

Screening Assessment of Radiological Effect From Clearance of Decommissioning Concrete Waste Based Upon Recycling Framework of Construction Waste in Korea

국내 건설폐기물 재활용 체계를 반영한 해체 콘크리트 폐기물 자체처분 방사선 영향 예비평가

Kun-Su Lim, Jae Hak Cheong*, and Joo Ho Whang

Kyung Hee University, 1732 Deokyoung-daero, Giheung-gu, Yongin-Si, Gyeonggi-do, Republic of Korea

임근수, 정재학*, 황주호

경희대학교, 경기도 용인시 기흥구 덕영대로 1732

(Received June 14, 2018 / Revised July 18, 2018 / Approved September 17, 2018)

Since the permanent shutdown of Kori Unit 1 in 2017, a full-scale decommissioning project for a commercial nuclear reactor has been approaching. It is estimated that about 160,000 t of low-activity concrete waste will be produced from decommissioning of one unit of this commercial nuclear power reactor. Accordingly, it is necessary to review whether the effectiveness of the current regulatory framework for clearance waste (i.e. waste stream that meets activity concentration guidelines or dose criteria for clearance set forth in NSSC Notice No. 2017-65) can be maintained for the clearance of a bulk amount of concrete waste. In this regard, the IAEA SRS No. 44, which was used as a basis for revision of the Korean clearance regulations, is thoroughly analyzed and the radiological effects from four different clearance scenarios, along with input values and parameters derived from industrial practices in Korea, were evaluated. Though it is shown that the maximum annual dose from most recycling scenarios will be less than the clearance dose criterion for the normal scenario (i.e. an order of magnitude of $0.01 \text{ mSv}\cdot\text{y}^{-1}$), the radiation dose, estimated with conservative assumptions for the banking scenario, may exceed the above clearance dose criteria. Therefore, for safe and sustainable clearance of the bulk amount of concrete waste, it is required to diversify the concrete waste processors, perform more detailed site-specific assessment, and apply limiting conditions to the banking scenario.

Keywords: Clearance, Concrete waste, Decommissioning, Construction waste, Recycling

* Corresponding Author.

Jae Hak Cheong, Kyung Hee University, E-mail: jhcheong@khu.ac.kr, Tel: +82-31-201-3689

ORCID

Kun-Su Lim <http://orcid.org/0000-0002-6087-1145>

Jae Hak Cheong <http://orcid.org/0000-0001-6666-6698>

Joo Ho Whang <http://orcid.org/0000-0001-6373-4667>

2017년 고리 1 호기 영구정지를 계기로 국내 원자력발전소의 해체가 점차 가시화되고 있다. 앞으로 원전 해체가 본격적으로 추진될 경우 원전 1기 당 약 16만 t의 콘크리트 폐기물이 발생될 것으로 예측되었으며, 이들 콘크리트 폐기물은 대부분 오염 준위가 매우 낮아 자체처분 대상으로 고려될 수 있다. 따라서, 국내 자체처분 폐기물(원자력안전위원회 고시 2017-65호에 따른 자체처분 허용농도 또는 자체처분 허용선량을 만족하는 폐기물)에 대한 현행 규제체계가 대량의 콘크리트 폐기물에 대한 무제한적 자체처분에 대해서도 유효성을 유지할 수 있는지를 사전에 확인할 필요가 있다. 이와 관련, 국내 자체처분 규정 개발 시 참조기준인 IAEA SRS No. 44를 심층분석하고, 국내 산업계 현황을 반영한 입력값과 계산식을 이용하여 4가지 자체처분 시나리오에 대한 예상 피폭방사선량을 평가하였다. 그 결과, 재활용 시나리오에 대한 예상선량은 대부분 정상 시나리오에 대한 자체처분 선량 기준(즉, $0.01 \text{ mSv}\cdot\text{y}^{-1}$)보다 낮은 것으로 평가되었으나, 성토 후 거주 시나리오의 경우 보수적인 가정을 적용하면 자체처분 선량 기준을 초과할 가능성도 배제할 수 없는 것으로 나타났다. 따라서, 대량의 해체 콘크리트 폐기물의 안전하고 지속가능한 자체처분을 위해서는 폐기물 처리업체 다변화, 성토 시나리오에 대한 보다 구체적인 평가, 성토를 통한 자체처분에 대한 부분적 제한조건 설정 등을 고려할 수 있다.

중심단어: 자체처분, 콘크리트 폐기물, 해체, 건축 폐기물, 재활용

1. 서론

원자력발전소의 해체 과정에서 다양한 종류의 폐기물이 발생되며, Table 1에 제시한 바와 같이 각종 건물 건축재나 구조재로 사용되었던 콘크리트 폐기물의 수량이 전체 해체 폐기물에서 차지하는 비율이 가장 크고 또한 콘크리트 폐기물의 대부분은 그 방사능 준위가 매우 낮은 수준으로 알려져 있다. 따라서, 원전의 해체 중에 발생하는 콘크리트 폐기물은 대부분 자체처분 개념에 따라 원자력안전법령의 규제로부터 제외하여 관리할 수 있을 것으로 예상된다[1-5].

국내 원자력시설의 운영 또는 해체 과정에서도 콘크리트 폐기물이 발생된 사례가 있으며, 그 수량은 발전용원자로의 해체 과정에서 발생하는 콘크리트 폐기물의 수량에 비해 미미한 수준이다. 일부 콘크리트 폐기물은 원자력안전법령에 따라 핵종별 자체처분 허용농도 또는 허용선량(즉, $1 \text{ mSv}\cdot\text{y}^{-1}$ 및 $1 \text{ man}\cdot\text{Sv}\cdot\text{y}^{-1}$ 이하)을 만족하는 경우, 원자력안전법령의 규제에서 제외하여 비방사성폐기물로 간주하여 자체처분 되었다[5]. 지금까지 국내 콘크리트 폐기물의 자체처분 적합성은 주로 도로건설 또는 매립 시나리오를 가정하여 예상되는 방사선영향을 평가하고 자체처분 허용선량과 비교를 통해 결정되었다[4]. 그러나 지금까지 원자력시설에서 발생된 콘크리트 폐기물의 자체처분과 관련하여, 자체처분 이후 어떤 법령에 따라 실제로 어떻게 관리되는지에 대한

구체적인 검토와 이를 평가 모델 및 시나리오에 반영한 구체적인 연구결과는 보고되지 않았으며, 이에 따라 콘크리트 폐기물의 자체처분에 따른 방사선영향 평가결과가 확실치 아니하다고 볼 수 있다.

