

Residual Radioactivity Investigation & Radiological Assessments for Self-disposal of Concrete Waste in Nuclear Fuel Processing Facility

콘크리트 폐기물의 자체처분을 위한 잔류방사능 조사 및 피폭선량평가

Jeung-Gun Seol, Jae-Bong Ryu, Suk-Ju Cho, Sung-Hyun Yoo, Jung-Ho Song*, Hoon Baek*,
Seong-Hwan Kim*, Jin-Seong Shin* and Hyun-Kyoun Park*

Korea Nuclear Fuel Co., Ltd., P.O.Box 14, Yuseong-gu, Daejeon

*KNDDT & i Co., Ltd., #1110 Ace Techno Tower VIII, 191-7, Guro-gu, Seoul

jgseol@knfc.co.kr

설중근, 류재봉, 조석주, 유성현, 송정호*, 백 훈*, 김성환*, 신진성*, 박현균*

한전원자력연료(주), 대전시 유성구 덕진동 493번지

*케이엔디티앤아이(주), 서울시 구로구 구로동 170-5번지

(Received December 28, 2006 / Approved March 19, 2007)

Abstract

In this study, domestic regulatory requirement was investigated for self-disposal of concrete waste from nuclear fuel processing facility. And after self-disposal as landfill or recycling/reuse, the exposure dose was evaluated by RESRAD Ver. 6.3 and RESRAD BUILD Ver.3.3 computing code for radiological assessments of the general public. Derived clearance level by the result of assessments for the exposure dose of the general public is 0.1071Bq/g (3.5% enriched uranium) for landfill and 0.05515 Bq/cm² (5% enriched uranium) for recycling/reuse respectively. Also, residual radioactivity of concrete waste after decontamination was investigated in this study. The result of surface activity is 0.01Bq/cm² for α -emitter and the result of radionuclide analysis for taken concrete samples from surface of concrete waste is 0.0297Bq/g for concentration of ²³⁸U, below 2w/o for enrichment of ²³⁵U and 0.0089Bq/g for artificial contamination of ²³⁸U respectively. Therefore, radiological hazard of concrete waste by self-disposal as landfill and recycling/reuse is below clearance level to comply with clearance criterion provided for Notice No. 2001-30 of the MOST and Korea Atomic Energy Act.

Key words : Clearance level, Concrete waste, Uranium, Residual activity, Exposure dose

요 약

본 연구에서는 원전연료 가공시설에서 발생한 콘크리트 폐기물을 자체처분 하기 위한 국내 규제요건을 검토하였고, 매립 및 재활용에 따른 작업자 및 일반인의 방사선학적 위해도를 평가 하기 위해 RESRAD Ver. 6.3, RESRAD BUILD Ver. 3.3 전산코드를 사용하여 피폭선량을 평가하였다. 피폭선량 평가 결과에 따라 유도된 처분제한치는 콘크리트 폐기물 매립의 경우 0.1071Bq/g (3.5% 농축우라늄), 재활용의 경우 0.05515 Bq/cm²(5% 농축우라늄)이었다. 또한, 자체처분대상 콘크리트 폐기물의 제염 후 잔류방사능을 조사한 결과, 표면오염도는 전체평균이 0.01Bq/cm²(알파방출체), 콘크리트 폐기물 표면에서 채취한 시료의 방사성핵종 분석결과 ²³⁸U은 0.0297Bq/g, ²³⁵U의 농축도는 2w/o 이하였고, 인위적 오염으로 예상되는 ²³⁸U의 농도는 0.0089Bq/g 이었다. 따라서, 자체처분 대상 콘크리트 폐기물의 매립 및 재활용시 일반인 및 작업자에게 미치는 방사선학적 위해도는 원자력관계법령에서 정하는 처분제한치(개인선량 10 μ Sv/yr, 집단선량 1man · Sv/yr) 이하임을 확인하였다.

중심단어 : 처분제한치, 콘크리트폐기물, 우라늄, 잔류방사능, 피폭선량

I. 서 론

최근 국외에서는 미국을 중심으로 원자력관계시설의 제염·해체 관련 사업이 대규모로 진행되고 있으며, 영국, 프랑스에서도 제염·해체가 신규 원전건설보다 더 큰 원자력 산업이 되고 있다. 국내의 경우 방사성물질 사용시설 등에 대한 환경복원사업 등은 원자력관계시설의 노후화, 일반화 시설로의 전환, 원자력관계시설 증설의 신규사업 추진 등으로 필요성이 점차 증가하고 있다. 이로 인해 발생하는 방사성 폐기물은 원자력관계법령에 의거하여 관리 및 처리되고 있다.

국내 원자력시설 등에서 발생한 극저준위 방사성 폐기물은 원자력관계법령에 의거하여 매립, 소각, 재사용 또는 재활용 등의 방법으로 자체처분 되고 있다. 이는 높은 관리비용이 요구되는 방사성폐기물 처분장으로서의 위탁처리보다 상대적으로 낮은 처리비용이 소요되므로 방사성폐기물 발생자는 선호하지만 방사선안전관리의 측면에서는 관리의 불확실성을 내포하고 있어 규제기관에서도 원자력관계법령에 의거하여 극저준위 방사성폐기물의 자체처분 신고내용을 사안별로 심사 후 허가를 하고 있는 실정이다.

한전원자력연료(주)에서도 원전연료 가공시설의 신규 설치 및 증설에 따라 핵연료물질 사용으로 인해 바닥면, 천정, 벽면 등에 우라늄 분진 등으로 오염된 콘크리트 폐기물이 발생할 것으로 예상되어, 그에 대한 방사선안전관리 및 평가가 엄격하게 요구되고 있다. 따라서 자체처분 대상 콘크리트 폐기물의 자체처분 기준을 설정하기 위해 방사능오염도를 정밀하게 평가하여, 콘크리트 폐기물의 자체처분이 효율적이고 안전하게 이루어 질 수 있도록 해야 한다.

