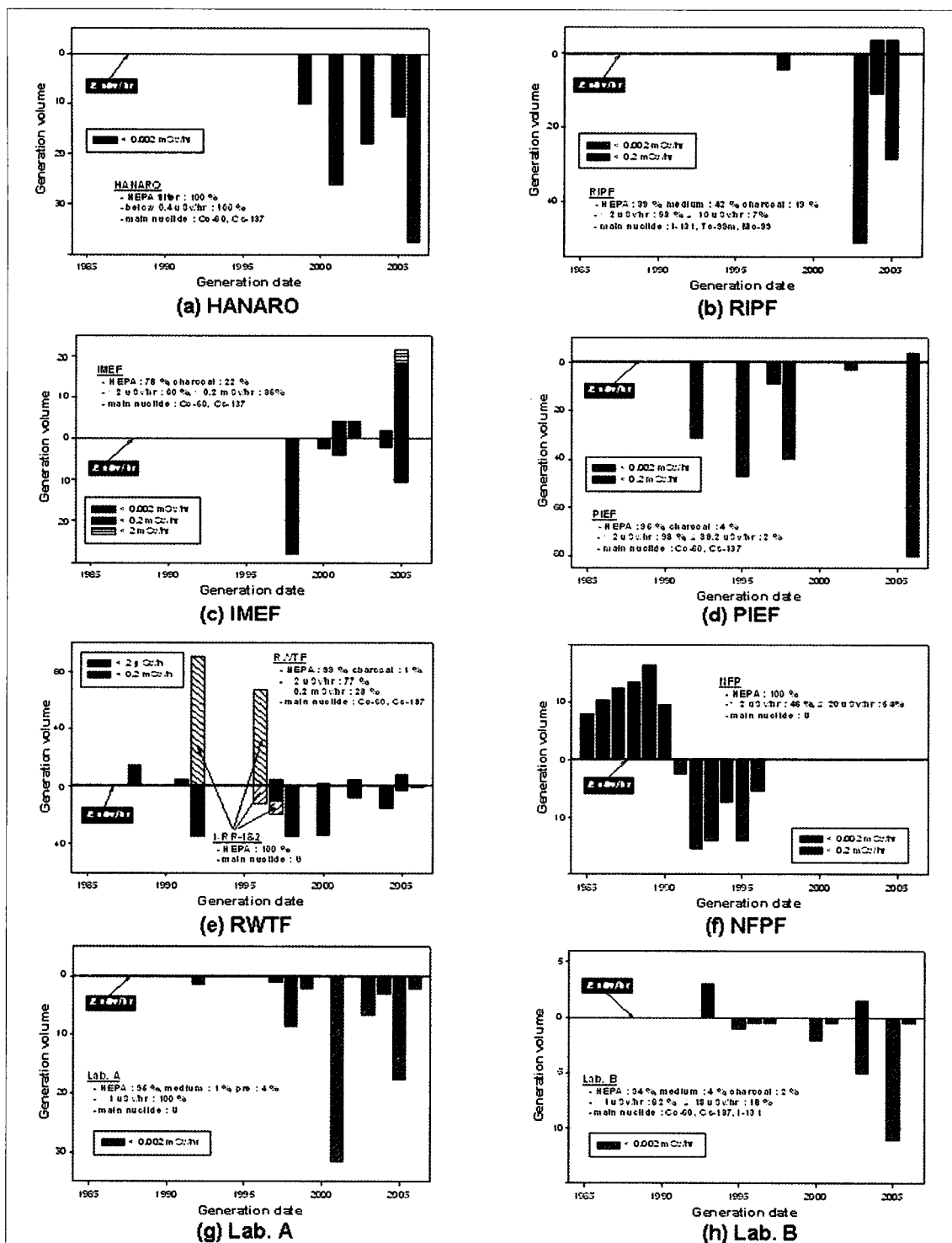


Fig. 2. The distribution of the spent filters generated in the HANARO research reactor (a), the RI Production Facility (b), the Irradiated Materials Examination Facility (c), the Post-Irradiation Examination Facility (d), the Radioactive Waste Treatment Facility (e), the Nuclear Fuel Production Facility (f), the Laboratory A in connection with the nuclear fuel (g), the Laboratory B using RI except U isotope (h).