한편, 원자력안전위원회 고시 제2017-65호(방사성폐기물 분류 및 자체처분 기준에 관한 규정)에 규정된 국내 방사성폐기물 자체처분 허용농도는 대부분 국제원자력기구(IAEA) 일반안전기준 GSR Part 3 및 IAEA 안전지침 RS-G-1.7에 근거해 도입되었으며, 핵종별 허용농도를 유도하는 세부 방법론은 IAEA 안전보고서 SRS No. 44에 구체적으로 제시되어 있다[5-8]. IAEA 안전보고서 SRS No. 44의 평가모델은 보수성에 기반한 일반모델(Generic model)로서 콘크리트 폐기물의 자체처분과 같이 세부 시나리오에 대한 구체적인 평가에는 한계가 있다[8]. 또한 SRS No. 44에서는 자체처분 폐기물의 물량을 78 t (금속 구조공장) 또는 45,000 t (매립장)으로 고려하였고, 정상시나리오(Normal scenario; 사실적인 가정과 변수를 적용하여 일반인에 대한 유효선량이 $10 \mu\text{Sv}\cdot\text{y}^{-1}$ 이내로 유지될 수 있는지 평가하기 위하여 설정된 시나리오)에 대한 희석계수를 0.002-1 범위로 가정하고 있는 것으로 나타났다(Table 2 참조).

2017년 6월 고리1호기가 영구정지되고 2018년 6월 월성 1호기의 영구정지 계획이 발표된 이후 앞으로 국내 원전의 순차적인 영구정지 및 해체가 이어질 것이며, 이에 따라 원전

Table 1. Concrete waste generated from decommissioning of selected nuclear power reactors and research reactors

Reactor	Capacity	Type	Total amount of waste	Fraction of concrete waste	Fraction of concrete waste for clearance
Maine Yankee [1]	860 MWe	PWR	180,644 t	62.7%	41.7%
Oskarshamn-3 [2]	1,465 MWe	BWR	319,539 t	92.1%	99.7%
Reference PWR [3]	1,000 MWe	PWR	216,462 t	83.0%	99.8%
Reference BWR [3]	1,155 MWe	BWR	389,835 t	91.1%	99.9%
KRR-1&2 [4]	250/2,000 kWth	Research reactor	2,239 t	89.6%	87.1%

Table 2. Dilution factors assumed for normal scenarios with realistic parameters in IAEA SRS No. 44 [8]

Receptor	Dilution factor		
	External	Inhalation	Ingestion
Working landfill (WL)	1	1	1
Working others (WO)	0.1	-	-
Residence near landfill (RL)	-	0.01	0.01
Residence near foundry (RF)	-	0.002	-
Residence in contaminated house (RH)	0.1	-	-
Residence in contaminated public area (RP)	0.1	0.1	0.1

해체 콘크리트 폐기물의 발생·누적량 또한 지속적으로 증가될 것으로 예상된다. 그러나 앞으로 국내 해체 콘크리트 폐기물의 실제 발생량 및 자체처분 수량, 자체처분 시나리오, 자체처분 후 유통과정에서 예상되는 희석계수 등이 IAEA SRS No. 44의 가정 사항 및 입력변수에 내재된 보수성의 범위 내에서 유지될 수 있는지 여부에 대한 구체적인 연구는 아직까지 수행된 바 없다.

따라서, 이 논문에서는 국내 원전의 해체 예상일정을 고려하여 해체 콘크리트 폐기물의 연도별 발생량을 예측하고, 관련 법령 및 국내 산업계의 실제 관행에 기초하여 자체 처분된 해체폐기물의 유통 시나리오를 도출한 후, 콘크리트 폐기물의 자체처분에 따른 예상 방사선영향을 평가하였다. 또한 이를 통해, IAEA SRS No. 44에 근거해 수립된 현행 국내 자체처분 규제체계가 앞으로 예상되는 대량의 해체 콘크리트 폐기물 자체처분에 대해서도 그 유효성을 유지할 수 있는지 여부를 정량적으로 평가하고, 이와 함께 대량 해체폐기물의 자체처분의 안전성을 향상시킬 수 있는 방안을 제시하고자 한다.

2. 방법론

2.1 해체 콘크리트 폐기물 발생량 예측

2017년 12월 확정된 제8차 전력수급기본계획에 제시된 원전의 건설 및 폐지 일정에 기초하여, 국내 원전 총 30기(건설, 운영 및 영구정지 중 원전 포함)의 해체 과정에서 발생될 것으로 예상되는 콘크리트 폐기물의 수량 및 시점을 산출하였다[9]. 각 원전의 설계수명은 신고리3~6호기 및 신한울1,2호기의 경우 60년, 기타 가압경수로는 40년, 가압중수로는 30년으로 가정하고 설계수명 종료 후 계속운전은 고려하지 않았다. 원전의 해체전략 및 일정은 현재 고리1호기에 적용될 예정인 즉시철거(즉, 영구정지 후 5년의 과도기 상태를 거쳐 이후 10년 동안 해체 완료)를 일률적으로 가정하였고, 자체처분 대상 해체 콘크리트 폐기물은 10년간의 해체기간 중 매년 동일한 수량씩 발생되고 해당 년도에 모두 자체 처분 되는 것으로 가정하였다.

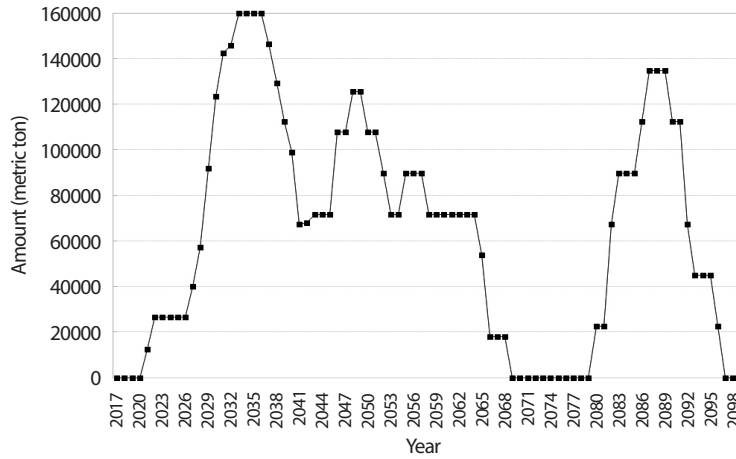


Fig. 1. Estimated annual amount of decommissioning concrete waste to be released from regulatory control.

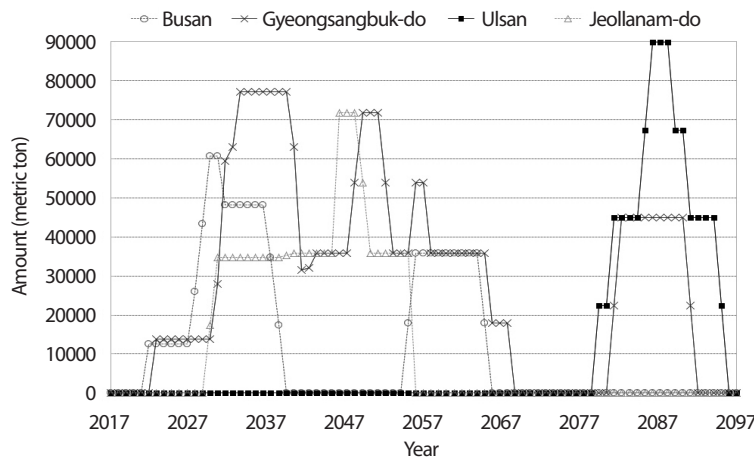


Fig. 2. Estimated amount of clearance concrete waste to be generated from decommissioning of NPPs for each administrative district.