본 연구에서는 콘크리트 폐기물을 자체처분하기 위한 기본 요건인 효율적인 제염, 오염도 조사/평가 방법 등을 자료조사 및 실증을 통해 확인하고, 원자력 관계법령에 따라 일반인에 대한 방사선학적 영향을 평가하여 원자력관계법령에서 정하는 기준을 충족시키는 처분제한치를 유도하였고, 이 기준에 따라 방사성오염을 제거 한 후 콘크리트 폐기물의 잔류방사능을 조사하여 유도된 처분제한치에 만족함을 확인하고자 하였다. 또한, 방사능 오염도가 매우 낮아 원자력 관계법령에 따라 자체처분을 할 수 있음에도 불구하고 규정 및 절차에 의해 방사성폐기물로 분류되어 저장 능력의 확대와 고비용의 처리과정을 필요로 하는 콘크리트 폐기물의 향후 자체처분을 위한 정

협축적과 제염·해체 기술개발의 실증기회로 활용할 수 있는 기틀을 마련하고자 한다.

II. 피폭선량평가 및 처분제한치 유도

가. 피폭선량평가 방법론

국내 원자력관계법령에서는 과학기술부고시 제 2001-30호에 따라 자체처분시 핵종별 처분제한치 농도기준을 제시하였고, 제시되지 않은 핵종별 농도는 개인 피폭선량이 $10 \mu\text{Sv/yr}$, 집단선량이 $1\text{man} \cdot \text{Sv/yr}$ 이하임을 입증할 때 처분이 가능하도록 하였다.[1] 따라서 본 연구에서도 원전연료 가공시설의 유일한 오염원인 우라늄에 의한 오염이 예상되는 콘크리트 폐기물에 대해 피폭선량 평가를 통해 처분제한치를 유도하였다.

방사성물질에 오염된 콘크리트 폐기물의 피폭선량 평가방법은 크게 일반평가(Generic Application)와 세부평가(Specific Application)으로 구분할 수 있다. 알려진 바와 같이 일반평가 방법론은 개별 피폭상황을 세부적으로 묘사하기 보다는 유사한 다수의 피폭상황을 동시에 묘사할 수 있는 대표적인 몇 가지 시나리오를 설정하여 평가하는 방법이다. 이러한 평가 방법론은 세부평가에 비하여 상대적으로 적용하기 수월하다는 장점이 있으나, 다양한 피폭상황을 대표할 수 있는 소수의 시나리오를 적절하게 선정하지 못한다면 평가결과의 신뢰성을 기대할 수 없다. 따라서 대부분의 일반평가모델에서는 보수성을 확보할 수 있도록 입력인자를 설정하는 것이 일반적인 관행이다.

세부평가는 규제해제에 따른 피폭상황을 가능한 상세하게 고려하여 예상 피폭선량을 평가하고, 이로부터 농도기준치를 유도하는 방법으로 정의할 수 있다. 예를 들어 금속물의 재활용 시나리오에 수반되는 방사선학적 영향을 평가하는 과정에서, 소비재 시나리오의 일환으로 규제해제 금속물을 생활용품 등으로 이용하는 세부 시나리오를 가정하여 예상되는 방사선학적 영향을 예측하는 것이 세부평가의 대표적인 사례이다. 세부평가를 수행하기 위해서는 구체적인 피폭상황에 대한 자세한 정보의 확보가 전제되

어야 한다.

본 연구에서는 세부평가방법 중 콘크리트 폐기물의 매립 시나리오 평가의 경우 국내외에서 널리 사용되는 RESRAD 전산코드(Ver. 6.3), 재활용 시나리오 평가의 경우 RESRAD Build 전산코드(Ver. 3.3)를 사용하였으며, 세부평가 및 일반평가 방법을 혼용한 NUREG -1640(2003년)[2] 및 IAEA Safety Series No. 111-P-1.1(1992년)[3]의 평가결과와 비교하였다.

나. 피폭선량 평가대상 콘크리트 폐기물

한전원자력연료(주) 가공시설에서 발생한 피폭선량 평가대상 콘크리트 폐기물은 원전연료 가공시설 운영중 방사선 차폐를 목적으로 제1공장 건설시 일정한 모양으로 제작되어 방사선 차폐용 블록으로 사용되던 것으로서 우라늄 분진 등으로 인한 오염을 최소화 하기위해 사용시 외부에 노출된 부위는 내방사선 도료가 도포되어 있고, 콘크리트 블록사이에는 최초 제작 당시의 상태로 내방사선 도료가 도포되지 않은 상태로 보존되어 있다. 콘크리트 블록의 크기는 $0.3\text{m} \times 0.4\text{m} \times 0.3\text{m}$, 수량은 140개, 총부피는 5.04m^3 이다. 또한, 콘크리트 블록의 평균 밀도가 2.1g/cm^3 임을 고려할 때 총 무게는 10.6ton 이었다. Figure 1.에 차폐용 콘크리트 블록들을 해체 후 적재한 모습을 나타내었다.

이 콘크리트 블록 표면의 주요 방사선원은 주로 ^{234}U , ^{235}U 및 ^{238}U 으로서 우라늄의 농축도는 천연(0.711w/o) 또는 5 w/o 이내의 농축 우라늄이며, 화학적 형태는 UO_2 또는 U_3O_8 형태를 가진다.