를 이용한 직접측정이 가장 바람직하지만 폐기물의 부피가 클 경우에는 핵종분포의 균질성, 자기흡수 등의 보정 문제로 인해 측정에 상당한 어려움이 있다. 따라서 대상 폐기물로부터 대표시료를 일부분 채취하는데, 그 폐기물의 방사능 농도를 대표할 수 있을 것으로 예상되는 시료의 채취방법은 대상 폐기물의 물리적, 화학적 특성에 따라 다르다. 폐필터의 경우에는 핵종 분석을 위한 대표시료를 채취함에 있어서 철재 프레임을 제외한 여과재에서 그 일부분을 채취하는데, 오염 및 피폭 가능성 그리고 과도한 작업시간 등을 고려하여 필터의 분해 없이 대표시료를 채취하는 것이 바람직하다. 필터의 분해 없이 여과재에서 대표시료를 채취하기 위해서는 먼저 필터에 포집된 핵종들의 경향을 파악하는 것이 필요하다.

대부분 필터의 경우 여과재의 표면선량률을 측정함으로써 방사성 핵종의 분포를 파악할 수 있으나 HEPA 필터의 경우 그림 3과[6] 같이 여과지를 공기흐름 방향에 대하여 지그재그로 접어 채운 것으로 공기 흡입구에서 측정된 표면선량률만으로 여과지에 포집된 방사성 핵종들의 분포를 파악하기에는 어려움이 있다. 따라서 HEPA 필터 내에 포집된 핵종들의 분포 경향을 알아보기 위하여 분류과정을 거친 HEPA 필터들 중에서 몇 개를 선택하여 이들을 프레임 부분과 여과지 부분으로 분해하였다.

이 여과지에 포집되어 있는 핵종들의 분포를 여과지의 깊이별로 알아보기 위하여, 먼저 공기흐름

의 방향을 표시한 후, 공기 흡입구에서부터 출구방향으로 약 2 cm 간격으로 여과지를 잘라, 총 12개의 조각으로 나누었다(그림 4). 이 12 조각들을 1리터 Marinelli 비커에 각각 담아 감마핵종 분석을 수행 하였다. HEPA 필터를 전처리하여 얻은 12개의 Marinelli 비커에 존재하는 핵종을 분석하는 경우, 각각의 비커에는 여과지 깊이에 대한 정보를 가지고 있기 때문에 HEPA 필터 내에 포집된 핵종들의 깊이별 분포를 알 수 있다.

그 결과, 그림 5에서 보듯이 필터 여과지에 포집된 핵종의 분포 측면에서 세 종류의 대표적인 분포 형태를 얻을 수 있었다. 첫째, 공기 흡입구에서 포집된 핵종의 농도가 전 영역에 대한 평균 농도보다 높은 경우, 둘째, 공기 배출구에서 포집된 핵종의 농도가 높은 경우, 마지막으로 두 가지 형태가 혼재하는 경우로 나눌 수 있었다. 따라서 결론적으로 HEPA 필터 내에 포집된 핵종의 농도가 높은 곳은 공기 흡입구와 배출구 부분이며, 그 중간부분은 세 가지 분포형태에서 대체적으로 농도가 낮았으며 일정한 분포를 보였다. 이는 HEPA 필터 내 여과지의 구조적인 형태 때문에 흡입구와 배출구 부분에서 공기 흐름이 일정하지 않고 분산함에 따라 핵종들이 유리섬유에 부딪히는 확률이 증가하기 때문인 것으로 판단된다. 그리고 대부분 알파 및 베타 붕괴 후, 감마 붕괴를 동반하므로 이들 핵종들도 감마 핵종들의 분포와 유사할 것으로 예상된다.