원전별 자체처분 콘크리트 폐기물 발생량은 수식 (1)과 같이 NUREG-1640 보고서에 제시된 원자로 출력에 따른 근사식을 이용하여 계산하였다[3]. 수식 (1)은 원래 NUREG-1640 보고서에 제시된 원자로 전기출력에 따른 금속폐기물 발생량을 보정하기 위한 수식이며, 이 논문에서는 해당 관계식을 콘크리트 폐기물에 대해서도 적용 가능하다고 가정하였다.

$$M = M_r \left(\frac{P}{P_r} \right)^{\frac{2}{3}} \quad (1)$$

여기서, M = 평가대상 원자로의 콘크리트 폐기물 발생량

(t), M_r = NUREG-1640 보고서에 제시된 1,000 MWe급 참조 원자로의 비오염 또는 자체처분 대상 콘크리트 폐기물 발생량(179,397 t), P = 평가대상 원자로의 전기출력(MWe), P_r = 참조 원자로의 전기출력(1,000 MWe).

위와 같은 방법으로 계산된 국내 원전의 해체에 따른 연도별 자체처분 대상 콘크리트 폐기물 발생량 예측 결과는 Fig. 1과 같다.

즉, 국내 원전의 해체 콘크리트 폐기물은 고리1호기의 본격적인 해체가 시작될 것으로 예상되는 2022년부터 발생될 것이고, 연도별 발생량은 12,577~159,911 t 범위가 될 것이며, 2033~2036년 기간 중 연간 해체 콘크리트 폐기물의

Table 3. Amount of construction concrete waste by administrative district in Korea as of 2016 [11]

Unit : t·y ⁻¹					
Region	Amount	Region	Amount	Region	Amount
Seoul	9.1×10 ⁶	Gwangju	1.1×10 ⁶	Gyeonggi-do	9.6×10 ⁶
Busan	2.8×10 ⁶	Daejeon	8.9×10 ⁵	Gangwon-do	2.2×10 ⁶
Dae-gu	1.6×10 ⁶	Ulsan	1.4×10 ⁶	Chungcheongbuk-do	1.8×10 ⁶
Incheon	2.4×10 ⁶	Sejong	3.6×10 ⁵	Chungcheongnam-do	2.1×10 ⁶
Gyeongsangbuk-do	3.5×10 ⁶	Jeollanam-do	1.8×10 ⁶	Jeollabuk-do	1.8×10 ⁶
Gyeongsangnam-do	3.5×10 ⁶	Jeju	7.9×10 ⁵		
Total				4.7×10 ⁷	

Table 4. Annual amount of construction concrete waste by recycling method in Korea as of 2016 [11]

Unit : t·y ⁻¹						
	Banking, Covering	Subbase course	Roadbed	Landfill	Others	Total
Annual amount	2.2×10 ⁷	1.3×10 ⁷	9.5×10 ⁶	5.4×10 ⁵	2.7×10 ⁶	4.7×10 ⁷
Fraction	47.1%	26.7%	20.3%	0.001%	5.9%	100%

발생량이 최대값(159,911 t)을 보일 것으로 예측되었다.

이 논문에서는 각 원전이 소속된 행정구역(즉, 광역 지자체) 내에서 자체처분 콘크리트가 유통이 될 것이라 가정하고, 자체처분 콘크리트 폐기물의 연간 발생량을 원전이 소재한 각 지자체별로 평가하였다. 그 결과, 지자체 별 해체 콘크리트 폐기물 연간 발생량 최대값은 89,804 t (2088~2090년 울산광역시)로 예측되었으며, 이는 울산광역시 소재 신고리 3~6호기의 해체로 인한 것이다. 한편, 원전 소재 지자체의 연도별 해체폐기물 발생량 추이는 Fig. 2에 도시한 바와 같다.

2.2 해체 콘크리트 폐기물의 자체처분 후 유통 경로 및 희석효과 분석

해체 콘크리트 폐기물의 자체처분에 따른 방사선영향을 보다 사실적으로 예측하기 위하여, 관련 법령과 통계분석을 통하여 콘크리트 폐기물의 자체처분 후 유통경로를 분석하였다. 원자력안전법에 규정된 절차에 따라 일단 자체처분된 해체 콘크리트 폐기물은 더 이상 원자력안전법령에 따른 규제를 받지 않게 되며, 해체 공사에서 발생하는 대량의

콘크리트 폐기물은 환경부에서 주관하는 「건설산업기본법」 및 「건설폐기물의 재활용촉진에 관한 법률」에 따라 “건설폐기물(Construction waste)”로 정의된다[10]. 전국에서 발생된 콘크리트 건축폐기물은 2016년 기준 연간 약 4천7백만 t에 달하며, 각 지자체별 수거 및 재활용 물량은 Table 3과 같다.

정부는 관련 법률에 따라 건설폐기물을 친환경적으로 적절하게 처리하고 재활용을 촉진하기 위한 정책을 적극적으로 펼치고 있으며, 보다 구체적인 사항은 「건설폐기물재활용기본계획」에 포함해 시행하고 있다. 이에 따라 해체 콘크리트 폐기물은 실제로 거의 대부분(99.999%) “순환골재”로 재활용되고 있다[11,12]. 콘크리트 폐기물의 실제 재활용 용도는 Table 4와 같이 성토(Banking) 및 복토(Covering), 도로건설(Roadbed 및 Subbase course) 등으로 요약할 수 있으며, 실제로 콘크리트 폐기물이 폐기물 매립장에 매립 처분되는 비율은 0.001%로 매우 미미함을 알 수 있다[12].

각 원전에서 발생된 해체 콘크리트 폐기물은 원거리 운반 시 많은 운반비용이 소요되므로 전국적으로 유통되기보다 해당 지자체 내에서 순환골재로 처리·가공 후 재활용될

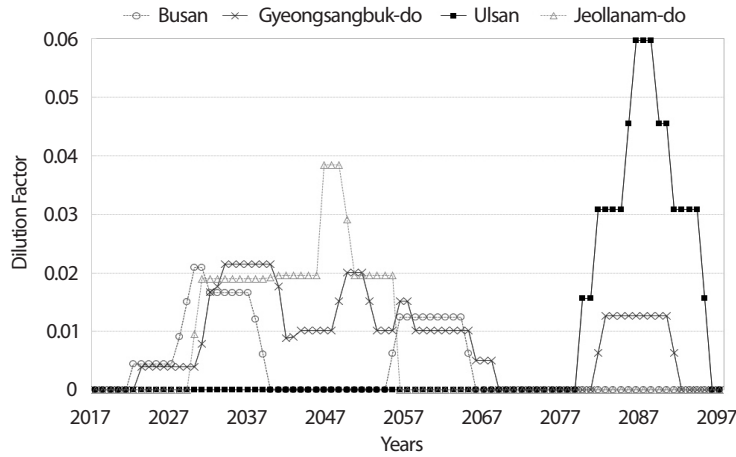


Fig. 3. Estimated dilution factor for decommissioning concrete waste to be released from regulatory control in each administrative district surrounding NPPs.