Figure 1. Concrete waste for self-disposal

다. 피폭선량 평가 시나리오

국내 규제기관에서 극저준위 방사성폐기물을 자체 처분 하기 위해 규제해제 농도기준을 유도한 KINS/RR-144 보고서에서는 호흡, 섭취 및 외부피폭에 의한 피폭경로를 선정하고 이에 대해 작업자 및 일반인에 대한 피폭선량을 평가하였다. 또한 세부평가 방법론에 따라 콘크리트 폐기물등의 매립시 피폭선량을 RESRAD 전산코드를 사용하여 평가하였다. 다만, 본 연구의 평가대상 선원인 농축 우라늄에 대해서는 장반감기 핵종 및 자핵종의 장기적인 영향을 평가하기 위해 규제해제 농도 유도를 유보하였다.[4]

IAEA Safety Series No. 111-P-1.1에서는 ²³⁸U을 포함한 16개 핵종에 대해 금속 및 콘크리트의 재활용 및 재이용에 대해 규제해제 농도를 유도하였는데, 일반인 및 작업자의 호흡, 섭취 및 외부피폭에 대해 피폭경로를 선정하고 이에 대해 피폭선량을 평가하였다.

NUREG-1640에서는 콘크리트를 재활용 등의 방법으로 처분 할 경우 Table 1과 같은 8가지 시나리오와 115개 핵종에 대해서 흡입, 섭취 및 외부피폭선량을 평가하였으며, 이 시나리오에는 콘크리트 취급, 공정처리, 저장, 운반, 생산품의 사용 및 처분이 포함된다. 특히, 콘크리트 시나리오 평가시 폐쇄된 매립장 부지 주변의 거주자를 고려하는 시나리오를 포함시켜 피폭선량을 평가하였다.

본 연구에서는 상기 3개의 보고서에서 고려한 피폭시나리오 및 피폭선량평가 결과를 검토하여, 우라늄에 대해 피폭선량이 상대적으로 높지 않은 것으로

평가된 콘크리트의 처리, 수송 및 성토제 사용시의 피폭시나리오는 제외하였고, 매립 및 재활용 시나리오에 대한 피폭경로를 고려하여 피폭선량 평가를 수행하였다.

라. 피폭선량 평가 결과 및 처분제한치 유도

① 매립시 피폭선량평가[5]

본 연구에서는 콘크리트 폐기물의 매립시 매립시나리오에 따른 매립장 작업자 및 매립장 폐쇄 후 상부거주자의 피폭선량을 평가하기 위해 RESRAD 전산코드를 사용하였다. RESRAD 전산코드의 매립시 피폭선량 평가를 위한 주요 입력인자는 Table 2와 같다. 또한, 본 연구에서는 매립장 작업자가 매립장 폐쇄 후 상부에 거주하는 시나리오를 선정하여 작업자 및 매립장 폐쇄 후 거주자의 피폭선량을 분리하여 평가하는 종래의 방법에 비해 보수적인 평가를 수행하였다.

RESRAD 전산코드는 ICRP-26 개념에 근거한 총 유효선량당량을 계산하도록 개발되었으며 이에 따라 호흡/섭취/외부피폭 선량환산인자는 미국 EPA FGR No. 13에 근거한 값을 채택하였으며, 이중 호흡/섭취 선량환산인자는 변경이 가능하도록 되어있다. 그러나 국내의 원자력관계법령에서는 ICRP-60 개념에 근거한 유효선량을 적용하고 있어 선량환산인자의 변경은 물론이며, 계산된 피폭선량결과의 연령군 보정을 해야 한다. 따라서 종래의 RESRAD 전산코드를 이용한 피폭선량평가에서는 ICRP-72 호흡/섭취 선량환산인자의 2배 값을 적용하여 수행하였다. 그러나

Table 1. Scenario and exposure pathway matrix in NUREG-1640

Scenario	Exposure pathway				Remark
	Ext.	Inh.	Ing.	Ing. of Leachate	
Processing Concrete	○	○	○		W*
Truck Driver (Transport)	○	○	○		W
Driving on Road	○				P**
Road Building	○	○	○		W
Handling Concrete at landfill (Industrial)	○	○	○		W
Handling Concrete at landfill (municipal)	○	○	○		W
Leachate from industrial landfill				○	P
Leachate from municipal landfill				○	P

W* : Worker, P** : the General Public

Table 2. Key parameters used in the landfill-disposal scenario

Parameter	Unit	Value	Remarks
U-238 DCF(Inh., Ing.)	mrem/pCi	2.960E-02, 1.665E-02	ICRP-72의 선량환산인자
U-235 DCF(Inh., Ing.)	mrem/pCi	3.145E-02, 1.739E-04	ICRP-72의 선량환산인자
U-234 DCF(Inh., Ing.)	mrem/pCi	3.478E-02, 1.813E-02	ICRP-72의 선량환산인자
선원향	m	1m, 2.54m	원통형의 매립층으로 가정, 각각 매립층 높이 및 지름
대수층 깊이	m	2.54	콘크리트폐기물 매립층 선원향의 지름
복토층의 두께	m	0.15	폐기물관리법 시행규칙의 일일 복토요건
복토층의 밀도	g/cm ³	1.5	RESRAD 권고값
매립층의 밀도	g/cm ³	2.1	RESRAD 권고값
매립층의 수리전도도	m/y	10	RESRAD 권고값
연평균 관개율	m/yr	0.4	RESRAD 권고값
공기중 습도	g/m ³	8	INDAC 자료
호흡율	m/yr	10,519	KINS/RR-144의 작업자 호흡율
분진농도	g/m ³	5.0 × 10 ⁻⁴	일본 NSC 보고서의 매립장 평균 분진농도
외부감마선차폐계수	무차원	0.5	KINS/GR-199 자료
실내거주비율	무차원	0.5	영국 DETR 자료
실외거주비율	무차원	0.25	KINS/RR-144 자료
기타입력자료	-	-	섭생동의 입력값은 INDAC 자료 및 RESRAD 권고값 사용