따라서 HEPA 필터의 경우 방사성 핵종들의 분

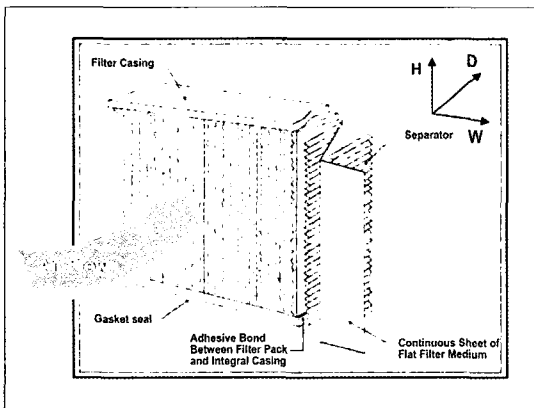


Fig. 3. Open-face deep-pleat HEPA filter type A filter pack.

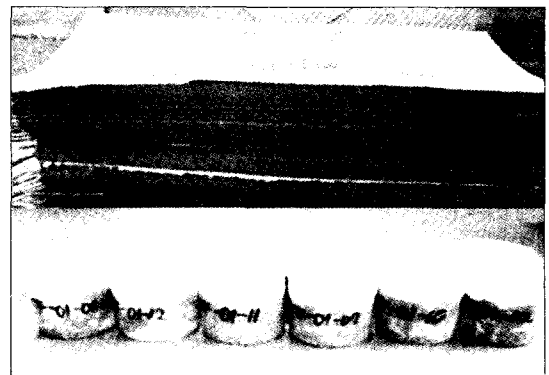


Fig. 4. A filter medium after dismantlement of a HEPA filter (a), samples obtained by cutting a filter medium into 12 pieces (b).

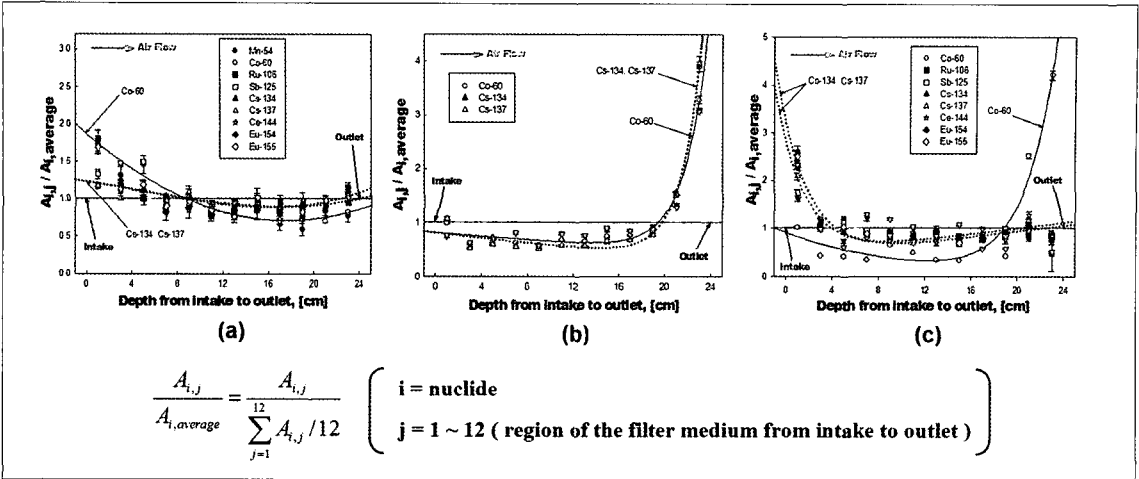


Fig. 5. A representative distribution form of captured nuclides in the filter medium; the intake part is higher than any other part (a), the outlet part is higher than any other part (b), nuclides with a higher concentration in the intake as well as in the outlet existed together (c).

포는 공기 흡입구 또는 배출구에 많이 분포하므로 이 두 영역에서 표면선량률을 각각 측정하여 최대 표면선량률이 측정된 부분을 대표시료로 취할 수 있다. 또한 표 1에서 보듯이 많은 양의 폐필터들이 극저준위에 해당하므로 표면선량률을 측정하는 경우, 백그라운드 수준으로 계측되어 정확한 측정이 어려운 경우가 있을 수 있다. 이때에는 HEPA 필터 내 핵종들의 분포특성을 고려하여 흡입구 및 배출구 부분에서 각각 채취한 시료의 합을 대표시료로 간주할 수 있다. 이상과 같은 방법으로 대표시료를 채취하는 경우, 일정한 크기 및 모양의 시료를 얻어 20 cc 용량의 규격용기에 넣은 후 핵종분석을 수행할 것이다.