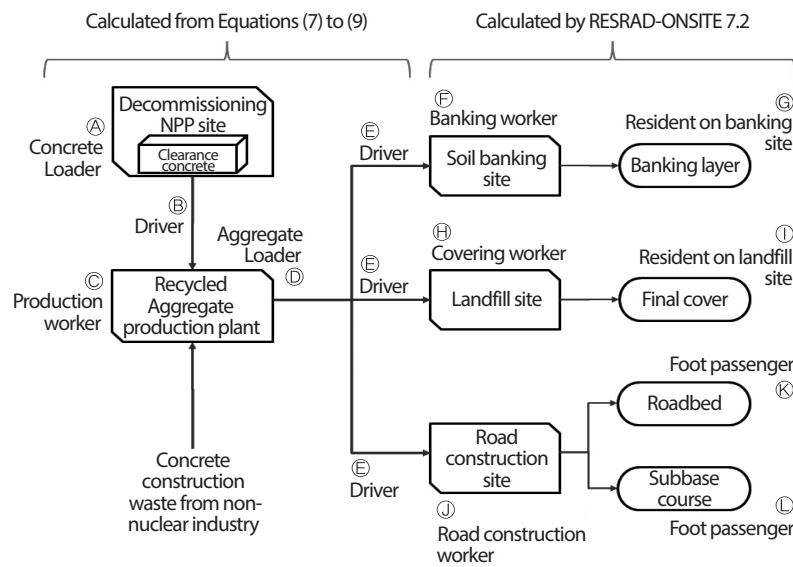


Fig. 4. Structured radiation exposure pathways along with receptors potentially to be affected from recycling of decommissioning concrete waste released from regulatory control assumed in this study.

가능성이 크다고 할 수 있다. 원전 해체 시 발생하는 자체처분 대상 콘크리트 폐기물이 같은 기간 동안 해당 지자체 내의 일반 건축물 등 철거과정에서 발생하는 콘크리트 건축폐기물과 균일하게 혼합된 후 성토, 복토 및 도로건설 등에 전량 재활용된다고 가정하면, 예상되는 희석계수는 수식 (2)를 이용하여 계산할 수 있고 이와 같이 계산된 광역지자체 별 연도별 희석계수 변화추이는 Fig. 3과 같다.

$$DF = \frac{A_{DC}}{A_{DC} + A_{GC}} \quad (2)$$

여기서, A_{DC} = 특정 지자체 관할 지역 원전에서 연간 발생하는 해체 콘크리트 폐기물의 총량 최대값($t \cdot y^{-1}$), A_{GC} = 특정 지자체에서 연간 발생하는 일반 콘크리트 건축폐기물의 총량($t \cdot y^{-1}$; 2016년 기준).

이러한 가정 하에서 계산된 희석계수의 지역별 최대값은

울산 0.0597, 전라남도 0.0385, 경상북도 0.0215, 부산 0.0209으로, 2088~2090년 기간 중 울산 지역에서 해체 콘크리트 폐기물이 가장 큰 희석계수를 보여줄 것으로 예측되었다. 그러나 원전의 해체 중 발생된 콘크리트 폐기물이 해당 광역자치단체 내에서 해당 년도에 발생된 일반 콘크리트 건설폐기물과 균일하게 혼합된다는 가정은 이상적이라고 할 수 있다. 또한, 각 지자체 별로 발생되고 있는 폐콘크리트 건축폐기물의 수량에 비해서 해체 콘크리트 폐기물의 수량이 상대적으로 적으므로, 원전에서 발생된 콘크리트 폐기물이 모두 같은 지역 내의 단일 처리시설에서 순환골재로 가공되고 단일 도로의 건설 또는 단일 지역의 성토 및 단일 매립장의 복토로 재활용되는 보수적인 시나리오(이 경우 희석계수는 "1")도 완전하게 배제할 수는 없을 것으로 판단된다. 따라서, 이 논문에서는 실제 국내 콘크리트 건설폐기물 재활용 통계자료에 근거하여 해체 콘크리트 폐기물의 자체처분에 따른 희석계수를 0.0597~1 범위로 가정하여 해체 콘크리트 폐기물 재활용에 따른 방사선영향을 평가하였다. 이러한 접근방법은 Table 2에 제시된 IAEA SRS No. 44에서 가정한 희석계수(0.002~1)에 비해서 상대적으로 보수적이라고 할 수 있다.

2.3 자체처분 시나리오 수립

이 논문에서는 국내의 방사화 콘크리트 해체 사례연구에서 주요 핵종으로 보고된 바 있는 ^{60}Co , ^{152}Eu 및 ^{154}Eu 를 고려 대상 핵종으로 우선 선정하였다[13,14]. 또한, 국내 연구용원자로 실제 해체사례에서 운영 중 오염 콘크리트에 존재할 수 있는 것으로 보고된 ^{60}Co 와 ^{137}Cs 를 평가대상 핵종으로서 추가로 고려하였다[4]. 이에 따라, 이 논문에서는 ^{60}Co (반감기 5.27년), ^{137}Cs (반감기 30.17년), ^{152}Eu (반감기 13.54년) 및 ^{154}Eu (반감기 8.59년)와 같이 총 4가지 방사성핵종을 평가대상으로 선정하였다. 한편, 이들 방사성핵종의 초기 방사능농도는 모두 국내 원자력안전법령에 규정된 자체처분 허용농도인 $0.1 \text{ Bq} \cdot \text{g}^{-1}$ 으로 가정하였다[5].

한편, IAEA SRS No. 44에 따르면 위와 같이 선정된 4가지 방사성핵종의 경우 지하수 이동에 따른 단위 방사능농도당 피폭방사선량이 $0 \sim 2.2 \times 10^{-11} \mu\text{Sv} \cdot \text{y}^{-1}$ per $\text{Bq} \cdot \text{g}^{-1}$ 범위로 매우 낮은 결과를 보여주고 있다[8], 따라서, 이 논문에서는 위 4가지 핵종의 지하수의 유출 및 이동에 따른 피폭경로는

고려하지 않았다.

이 논문에서는 국내 건설폐기물 재활용 통계에 근거하여 Fig. 4에 도시한 바와 같이 자체처분 대상 콘크리트 폐기물을 순환골재로 가공하는 공통과정을 거치며, 가공된 자체처분 콘크리트 폐기물을 성토에 이용한 후 거주, 매립장 복토 후 거주, 도로공사(순환골재 사용 깊이에 따라 노체와 도로보조기층 두 가지로 구분) 후 보행하는 4가지 재활용 시나리오를 수립하였다.