우라늄과 같은 장반감기 핵종들은 복토층 침식등으로 인한 외부피폭선량이 매립 후 수백년이 지나 발현될 수 있고, 이에 대한 연평균 보정 또한 고려해야 할 것으로 판단된다. 따라서, 본 연구에서는 ICRP-72 호흡/섭취 선량환산인자의 2배 값을 적용하여 계산된 피폭선량 결과와 ICRP-72 호흡/섭취 선량환산인자를 적용하여 계산된 피폭선량 값의 2배 한 후의 결과를 Table 3과 같이 비교하였다. 비교결과 계산된 피폭선량 값의 2배 한 후의 결과가 보수적으로 나타났다. 특히 ²³⁵U의 최대 피폭선량의 발현시점 차이는 외부 피폭에 의한 것으로서, 134.1년 후의 외부피폭선량 값은 Table 3의 피폭선량평가 방법 2가지 모두 1.047 μSv/yr이지만 외부피폭선량에 대한 연평균 보정을 한 Case 2의 경우가 보수적으로 평가되었다. 또한, 본 연구에서는 원전연료 가공시설에서 발생한 불화 나트륨의 자체처분시 선량 최대값이 발현한 시점이

Table 3. Results of the exposure dose for the landfill-disposal of concrete waste

핵종	초기농도	Case 1 ICRP-72 DCF (Inh.,Ing.) 값의 2배		Case 2 ICRP-72 DCF (Inh.,Ing.) 결과의 2배	
		피폭선량 (μSv/yr)	최대발현 시점	피폭선량 (μSv/yr)	최대발현 시점
		U-238	0.1Bq/g	8.858	0.2261년
U-235	0.08Bq/g	7.429	0년	8.512	134.1년
U-234	0.1Bq/g	9.287	0년	9.288	0년

700년 이후로 평가된 사례가 있어 기본 평가기간을 1,000년으로 하였다.

② 재활용시 피폭선량평가[6]

본 연구에서는 콘크리트 폐기물의 재활용에 따른 일반인의 피폭선량을 평가하기 위해 콘크리트 폐기물을 일반사무용 건물로 재활용하는 시나리오를 선정하였고, 재활용 건물에서의 거주자의 피폭선량을 RESRAD Build 전산코드를 사용하였다. 주요 입력인

자는 Table. 4와 같으며, 본 재활용 평가시나리오의 주요 가정은[7,8]

- 건물 내부 Room Area 및 높이는 각각 64m², 2.5m 이다.
- 건물 내부 6개면(바닥, 천정, 4개의 벽면)에 오염물질은 고르게 분포되어 있으며, 주로 업무용이나 공공시설로 사용된다.
- 거주자는 바닥면으로부터 1m 높이에서 피폭을 받는다.
- 빌딩 거주 시나리오의 경우는 건물표면 오염을 가정한다. (AREA Source)

계산된 결과의 연평균 보정을 하면 ²³⁸U의 경우 표면오염도가 0.055 Bq/cm² 일때, 최대발현 선량이 약 9.70 μSv/yr, ²³⁵U의 경우 표면오염도가 0.05Bq/cm² 일때, 최대발현 선량이 약 9.52 μSv/yr, ²³⁴U의 경우 표면오염도가 0.052Bq/cm² 일때, 최대발현 선량이 약 9.44 μSv/yr 이었고, 주요 피폭경로는 부주의한 섭취에 의한 내부피폭이었다.

③ 처분제한치 유도

상기 1)항의 매립시 우라늄 동위원소별 피폭선량 계산결과에 따라 연평균 보정을 한 Case 2의 결과를 근거로 처분제한치를 유도하면, ²³⁸U의 경우 0.1087

Bq/g, ²³⁵U의 경우 0.0940 Bq/g, ²³⁴U의 경우 0.1076Bq/g 이었다.

그러나, 우라늄 동위원소들이 포함된 한전원자력 연료(주) 가공시설의 경우 우라늄의 존재비와 방사능 비를 고려하여 처분제한치를 유도하여야 한다. 본 연구에서는 아래와 같이 천연우라늄, ²³⁵U의 농축도가 3.5w/o일때, ²³⁵U의 농축도가 5w/o일 때의 경우에 대하여 처분제한치를 식 (1)을 이용하여 유도하면,

$$\frac{1}{DCGL_w} = \sum_i \frac{U_i \text{의 방사능비}}{DCGL_{U_i}} \dots\dots\dots (1)$$

여기서,

DCGL_w : 우라늄 혼합핵종의 유도농도

DCGL_{U_i} : 우라늄동위원소 i의 유도농도

천연 우라늄 일 경우 0.1078Bq/g, 3.5% 농축시 0.1071Bq/g, 5.0% 농축시 0.1072Bq/g 이었다.

상기 2)항의 재활용의 경우는 매립의 경우와 같게 처분제한치를 유도하면, ²³⁸U의 경우 0.0567Bq/cm², ²³⁵U의 경우 0.0525Bq/cm², ²³⁴U의 경우 0.0551Bq/cm² 이었고, 우라늄 혼합핵종의 존재비에 따른 처분제한치는 천연 우라늄일 경우 0.05580Bq/cm², 3.5% 농축시 0.05516Bq/cm², 5.0% 농축시 0.05515Bq/cm² 이었다.

본 연구에서 과학기술부 고시 제2001-30호에 따라 콘크리트 블록의 매립 및 재활용시 처분제한치를 상기와 같이 유도한 결과를 정리하여 Table 5에 나타내었다. 처분제한치를 유도한 결과 ²³⁵U의 농축도가 높아질수록 방사선학적 위해도는 다소 증가한다. 이와 같은 결과는 ²³⁵U 및 ²³⁴U의 반감기가 ²³⁸U보다 상대적으로 짧아 비방사능이 ²³⁵U 농축도에 따라 높아지므로 나타나는 결과로 보이나, 그 차이는 미미함을 알 수 있다.