향후 완공될 처분장에 최종적으로 압축 처리된 폐필터 드럼을 인도하기 위하여 중·저준위 방사성 폐기물 인도규정에서 요구하는 수준의 핵종분석이 필요하다. 먼저 폐필터 내에 존재하는 전체 핵종들 중에서 95 % 이상의 핵종 규명을 요구하며, 존재한다고 판정된 핵종들 중에서 14개의 농도규명 대상 핵종이 존재하는 경우, 이에 대한 농도규명을 요구하고 있다. 인도규정에서 요구하는 14개의 농도규명 핵종 중에서 HPGe를 이용한 감마분석으로 직접 규명이 가능한 핵종은 Co-58, Co-60, Nb-94, Cs-137, Ce-144이고 gross α의 경우에는 gross α/β계수기를 이용하여 농도를 직접 규명할 수 있다. 그러

나 나머지 H-3, C-14, Fe-55, Ni-59, Ni-63, Sr-90, Tc-99, I-129에 대해서는 화학적인 전처리 과정을 거쳐 추출크로마토그래피법 또는 액체섬광계수법 등을 이용하여[7-8] 방사능 농도를 분석을 하기 때문에 이들 모두를 측정하기에는 상당한 어려움이 있다.

따라서 인도규정 수준의 핵종분석을 위해서 폐필터에서 대표시료를 채취하여 핵종분석을 수행하고 최종적으로 압축 처리하기까지의 절차를 그림 6에 나타내었다. 먼저 폐필터로부터 얻은 대표시료에서 HPGe를 이용한 감마핵종 분석을 실시하여 존재하는 모든 감마핵종을 규명한 후, 그 여과재를 플란켓에 담아 전알파/전베타 분석 장치를 이용하여 대표시료에 존재하는 전알파의 농도를 직접 규명한다. 그리고 나머지 전처리 과정을 필요로 하는 8개의 핵종에 대해서는 폐필터가 발생된 시설의 안전성 분석보고서, 동위원소 사용 내역서, 그리고 과거 연구소 폐기물의 특성 평가과정에서 획득한 시설별 액체폐기물 핵종 분석 결과[9] 등을 면밀히 검토하여 시설의 운영과정에서 이 8개의 핵종 중에 발생 가능한 핵종이 존재하는지를 판정할 것이다. 만약 존재하지 않는다면 폐필터의 압축 처리 단계로 넘어갈 것이며, 존재한다면 대표시료를 적절한 방법으로 전처리하여 존재하는 핵종에 대하여 농도 분석을 수행할 것이다.