Fig. 4에 제시된 해체 콘크리트 폐기물 자체처분 시나리오에 기초하여 가능한 국내 법령과 산업계의 관행(예; 고용노동부의 오염물질 노출기준, 국토교통부의 건설공사품질등)을 반영하여 입력변수의 값을 확정하였다[15,16]. 희석계수의 경우 0.0597 (현실적인 평가) 또는 1 (보수적인 평가)의 두 가지 사례를 고려하였다.

2.3.1 시나리오 간 공통 피폭자의 입력값. 피폭자 A~E에 대해서는 현행 자체처분 규제체계에 따라 자체처분이 허용된 콘크리트를 재생골재 가공 플랜트로 이송하여 처분하는 것을 고려하여 가공이 완료되기 전까지의 과정에 참여하는 작업자에 대하여 희석계수 "1"을 적용하였다. 또한 폐콘크리트의 분진농도는 고용노동부고시 제2018-24호(화학물질 및 물리적 인자의 노출기준)에서 제시하는 물질의 농도 중 가장 유사한 물성을 지닌 석회석의 노출기준($10 \text{ mg} \cdot \text{m}^{-3}$)을 준용하였다[15]. 피폭자별 작업시간 계산방법은 아래와 같다.

- 피폭자 A : 해당 피폭자는 기계(로더)를 이용하여 자체 처분 대상 폐기물로 분류된 폐콘크리트를 트럭에 상차하는 상차 작업자이다. 회당 상차 수량으로 국내 표준품셈에서 권고하는 로더의 규격인 3.5 m^3 를 적용하였고, 회당 소요시간은 5분으로 가정하였다[16]. 또한 폐콘크리트의 밀도는 국내에서 통상적으로 적용되는 값인 $1.6 \text{ g} \cdot \text{cm}^{-3}$ 로 가정하였으며, 따라서 자체처분 콘크리트 89,804 t을 상차하는 데에 필요한 시간은 수식 (3)을 이용하여 계산할 수 있다[17].

$$X_1 = \frac{Q}{(L \times \rho)} \times T_A \quad (3)$$

여기서, Q 는 이 논문에서 정의된 자체처분 콘크리트의

물량(= 89,804 t), L 은 기계의 회당 작업량(= 3.5 m³/회), ρ 는 자체처분 콘크리트의 밀도(= 1.6 g·cm⁻³), T_A 는 회당 작업시간(= 5/60 h/회)이며, X_1 은 결과값인 연간 작업시간(h·y⁻¹)이다. 이에 따라, 피폭자 A의 경우 연간 1,337 시간 피폭될 수 있는 것으로 계산되었다.

- 피폭자 B : 해당 피폭자는 25 t 트럭을 운전하는 운전종사자로 가정하였다. 대부분의 대형 트럭은 폐기물의 운반 및 적하작업까지 차량 내에서 모두 조작이 가능하므로 운반 소요시간 외에 1회 운반 시 0.8분의 적하시간을 추가하고, 섭취 및 흡입에 따른 피폭이 없다고 가정하였다[16]. 차량의 운송거리는 원전에서 가상의 골재 재활용 공장까지의 거리 100 km로 가정하였고, 트럭의 평균 운행속도를 30 km·h⁻¹로 가정하여 소요될 것으로 예상되는 시간을 수식 (4)를 이용하여 계산하였다.

$$X_2 = \frac{Q}{n} \times \left(\frac{D}{V} + Z \right) \quad (4)$$

여기서, n 은 트럭의 적재량(= 25 t/회), D 는 운송 거리(= 100 km/회), V 는 차량의 속도(= 30 km·h⁻¹), Z = 폐기물 적하시간(= 0.8분/회 또는 0.0133 h/회), X_2 는 총 소요시간으로 12,048 h·y⁻¹으로 계산된다. 그러나 국내 운송업자에 대한 연간 권장 작업시간이 1,400시간이고, 콘크리트 폐기물 운반 후 복귀시간을 반영하면 1인당 방사선피폭을 수반할 수 있는 작업시간은 실질적으로 700 h·y⁻¹ 이내로 제한된다[17]. 이에 따라 17대의 트럭이 동시에 운영된다고 가정함으로써 연간 운전종사자의 작업시간을 700 h·y⁻¹로 상정하였다.

- 피폭자 C : 피폭자 C는 건설폐기물 재활용 공장에서 종사하는 작업자를 대표한다. 국내 건설폐기물 재활용 공장은 대부분 60~300 t·h⁻¹ 범위에서 다양한 처리용량을 가지고 있는 것으로 알려져 있으며, 이 논문에서는 평균적인 처리용량(129 t·h⁻¹)을 선정하여 평가에 적용하였다[18]. 연간 89,804 t의 콘크리트 폐기물을 처리하는데 697 t·y⁻¹가 소요되는 것으로 가정하였다.

- 피폭자 D : 피폭자 D는 가공된 자체처분 콘크리트 폐기물을 기계로 트럭에 싣는 상차 작업자이다. 이에 따라 피폭자 A와 동일한 작업방식과 장비의 제원을 가정

하였다[16]. 또한, 국내 연구로 해체 사례, NUREG-1640 보고서 등에 근거하여 가공작업 후 순환골재의 밀도 증가(가공 후 순환골재 밀도 ρ 를 약 2.0 g·cm⁻³로 적용) 현상을 반영하였다[3,4]. 수식 (3)을 이용하여 계산된 연간 작업시간은 1,070 h·y⁻¹이다.

- 피폭자 E : 피폭자 B와 동일하게 25 t 트럭을 이용하여 가공된 재생골재를 각 공사현장으로 운반하는 운전종사자를 가정하였다. 트럭의 최대 적재량인 25 t을 만재한 상태로 운행한다는 가정을 하였고, 따라서 피폭자 B와 동일하게 방사선피폭이 가능한 연간 작업시간을 700 h·y⁻¹로 상정하였다.

2.3.2 시나리오 별 개별 피폭자의 입력값. 이 논문에서는 각 시나리오별 피폭자를 F~L까지 설정하고 각 피폭자의 예상 피폭방사선량을 RESRAD-ONSITE 7.2를 이용하여 계산하였다. 또한 이 논문에서는 특정 지역을 가정하지 않고 일반적인 평가를 전제로 하였으며, 따라서 부지특성 관련 각종 입력변수는 대부분 RESRAD-ONSITE 7.2의 기본값을 적용하였다. 호흡률은 보수적 평가를 위해 1.2 m³·h⁻¹(=10,512 m³·y⁻¹)로 가정하였고, 분진의 농도는 국내 노출기준인 0.01 g·m⁻³로 가정하였다[15]. 피폭자별로 상이하게 적용한 입력값은 아래와 같다.