④ 국외 처분제한치 유도결과 비교

NUREG-1640의 콘크리트 폐기물에 대한 피폭선량 평가결과 우라늄 농도에 따라 가장 높은 피폭선량값을 나타낸 것은 매립(Disposal -MSW 시나리오: Disposal-Municipal Solid Waste Scenario) 후 침출수에 의한 것으로 ²³⁸U의 경우 14 μSv/yr per

Table 4. Key parameters used in the Building Occupancy Scenario

Parameter	Unit	Value	Remarks
Exposure duration	day	365.25	D&D 및 NUREG/CR-5512
Indoor fraction	무차원	0.5	영국 DETR 자료
Receptor Location	m	1	NUREG/CR-5512 바닥면에서 1m 높이
Deposition Velocity	m/s	0.01	NUREG/CR-5512
Resuspension rate	1/s	5 × 10 ⁻⁷	RESRAD Dynamic Resuspension Model
Building Exchange rate	무차원	0.8	RESRAD 계산값
Breathing rate	m/day	33.6	
Indirect ingestion rate	m/hr	1.12 × 10 ⁴	
Source type		Area	
Air Release fraction	무차원	0.357	NUREG/CR-5512
Direct ingestion rate	1/hr	3.06 × 10 ⁶	
Removable fraction	무차원	0.1	
Source life time	day	10,000	

1Bq/g, ²³⁵U의 경우 17 μSv/yr per 1Bq/g, ²³⁴U의 경우 15 μSv/yr per 1Bq/g,으로서 국내 원자력 관계법령에 따라 10 μSv/yr이하의 피폭선량을 나타내는 농도로 변환하면, ²³⁸U의 경우는 0.7Bq/g, ²³⁵U의 경우 0.59Bq/g, ²³⁴U의 경우 0.67Bq/g이었다. 가장 높은 피폭선량값을 나타내는 3.5% 농축도에 대한 혼합핵종의 처분제한치는 약 0.69 Bq/g 이었다.

IAEA Safety Series No. 111-P-1.1에서는 ²³⁸U에 오염된 콘크리트의 재활용에 의한 피폭선량 평가 후 유도한 규제해제 농도는 재활용시 3Bq/g, 건물 재이용시 1Bq/g 이었다.

상기와 같이 NUREG-1640 및 IAEA Safety Series No. 111-P-1.1에서 유도된 처분제한 농도는 본 연구에서 유도된 처분제한치 약 0.1071Bq/g(농축도 3.5w/o)에 비해 약 7~10배 정도 높게 기준이 설정되었음을 알 수 있다. 본 연구에서 유도한 우라늄 핵종의 처분제한치를 NUREG-1640(2003년)과 비교한 결과를 Table 6에 나타내었다.

Table 5. Derived Clearance Level for landfill-disposal & recycling of concrete waste

항 목		존재비		
		천연우라늄	3.5% 농축우라늄	5% 농축우라늄
핵종별 존재비 [w/o]	²³⁴ U	0.0053	0.02964	0.04357
	²³⁵ U	0.7110	3.50000	5.00000
	²³⁸ U	99.2837	96.47040	94.95640
핵종별 방사능비	²³⁴ U	0.487	0.823	0.865
	²³⁵ U	0.023	0.034	0.034
	²³⁸ U	0.490	0.144	0.101
혼합핵종의 처분 제한치	체적 기준-매립시 (Bq/g)	0.1078	0.1071	0.1072
	표면 기준-재활용시 (Bq/cm ²)	0.0558	0.05516	0.05515

Table 6. Compare this study with NUREG-1640 for derived clearance level

핵 종	매립시 처분제한치		비고
	NUREG-1640 체적오염 (Bq/g)	본 평가 체적오염 (Bq/g)	
²³⁸ U	0.70	0.1087	
²³⁵ U	0.59	0.0940	
²³⁴ U	0.67	0.1076	
혼합핵종의 경우	0.69(3.5w/o)	0.1071(3.5w/o)	우라늄 농축도

III. 콘크리트 폐기물 잔류방사능 조사

가. 표면오염도 측정

원전연료 가공시설에서 사용하는 방사성물질은 우라늄(농축도 : 0.711~5w/o)뿐이며, 중성자 선원이 없으므로 방사화는 고려되지 않는다. 또한, 우라늄 동위원소들의 반감기를 고려할 때 자핵종들의 방사 평형은 아직 도달하지 못한 것으로 판단된다. 따라서, 본 연구에서는 콘크리트 표면에 잔류한 방사능 조사를 위해 내부피폭의 주요원인이 되는 알파입자를 측정하는 방법으로 표면오염도를 측정하였다.

일반적인 표면오염도 측정은 유리성과 고착성 오염도를 측정하는 직접법과 유리성 오염을 측정하는 간접법을 모두 사용하여 측정 결과의 신뢰성을 확보하여야 하지만, 자체처분 대상 콘크리트 블록의 표면은 매우 거칠기 때문에 간접법 측정시 Smear Paper로의 오염물질 전이율이 5% 이내로 보고되고 있으며, 인적오류의 가능성이 높기 때문에[9] 본 연구에서는 직접법으로 표면오염도를 측정하였다. 또한, 표면에서 1mm씩 연삭 제염 후 잔류 방사능을 직접법에 의해 측정된 결과 침투성오염은 없는 것으로 확인되었다.

표면의 고착성과 유리성 오염의 단위면적당의 알파 또는 베타 방사능은 아래의 식을 사용하여 Bq/cm² 단위로 나타내었다.[10]

$$A_s = \frac{n - n_b}{\epsilon_i \times W \times \epsilon_s} \dots\dots\dots (2)$$

여기서, n 은 초단위의 자연계수율과 표준선원에서 방출되는 총계수율의 합(cpm), n_b는 초단위의 자연계수율(cpm), ε_i는 알파 또는 베타 방사선에 대한 계측기의 효율, W 는 측정기의 반응면적 [cm²], ε_s는 오염선원의 효율이다. 또한, ISO 7503 part I에 따라 ε_s의 값은 0.25 [베타방출체(0.15MeV < E_{βmax} < 0.4Mev와 알파 방출체)]를 사용하였다.