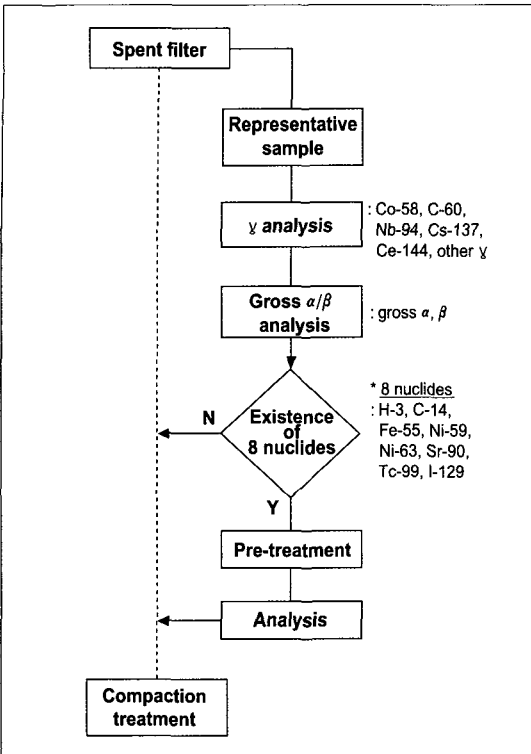


Fig. 6. The procedure for a nuclide analysis of a spent filter

다. 압축 처리 방법

저장중인 폐필터를 발생시설별, 발생일별, 그리고 표면선량별로 가능한 균일하게 분류하여 그에 대한 핵종평가를 수행한 후, 가능한 같은 조건을 가지는 폐필터들로 규격드럼에 포장하는 것이 향후 이력관리 측면에서 바람직한 방법이다. 그러나 직육면체 형상의 폐필터 크기가 방사성폐기물 포장용 규격용기인 원주형 드럼(DOT-17H)의 직경 약 600 mm보다 크기 때문에 직접 넣어 포장할 수가 없고 적절한 방법으로 성형을 한 후, 드럼에 넣어 최종적으로 압축 처리를 해야 한다. 이를 위해 방사성폐기물 처리시설에서는 폐필터의 적절한 성형과 드럼 내에서의 압축 처리를 위한 장치를 개발하였으며 [10], 그림 7에 그 장치의 개략도를 나타내었다.

이 장치는 폐필터 폐기물을 적절한 크기 및 모양을 갖도록 원주형상으로 변형시킴으로써, 포장용기 드럼 안에 폐필터를 직접 넣어 최종적으로 부피감용을 위한 압축 처리까지 마무리 할 수 있는 장치이다. 그림에서 보듯이 이동축 원주형 성형 틀(1), 고

정축 원주형 성형 틀(2), 유압식 성형실린더(3), 유압식 압축 실린더(4), 장치 프레임(7), 그리고 유압 구동 유닛(8) 만으로 단순하게 구성되어 있다. 먼저 성형실린더(3)에 의해서 이동축 원주형 성형 틀(1)이 고정축 원주형 성형 틀(2) 쪽으로 전진을 시작하면 폐필터는 압축 실린더의 바로 아래 위치까지 점점 밀려들어가게 된다. 이때 두 원주형 성형 틀의 독특한 구조 때문에 x 방향 1축의 단일 성형 공정만으로 x, y 두 방향의 변위를 동시에 얻음으로써 직육면체 형상의 폐필터는 최종적으로 성형 틀(1) 및 (2)의 반경을 갖는 원주형 상으로 성형된다. 원주형으로 성형되기 전과 후의 HEPA 필터 모습을 그림 8에 나타냈으며, 이런 방법으로 성형된 폐필터들은 직경이 약 500 mm 정도이므로 포장용기 드

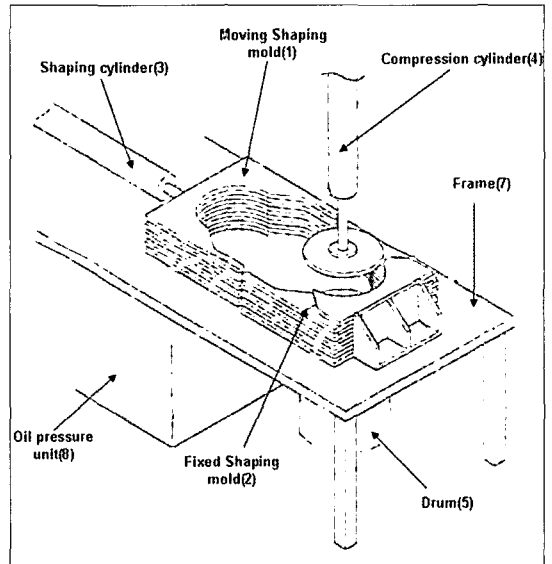


Fig. 7. The schematic diagram of the shaping and compacting equipment.

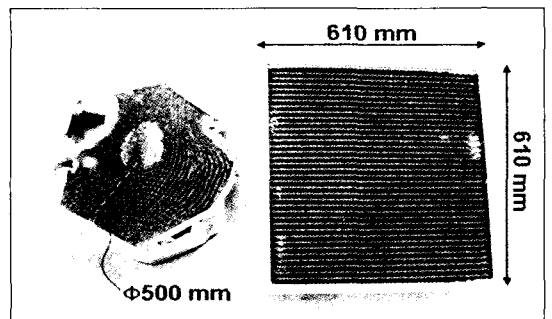


Fig. 8. A HEPA filter waste after and before a columnar shaping.

럼 안으로 자동적으로 투입된다.