- 피폭자 F : 건축물 건설을 목적으로 한 성토작업 현장에서 소형 기계식 롤러를 이용하여 성토작업을 수행하는 작업자를 가정하였다. 일반적인 건설현장에서의 성토층 두께로 0.6 m를 고려하였고, 표준폼셈에서 고려하는 단위체적 당 작업시간을 0.47 h/100 m³으로 가정하였다[16]. 연간 작업시간은 수식 (5)를 이용하여 계산할 수 있다.

$$X_3 = \frac{Q}{\rho} \times H_w \quad (5)$$

여기서, H_w 는 단위 체적당 작업시간 (= 0.47 h/100 m³), ρ 는 재활용 골재의 밀도(= 2.0 g·cm⁻³)이므로, 총 작업시간은 연간 211시간으로 계산되었다. RESRAD-ONSITE 입력자료로 필요한 실외 거주비율(Outdoor fraction) T_L 은 다음 수식을 이용하여 계산하였다.

$$T_L = \frac{(8760 h)}{X_3} \quad (6)$$

여기서, 8760은 1년을 시간단위로 환산한 값이다. 수식 (6)을 이용하여 계산된 실외 거주비율은 0.024이고 모든 성토 작업은 실외에서 이루어지므로 실내 거주비율(Indoor fraction)은 0으로 가정하였다.

- 피폭자 G : 성토 후 건축된 콘크리트 건축물에 거주하는 일반인을 대표한다. 콘크리트 건축물에 의한 차폐계수로는 0.29를 적용하였다[19]. 거주자가 1/3은 실내에서 생활하고, 1/3은 실외에서 체류하며, 나머지 1/3은 외지에서 근무한다고 가정하여 실내 거주비율을 0.33, 실외 거주비율을 0.33로 설정하였다. 섭취피폭에 있어서 식품의 섭취를 고려할 수도 있으나, 국내 법률(농지법)에 따라 재생골재 성토에서의 농업활동은 불가하므로 이를 배제하였다[20].

- 피폭자 H : 피폭자 H는 매립장의 최종복토에 재생골재를 사용하는 경우 최종복토 작업자를 대표한다. 최종복토는 폐기물관리법 시행령에 따라 여러 층으로 구성되며, 그 중 배수층 구성에 재생골재를 이용할 수 있다[21]. 이에 따라 평가대상인 배수층(자체처분 콘크리트가 이용되는 층)의 두께는 0.3 m, 배수층 상부에는 0.6 m 두께의 식생대층(일반 식물이 자랄 수 있는 층)이 차폐기능을 수행하는 것으로 가정하였다[21]. 작업시간을 계산하기 위하여 수식 (5)를 이용하였고, 단위체적 당 작업시간 H_w ($= 0.43 \text{ h}/100 \text{ m}^3$)은 수식 (5)에서와 동일하게 가정하였다. 이에 따라 피폭자 H는 191시간을 외부에서 작업하는 것으로 계산되었고, 수식 (6)을 적용하여 실외 거주비율 0.022, 실내 거주비율은 0으로 가정하였다.

- 피폭자 I : 매립장에서 최종복토 후 30년이 경과한 시점부터 일반인이 거주할 수 있는 국내 규정(폐기물관리법 시행령)을 고려하여 30년 후부터 매립부지에서 작물을 재배하면서 거주하는 농부를 피폭자 I로 가정하였다[21]. 이 피폭자의 경우 식품 섭취에 따른 피폭 가능성을 배제할 수 없으므로 참고문헌에 제시된 국내 음식물 섭취량 자료를 적용하였다[4]. 이때 1년 중 실내에서

0.5년, 실외에서 0.5년 체류하는 것으로 가정하였다.

- 피폭자 J : 피폭자 J는 도로공사 작업자를 대표한다. 일반적으로 도로공사 작업은 3개조로 수행되며, 따라서 개인별 작업시간(피폭시간)은 총 필요 작업시간의 1/3로 가정할 수 있다. 도로공사에서 재생 콘크리트 골재를 사용할 수 있는 층(Layer)은 노체(Roadbed)와 보조기층(Subbase course)으로, 총 두께는 3.3 m이다[22]. 이를 기계와 작업자가 합동작업으로 실시할 경우 단위체적 당 작업시간 H_w 은 건설공사 표준품셈으로부터 $1.28 \text{ h}/100 \text{ m}^3$ 로 도출되었고, 수식 (5)를 이용하면 작업소요시간은 576시간이다. 그러나 3개조 작업관행을 고려할 때 개인별 피폭시간은 그 값의 1/3인 192시간으로 볼 수 있다. 수식 (6)을 적용하면 실외 거주비율은 0.022을 얻을 수 있고 실내 거주비율은 0으로 가정하였다.

- 피폭자 K : 이 논문에서는 도로건설 후 일반인이 해당 도로에서 1일 1시간씩 보행한다고 가정하였다. 피폭자 K는 자체처분 콘크리트가 모두 도로의 최하부에서 지반의 역할을 수행하는 노체로 재활용되는 경우 해당 도로를 보행하는 일반인을 대표한다. 일반적으로 노체의 두께는 3 m 이내이고, 이때 노체 상부의 도로 구조물(약 1.75 m 두께)은 차폐체 역할을 하게 된다[22]. 따라서, 연 365시간의 피폭시간과 실외 거주비율 0.043를 가정하였다.

- 피폭자 L : 피폭자 L의 피폭상황은 자체처분 콘크리트가 모두 도로 보조기층에 재활용되었다는 가정을 제외하면 피폭자 K와 동일하다. 도로의 상부가 받는 하중을 완충하고 이를 하부에 전달하는 역할을 수행하는 보조기층의 두께는 0.3 m 이내이고, 이때 상부 도로구조물(약 0.4 m 두께)이 차폐체 역할을 하게 된다[19]. 연간 피폭시간과 실외 거주비율은 피폭자 K와 동일하게 가정하였다.

2.4 자체처분 시나리오에 따른 피폭방사선량 평가모델 선정

콘크리트 폐기물 재활용 과정에 참여하는 작업자(Fig. 4에서 피폭자 A, B, C, D 및 E에 해당)에 대한 예상 피폭

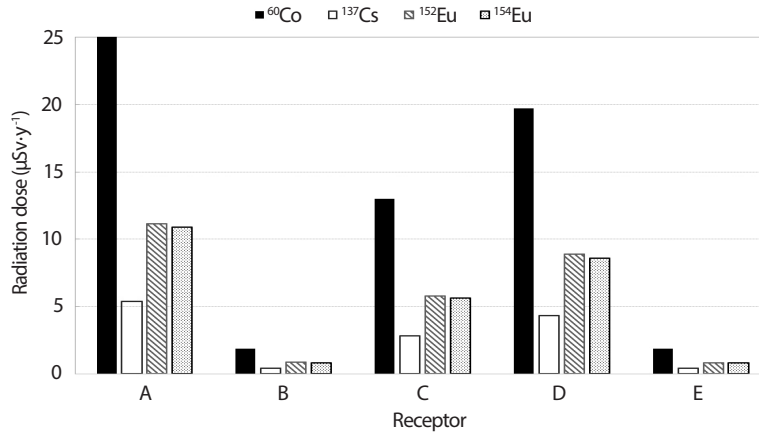


Fig. 5. Calculated radiation dose for receptors A to E from recycling of decommissioning concrete waste contaminated by each radionuclide at 0.1 Bq·g⁻¹.