또한, 본 연구에서 알파 표면오염도를 측정하기 위해 사용한 계측기는 측정 결과 값의 신뢰성 확보를 위해 계측시간에 따른 최소검출농도(MDC ; Minimum Detectable Concentration)를 NUREG-

1507에 기술된 바와 같이, 실험적으로 입증된 아래의 식을 사용하여 유도하였다.[11]

$$MDC = \frac{3 + 4.65 \sqrt{C_L}}{KT} \dots\dots\dots (3)$$

여기서, C_B 는 배경계수율, T는 측정시간, K는 보정인자로서 $\epsilon_i \times \epsilon_s \times W \times \text{Other Correction Factor}$ 로 계산되어진다.

Figure 2는 제염전, 1차제염 후 및 2차제염 후 콘크리트 블록의 표면오염도를 측정된 결과를 나타낸 것이며, 2차 제염 후 평균 표면오염도는 0.01Bq/cm² (최대값 : 0.027Bq/cm²)으로서 국내 원자력관계법령에서 정하는 알파방출핵종 허용표면오염도의 약 1/15 수준이었고 측정에서 사용된 계측기의 MDC는 약 97dpm/100cm² 이었다.

나. 시료채취 및 분석

본 연구에서 자체처분 대상 콘크리트 폐기물은 블록형태(0.3m×0.4m×0.3m)로서 총 140개였다. 상기가향과 같이 표면오염도 측정결과 모든 콘크리트 블록의 표면의 표면오염도는 원자력관계법령에서 제한하는 알파방출체에 대한 허용표면오염도 기준의 1/10 이하 수준이었다. 그러나 표면오염도 측정의 신뢰성을 보완하고, 콘크리트 블록 표면의 체적오염도를 측정하기 위해 일본 JPDR 원자로 해체시 적용된 시료 채취방법으로 표면시료를 채취하였다.[12] 시료

채취 개소는 콘크리트 블록 1개의 6면(0.66m²)에서 1mm 깊이로 표면 연삭하여 골고루 시료를 채취하였고, 임의의 시료 2개를 같은 비율로 혼합하여 총 70개의 시료를 만들었다. 다시 이 70개의 시료중 임의의 시료 2개를 각각 같은 비율로 혼합하여 35개의 분석용 시료로 결정하였다. 1개의 시료가 대표하는 콘크리트의 면적은 2.64m²(콘크리트 블록 4개 당 1개의 시료)이었다. 채취한 시료의 분석결과가 처분제한치 이상의 오염도를 나타낼 경우 해당 콘크리트 블록을 추가 제염 또는 방사성폐기물로 분리할 수 있도록 시료의 채취 위치를 확인할 수 있고, 콘크리트 블록을 추적할 수 있는 ID를 부여하였다. 또한, 한전원자력연료(주) 가공시설 내에서 발생한 콘크리트 블록의 인위적 오염여부확인 및 인위적 오염에 따른 피폭선량을 평가하기 위해 환경방사선 준위의 시료, 즉, 대조군 시료의 채취 및 분석을 수행하였다. 대조군 시료를 채취한 곳은 콘크리트 블록이 생산된 연도와 동일시기에 건설된 한전원자력연료(주) 건물 중 우라늄으로 인해 오염이 되지 않았을 것으로 추정되는 청정구역 5군데에서 대조군 시료를 채취하였다. 시료 채취 시 콘크리트 표면에서 1mm 정도를 연삭한 후 알파표면오염 계수기로 5~10CPM (표면오염도 0.04Bq/cm² 이하)이하의 측정 값을 나타내는 곳을 대조군 시료채취 지점으로 선정하였다.

이 시료들을 분석한 결과 ²³⁸U의 농도는 평균 2.39 ppm (최대값 3.64ppm, 최소값 1.73ppm)이었다. 방사능 농도로는 평균 0.0297 Bq/g (최대값 0.0453 Bq/g, 최소값 0.0215 Bq/g)이었다. 대조군 시료의 경우 ²³⁸U의 농도는 0.0208 Bq/g (농축도 0.75w/o) 수준으로 분석되었다. 분석에 사용한 장비는 ICP/MS (Inductively Coupled Plasma - Mass Spectrometer)로 우라늄의 검출하한치는 0.05ppm이었다. 측정된 결과는 Table 7에 나타내었다.

우라늄은 0.711w/o의 농축도로 자연계에 존재하며, UNSCEAR 2000보고서[13]에 따르면, 전 세계 평균이 약 3ppm(약 0.037Bq/g)으로 알려져 있다. 국내의 환경방사선측정보고서[14]에서도 약 3ppm~5ppm 정도가 측정된다고 보고되고 있으며, 본 연구에서 분석한 시료의 우라늄 평균농도는 자연계 준위

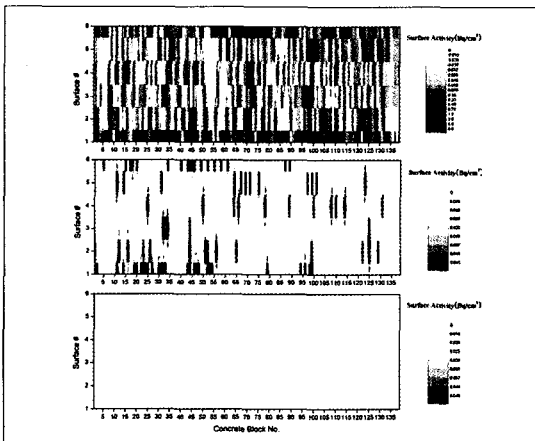


Figure 2. Measured values of surface activity for concrete waste

Table 7. Concentrations of ²³⁸U in concrete waste samples and analysed with ICP/MS