포장용기 안으로 자동 투입된 폐필터는 연이어 압축 실린더(4)에 의한 수직방향(z 축)의 압축을 받게 된다. 이렇게 폐필터가 압축되어 부피가 최대한 도까지 축소되면 압축 실린더는 복귀되고, 다시 같은 과정을 반복하면서 포장용기 드럼을 가득히 채우게 된다. 이 압축 실린더의 용량은 약 60 톤 정도로서 압축 처리를 통해 1/4 정도로 축소되는 부피 감용률을 예상하고 있다.

IV. 결 론

방사성폐기물 저장시설의 운영을 시작한 이래로 장기 보관되어 오던 폐필터들의 발생이력을 조사하여 특성별로 그룹화를 하였다. 그 결과, 많은 양의 폐필터들이 핵주기시설에서 발생되었으며 0.002 mSv/hr 미만의 표면선량률을 가지는 폐필터들이 약 71 %를 차지하였다. 이렇게 분류과정을 통하여 발생 시설, 발생일, 표면선량률 범위에서 같은 조건을 가지는 폐필터들로 규격드럼을 채울 것이다.

폐필터들을 적절히 처리하여 드럼 포장을 하기 위해서는 폐필터에 대한 핵종분석이 필요하며, 특히 향 후 완공될 처분장에 폐필터 드럼을 인도하기 위하여 인도규정에서 요구하는 핵종들에 대한 농도 규명이 필요하다. 이를 위해 폐필터의 표면선량률을 측정함으로써 필터 여과재에서 대표시료를 채취한 후, 비교적 측정이 간단한 감마 핵종분석 및 전알파 분석을 통하여 농도를 직접 규명할 것이다. 그리고 나머지 전처리 과정을 필요하며 상대적으로 측정이 어려운 핵종들에 대해서는 폐필터 발생시설의 운영과정에서 발생 가능한 핵종이 존재하는 지를 판정할 것이다. 이런 방법으로 핵종분석이 완료된 폐필터에 대하여 압축 처리 등의 부피감용 과정을 거쳐 최종적으로 200 리터 드럼의 규격 용기에 포장을 할 예정이다. 이때 직육면체 형상의 폐필터를 먼저 원주형상으로 변형시켜 드럼에 넣을 수 있게 만든 다음, 약 60톤 용량의 수직 압축기를 이용하여 폐필터를 최종 압축 처리할 것이며, 그 본래 형상의 1/4 수준으로 축소되는 부피 감용률을 얻을 수 있을 것으로 판단된다.

참고문헌

- [1] KAERI, "Operation of Nuclear Fuel Cycle Examination Facilities", KEARI-MR-455/2006 (2006).
- [2] ANSI, "Surface and Volume Radioactivity Standards for Clearance", ANSI/HPS N13.12-1999 (1999).
- [3] IAEA, "Clearance Levels for Radionuclides in Solid Materials : Application of Exemption Principles Interim Report for Comment", IAEA-TECDOC-855 (1996).
- [4] IAEA, "Clearance of the Materials Resulting from the Use of Radionuclides in Medicine, Industry and Research", IAEA-TECDOC-1000 (1998).
- [5] 과학기술부, "중·저준위 방사성폐기물 인도규정", 과학기술부 고시 제2005-18호 (2005).
- [6] DOE Handbook, "Nuclear Air Cleaning Handbook", DOE-HDBK-1169-2003 (2003).
- [7] M.J. Kang, K.H. Chung, S.B. Hong, G.S. Choi and C.W. Lee, "Radioactivity Analysis of ^{55}Fe and ^{63}Ni in Dismantled Concrete", J. of the Korean Radioactive Waste Society, Vol. 5(1), P.19-27 (2007).
- [8] S.B. Hong, H.R. Kim, K.H. Chung, M.J. Kang, G.H. Jeong, U.S. Chung and J.H. Park, "Spatial Distribution of ^3H and ^{14}C in the Shielding Concrete of KRR-2", J. of the Korean Radioactive Waste Society, Vol. 4(4), P.329-334 (2006).
- [9] KAERI, "Operation of Nuclear Fuel Cycle Examination Facilities", KEARI-MR-387/2002 (2002).
- [10] KAERI, "Operation of Nuclear Fuel Cycle Examination Facilities", KEARI-MR-401/2003 (2003).