방사선량은 IAEA SRS No. 44에 적용된 계산식과 동등한 다음 수식 (7)~(9)를 이용하여 계산할 수 있다[8].

- 외부피폭(External exposure)

$$D_{ext, i} = C_i \times EDF_i \times T \times e^{-\lambda_i t_1} \times \frac{1 - e^{-\lambda_i t_2}}{\lambda_i t_2} \times DF \quad (7)$$

여기서, C_i = 핵종 i 의 방사능농도(Bq·g⁻¹), EDF_i = 핵종 i 의 유효선량환산인자(µSv·y⁻¹ per Bq·g⁻¹), T = 연간 작업 시간(y), λ_i = 핵종 i 의 붕괴상수(1·y⁻¹), t_1 = 시나리오 시작 전 붕괴시간(y), t_2 = 시나리오 진행 중 붕괴시간(y), DF = 희석계수.

- 흡입피폭(Inhalation exposure)

$$D_{inh, i} = C_i \times DCF_{i, inh} \times R \times X \times T \times e^{-\lambda_i t_1} \times \frac{1 - e^{-\lambda_i t_2}}{\lambda_i t_2} \times DF \quad (8)$$

여기서, $DCF_{i, inh}$ = 핵종 i 의 흡입 선량환산인자(µSv·Bq⁻¹), R = 호흡률(m³·h⁻¹), X = 대기 중 분진의 농도(g·m⁻³).

- 섭취피폭(Ingestion exposure)

$$D_{ing, i} = C_i \times DCF_{i, ing} \times I \times F \times e^{-\lambda_i t_1} \times \frac{1 - e^{-\lambda_i t_2}}{\lambda_i t_2} \times DF \quad (9)$$

여기서, $DCF_{i, ing}$ = 핵종 i 의 섭취 선량환산인자(µSv·Bq⁻¹),

I = 연간 오염식품(또는 분진) 섭취량 (g·y⁻¹), F = 분진의 농축계수 또는 식물 뿌리를 통한 음식물로의 핵종 전이계수(-).

전술한 바와 같이, 피폭자 F, G, H, I, J, K 및 L은 각각 해체 콘크리트 폐기물을 가공한 재생골재가 토양 하부에 위치한 상황에서의 성토지역 작업자/거주자, 복토지역 작업자/거주자, 도로 건설작업자/보행자를 대표한다. 한편, RESRAD-ONSITE 7.2는 방사성 오염토양 상부에 체류/거주하는 일반인에 대한 방사선 피폭을 평가하기 위한 목적으로 미국 Department of Energy (DOE)와 Nuclear Regulatory Commission (NRC)의 지원 하에 Argonne National Laboratory (ANL)에서 개발한 전산코드로서 해체 후 잔류 방사능 또는 오염부지 복원 등에 대한 안전성 평가에 광범위하게 사용되고 있고, 국내에서도 유사한 피폭상황에 대한 방사선영향 평가에 다수 적용된 사례가 있다[4]. 따라서, 이 논문에서도 RESRAD-ONSITE 7.2를 사용하여 피폭자 F, G, H, I, J, K 및 L에 대한 예상 피폭방사선량을 계산하였다[23].

3. 결과 및 분석

이 논문에서는 자체처분 대상 콘크리트 폐기물을 순환골재로 가공한 후 성토, 매립장의 복토, 도로의 노체 및 보조기층으로 재활용하는 4가지 시나리오에 대해서 각 피폭자별로 예상되는 피폭방사선량을 평가하였다.

Table 5. Calculated annual radiation doses for four recycling scenarios of concrete waste with dilution factor (DF) 1 and 0.0597.

Nuclide	Banking & residence		Covering & residence		Road construction & walking		
	Scenario 1		Scenario 2		Scenario 3	Scenario 4	
	F	G	H	I	J	K	L
DF = 1							
⁶⁰ Co	9.65×10 ⁰	1.61×10 ²	8.74×10 ⁰	5.42×10 ⁻²	8.71×10 ⁰	1.23×10 ⁻¹²	1.46×10 ⁻²
¹³⁷ Cs	2.07×10 ⁰	3.57×10 ¹	1.87×10 ⁰	1.78×10 ⁰	1.88×10 ⁰	1.02×10 ⁻¹⁶	5.49×10 ⁻⁴
¹⁵² Eu	4.24×10 ⁰	7.43×10 ¹	3.85×10 ⁰	3.42×10 ⁻²	3.85×10 ⁰	2.55×10 ⁻¹⁴	3.31×10 ⁻³
¹⁵⁴ Eu	4.62×10 ⁰	7.92×10 ¹	4.19×10 ⁰	1.32×10 ⁻²	4.19×10 ⁰	2.50×10 ⁻¹⁴	3.41×10 ⁻³
DF = 0.0597							
⁶⁰ Co	5.76×10 ⁻¹	9.62×10 ⁰	5.21×10 ⁻¹	3.23×10 ⁻³	5.20×10 ⁻¹	7.33×10 ⁻¹⁴	8.79×10 ⁻⁴
¹³⁷ Cs	1.23×10 ⁻¹	3.27×10 ⁰	1.12×10 ⁻¹	1.07×10 ⁻¹	1.12×10 ⁻¹	6.07×10 ⁻¹⁸	3.28×10 ⁻⁵
¹⁵² Eu	2.53×10 ⁻¹	6.80×10 ⁰	2.29×10 ⁻¹	1.72×10 ⁻³	2.30×10 ⁻¹	1.52×10 ⁻¹⁵	1.97×10 ⁻⁴
¹⁵⁴ Eu	2.76×10 ⁻¹	7.26×10 ⁰	2.50×10 ⁻¹	7.88×10 ⁻⁴	2.50×10 ⁻¹	1.49×10 ⁻¹⁵	2.03×10 ⁻⁴

3.1 시나리오 간 공통 피폭자(A~E)

전술한 바와 같이, 이 연구에서는 해체 콘크리트 폐기물 자체처분 후 콘크리트 유통과정에서 일반 콘크리트 건축폐기물과 혼합됨에 따른 희석계수는 0.0597(현실적인 평가)에서 1(보수적인 평가) 범위로 예측된 바 있다. 우선, 희석계수를 1로 적용하여 평가된 시나리오 간 공통 피폭자 A~E에 대한 피폭방사선량은 Fig. 5와 같다.