시료 번호	콘크리트 블록 ID				ICP/MS 분석결과 (ppm)	방사능 농도 (Bq/g)	비고
	100	101	137	119			
#01	100	101	137	119	2.12	0.02642	
#02	41	42	37	39	1.97	0.02447	비교분석
#03	90	84	83	82	2.59	0.03220	
#04	118	125	5	132	2.86	0.03556	
#05	102	103	47	53	2.16	0.02689	
#06	4	139	49	52	2.17	0.02693	
#07	11	9	55	57	2.31	0.02878	
#08	117	107	66	67	2.87	0.03573	
#09	10	12	13	8	2.54	0.03157	
#10	59	58	35	46	2.00	0.02484	
#11	33	29	23	28	2.43	0.03017	
#12	105	98	136	7	2.88	0.03582	
#13	70	72	86	71	2.12	0.02632	
#14	74	92	87	88	2.37	0.02947	비교분석
#15	21	130	22	32	2.82	0.03505	
#16	56	44	38	25	2.02	0.02517	
#17	24	30	131	80	2.13	0.02651	
#18	75	76	78	79	2.20	0.02734	
#19	45	43	40	34	2.10	0.02617	
#20	18	19	36	51	1.73	0.02150	
#21	2	17	62	140	1.97	0.02448	
#22	85	95	94	124	2.52	0.03136	
#23	120	129	116	106	2.68	0.03332	비교분석
#24	112	113	6	133	2.11	0.02628	
#25	65	64	93	74	2.03	0.02524	
#26	81	91	104	99	3.00	0.03732	
#27	134	135	138	26	2.50	0.03112	
#28	121	126	127	123	2.04	0.02540	
#29	96	115	54	48	2.82	0.03507	
#30	108	60	31	89	2.45	0.03045	
#31	1	20	14	27	2.40	0.02990	
#32	122	16	97	114	3.64	0.04526	
#33	3	15	50	77	1.79	0.02220	
#34	128	109	116	106	2.68	0.03332	
#35	110	111	69	68	2.49	0.03095	

보다 다소 낮은 값을 나타내었다.

본 연구에서는 상기와 같이 ICP/MS로 ²³⁸U의 양을 분석한 결과의 신뢰성 확보를 위해 일부시료를 α Spectrometer로 ²³⁸U의 양을 교차분석 하였다. 또한 ²³⁴U, ²³⁵U의 양을 분석하여 천연의 우라늄동위원소 존재비와 비교하였다.

분석결과 시료번호 #23의 경우 ²³⁴U/²³⁸U의 존재비가 2.54, 시료 #14의 경우 ²³⁴U/²³⁸U의 존재비가 2.66로서 일반 토양등의 방사능비인 1.04보다 다소 높았다. 이는 제염된 콘크리트 블록 표면 남아 있는 극히 미량의 잔류 (농축)우라늄으로 인해 나타난 결과로 판단된다. Table 8에는 본 연구에서 α - Spectrometer로 분석한 시료의 핵종 분석결과를 나타냈으며, Table 9에는 ICP/MS와 α - Spectrometer로 교차분석한 시료의 핵종 분석결과를 나타내었다.

대조군 시료의 분석결과는 ²³⁴U/²³⁸U의 존재비가 1.08, ²³⁵U의 농축도가 0.750w/o, ²³⁸U의 핵종농도가 1.7ppm(방사능농도 0.0208Bq/g)으로서 천연의 우라늄 농축도와 비슷한 값을 보였으며, 이는 전세계 평균 값(3ppm)보다 다소 낮은 값을 나타내었다.

IV. 결론

본 연구에서 피폭선량 평가 및 잔류방사능을 조사한 콘크리트 폐기물은 원전연료 가공시설 내 원전연료 생산 중 차폐체로 사용된 콘크리트이며, 주요 오염원은 천연 또는 농축도 4.5 w/o 이하의 ²³⁴U, ²³⁵U 및 ²³⁸U인 것으로 나타났다. 이 콘크리트 폐기물의 표면오염도와 핵종분석결과 오염원인 우라늄이 콘크리트 블록 내부로 침투하지 않았음을 확인하였으며, 그 결과를 요약하면,

i. 표면오염도

- 전체평균 0.01Bq/cm² (최대값 0.027Bq/cm²)
- 허용표면오염도의 약 1/15 수준

ii. 방사능 농도

- ²³⁸U : 0.0297 Bq/g (최대값 0.0453 Bq/g, 최소값 0.0215 Bq/g)
- ²³⁵U 농축도 : 1.13 w/o ~ 2w/o
- 대조군 시료의 ²³⁸U 농도 : 0.0208 Bq/g
- 인위적 오염으로 판단되는 ²³⁸U 농도 : 0.0089 Bq/g 이었다.

Table 8. Concentrations of ²³⁸U, ²³⁴U and ²³⁵U in concrete waste samples and analysed with α spectrometer

시료 번호	콘크리트 블록 ID				방사능 농도 (Bq/g)			비고
					²³⁸ U	²³⁵ U	²³⁴ U	
#23	120	129	116	106	0.0324	0.0029	0.0823	
#02	41	42	37	39	0.0178	0.0013	0.0225	
#14	74	92	87	88	0.0247	0.0032	0.0656	
	대 조 군				0.0208	0.0010	0.0224	

Table 9. Comparison of analysis results between ICP/MS and α spectrometer

시료 번호	콘크리트 블록 ID				²³⁸ U 방사능 농도 (Bq/g)		비고
					ICP/MS	α -Spectrometer	
#23	120	129	116	106	0.03332	0.0324	
#02	41	42	37	39	0.02447	0.0178	
#14	74	92	87	88	0.02947	0.0247	

본 연구에서는 한전원자력연료(주) 가공시설에서 발생한 콘크리트 블록을 자체처분 하기 위해 필요한 국내의 규제요건을 검토하였고, 매립 및 재활용시 작업자 및 일반인의 피폭선량 평가를 위해 적합한 피폭 시나리오를 국내의 사례 조사를 통하여 선정하여 각 시나리오에 대한 피폭선량 평가방법을 설정하였다. 또한, 피폭선량 평가방법에 사용되는 입력인자는 국내 매립 및 재활용 실태조사 및 국내의 문헌을 참조 하였으며, 입력인자가 부재한 경우에는 국내의 문헌에 제시된 보수적인 값을 선정하였다.

평가 결과, 콘크리트 블록 매립시 0.1071Bq/g (우라늄 농축도 3.5%)의 처분제한치가 유도되었으며, 재활용시 0.05515 Bq/cm²(우라늄 농축도 5%)의 처분 제한치가 유도되었다.

또한, 본 연구에서 피폭선량 평가 결과는 미 원자력안전규제위원회의 NUREG-1640 보고서의 처분제한치 기준보다 체적오염의 경우 약 7배 정도 보수적으로 평가되었으며, 표면오염의 경우는 더더욱 보수적으로 평가되었으며, 한전원자력연료(주)의 자체 처분 대상 콘크리트 폐기물의 표면오염도 및 표면 채취시료의 핵종분석 결과에 대한 매립시 피폭선량은 ²³⁸U의 경우 본 평가에서 유도된 처분제한치의 1/10 수준이었으며, 우라늄 혼합핵종의 인위적 오염으로 인한 피폭선량은 처분제한치의 1/2 수준이

었다.

따라서, 본 연구에서 자체처분 대상 콘크리트 블록을 최종제염 후 측정된 표면오염도 및 표면채취시료에서 측정된 방사능 농도는 피폭선량평가를 통해 유도된 자체처분 제한치 방사능 농도에 비해 극히 낮은 농도의 값을 나타내었고, 콘크리트 표면 방사성물질의 오염으로 인한 매립 및 재활용시 일반인 및 작업자에게 가해지는 방사선학적 위험도는 극히 미미할 것으로 사료된다. 또한 본 연구는 원전연료 생산 시설에서 발생된 저준위 콘크리트 폐기물의 자체처분을 위한 피폭선량평가 및 잔류방사능 조사가 국내에서는 처음으로 시도된 점에서 그 기술적인 의의가 크다고 할 수 있으며, 평가기법은 본 연구에서 수행한 우라늄 핵종 뿐 만아니라 기타 방사성핵종에 대해서도 적용 가능하므로, 이와 유사한 콘크리트의 자체 처분시 피폭선량평가에 활용될 수 있을 것으로 사료된다.

그러나, 본 연구에서 수행한 피폭선량 평가는 입력인자의 보수성으로 국외의 평가결과에 비해 상당히 보수적인 결과를 나타내었다. 이는 향후 유사 연구 및 용역수행 시 높은 제염비용이 소요될 것으로 예상되므로 실제 매립시 조건 및 재활용 조건에 따른 합리적인 입력자료를 선정하여 본 연구결과의 보수성을 재고해야 할 것으로 사료된다.

참고문헌

- [1] 과학기술부고시 제2001-30호, “방사성폐기물 자체처분등에 관한 규정,” (2001)
- [2] U.S NRC, Radiological Assessments for Clearance of Materials from Nuclear Facilities, NUREG-1640(2003)
- [3] IAEA, "Application of Exemption Principles to the Recycle and Reuse of Materials from Nuclear Facilities," Safety Series No. 111-P-1.1(1992)
- [4] 김효정, 정찬우, 정재학, 김영균, 김기인, 김완주, 김홍태, 문종이, 박상훈, 박원재, 석태원, 심택모, 안상면, 이윤근, 이호근, 전제근, “방사성폐기물 규제기술개발-방사성폐기물 규제해제 요건개발,” KINS/RR-144(2002)
- [5] C. Yu, A.J. Zielen, J.-J. Cheng, D.J. Le Poire, E. Gnanapragasam, S. Kamboj, J. Amish, A. Wallo III, W.A. Williams, H. Peterson, User's Manual for RESRAD Version 6, Environmental Assessment Division, Argonne National Laboratory, ANL/EAD-4(2000)
- [6] U.S NRC, Technical Basis for Calculating Radiation Doses for the Building Occupancy Scenario Using the Probabilistic RESRAD-BUILD 3.0 Code, NUREG/CR-6755(2002)
- [7] U.S NRC, NUREG/CR-5512 Vol. 1(2000)
- [8] U.K. DETR, "The Radioactive Substances Act 1993 : Implementing The Revised Basic Safety Standards Directive Euratom 96/29," Consultation Paper(1999)
- [9] 정규환, “표면오염의 측정방법과 표면오염한도,” in : 동위원소 회보, 제15권 제1호, pp.34~49, 한국방사성동위원소협회(2000)
- [10] ISO 7503, "Evaluation of Surface Contamination -Part 1: Beta Emitters and Alpha Emitters,"(1988)
- [11] U.S NRC, "Minimum Detectable Concentrations with Typical Radiation Survey Instruments for Various Contaminants and Field Conditions," NUREG-1507(1988)
- [12] 한국원자력연구소, “동력시험로(JPDR)의 해체에 따른 건물표면의 제염과 방사능측정,” KAERI/TS-115(1999)
- [13] United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, “Exposures from natural radiation sources,” UNSCEAR 2000 Preliminary report(Draft)(1999)
- [14] 원자력연구소, “원자력시설주변 환경방사선 평가,” KAERI/RR-2322(2002)