4가지 시나리오의 공통 피폭자 A~E 중에서, 연간 1천 시간 이상으로 예상 작업시간이 길고 콘크리트 폐기물과 직접 접촉 가능성이 높은 상차작업자(A 및 D)의 피폭방사선량이 가장 높게 평가되었고 그 값은 10 μSv·y⁻¹를 초과할 수 있는 것으로 나타났다. 그러나 현재 IAEA 및 국내에서 적용 중인 무제한 자체처분 허용농도는 Near logarithmic rounding 방법에 따라 10 μSv·y⁻¹에 상당하는 유도농도 3×10^x~3×10^{x+1} Bq·g⁻¹ 범위의 값을 일률적으로 10^{x+1} Bq·g⁻¹로 조정된 값이다[8]. 따라서 자체처분 허용농도를 기준으로 계산된 예상 피폭방사선량이 10 μSv·y⁻¹를 초과한다는 이유만으로 자체처분 허용선량이 초과되었다고 단정하는 것은 적절치 않으며 약 33 μSv·y⁻¹까지의 예상선량은 자체처분 허용선량을

만족하는 것으로 해석할 수 있다. 따라서, 시나리오의 공통 피폭자 A~E에 대해서는 보다 낮은 희석계수(0.0597)를 적용한 현실적인 평가는 실시하지 않았다.

3.2 시나리오 별 개별 피폭자(F~L)

자체처분 후 콘크리트 폐기물 유통과정에서 희석계수를 1로 가정하여 보수적으로 평가한 각 시나리오별 피폭자 F~L의 피폭방사선량을 Table 5에 제시하였다.

시나리오 1에 대한 계산결과에 따르면, 희석효과를 고려하지 않을 경우에도 성토 작업자(피폭자 F)의 방사선량은 최대 9.65 μSv·y⁻¹ (⁶⁰Co의 경우)로서 자체처분 허용선량인 10 μSv·y⁻¹ 미만으로 평가되었다. 그러나 성토 후 거주자(피폭자 G)의 경우, 4가지 핵종에 대한 피폭방사선량이 최소 35.7 μSv·y⁻¹ (¹³⁷Cs의 경우)에서 최대 161 μSv·y⁻¹ (⁶⁰Co의 경우) 범위로서 10 μSv·y⁻¹ 또는 33 μSv·y⁻¹를 초과하는 것으로 계산되었으며, 따라서 성토 후 거주자에 대해서는 보다 현실적인 희석계수를 적용할 경우 예상되는 영향에 대한 분석 등 좀 더 상세한 평가가 필요한 것으로 판단하였다.

시나리오 2에서 매립장 복토 작업자(피폭자 H)의 예상

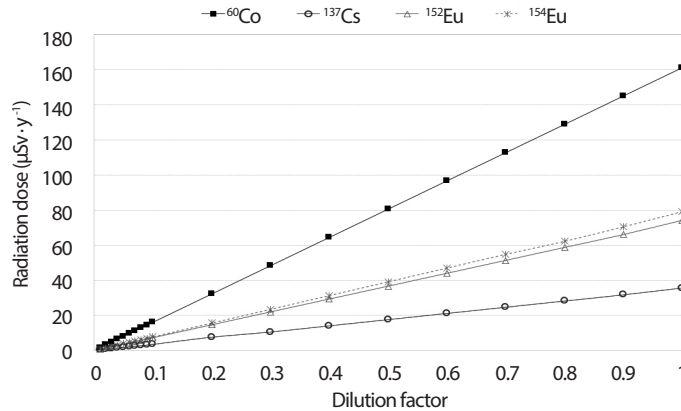


Fig. 6. Sensitivity of calculated radiation dose for receptor G (i.e. resident on baking site) by varying dilution factor from 0.01 to 1.

피폭방사선량은 4가지 핵종에 대해서 1.87~8.74 $\mu\text{Sv}\cdot\text{y}^{-1}$ 범위이고, 매립장 폐쇄 이후 관리기간 종료 시점에 매립장 상부에 거주하는 일반인(피폭자 I)의 예상 피폭방사선량 또한 4가지 핵종에 대해서 0.0132~1.78 $\mu\text{Sv}\cdot\text{y}^{-1}$ 범위로서 희석효과를 고려하지 않더라도 10 $\mu\text{Sv}\cdot\text{y}^{-1}$ 보다 훨씬 낮은 수준으로 계산되었다. 이와 같이 예상선량이 상대적으로 낮게 평가된 원인은 매립장 폐쇄 후 관리기간(30년) 동안 고려 대상 핵종의 반감기(⁶⁰Co 5.27년, ¹³⁷Cs 30.17년, ¹⁵²Eu 13.54년, ¹⁵⁴Eu 8.59년)에 따른 붕괴효과와 해당 부지에서 식용 작물의 경작을 고려하지 않은 현실적인 가정사항 등에 기인한 것으로 판단된다.

시나리오 3에서의 도로공사 작업자(피폭자 J)와 시나리오 4에서의 도로공사 후 보행자(피폭자 K 및 L)에 대한 피폭방사선량을 평가한 결과 희석계수를 1로 가정하더라도 최대 피폭방사선량이 8.71 $\mu\text{Sv}\cdot\text{y}^{-1}$ 이하로 나타났다. 특히 보행자의 경우 도로 보조기층 및 노체 상부 도로구조물의 차폐효과로 인하여 외부피폭 방사선량이 “0”에 가깝게 평가되었다.

3.3 성토 후 거주자의 피폭방사선량에 대한 추가 분석

3.2절에서 분석된 바와 같이, 성토 후 거주자(피폭자 G)의 예상 피폭방사선량은 희석효과를 고려하지 않을 경우 4가지 핵종 모두에 대해서 35.7~161 $\mu\text{Sv}\cdot\text{y}^{-1}$ 범위로서 자체 처분 허용선량(10 $\mu\text{Sv}\cdot\text{y}^{-1}$) 또는 IAEA SRS No. 44에 근거한

자체처분 허용선량 인정범위 상한인 33 $\mu\text{Sv}\cdot\text{y}^{-1}$ 를 초과하는 것으로 계산되었다. 따라서, 현실적인 평가를 위하여 도출된 희석계수 0.0597을 적용할 경우에 예상되는 성토 후 거주자의 피폭방사선량을 추가로 평가하여 Table 5에 함께 제시하였다. 그 결과, 현실적인 희석계수를 적용할 경우 성토 후 거주자의 예상 피폭방사선량은 핵종에 따라서 3.27~9.62 $\mu\text{Sv}\cdot\text{y}^{-1}$ 범위로서 모두 10 $\mu\text{Sv}\cdot\text{y}^{-1}$ 미만인 것으로 나타났다.

결과에 영향을 미치는 주요 입력변수의 변화가 각 피폭자의 예상 피폭방사선량에 미치는 영향을 보다 정량적으로 분석하기 위한 목적으로, 특정 연도에 발생된 원전 해체 콘크리트가 해당 지자체 내에서 연간 발생하는 일반 콘크리트 건설폐기물과 유통과정에서 혼합·희석되는 비율인 희석계수가 0.01 부터 1 까지 범위에서 순차적으로 변화될 경우 예상되는 피폭방사선량의 변화 추이를 Fig. 6에 제시하였다. 희석계수가 1에서 0.01 또는 0.0597로 감소할 경우 이에 따라 예상 피폭방사선량 또한 선형적으로 감소됨을 알 수 있다.

Fig. 6을 이용하면 콘크리트 폐기물 재활용 과정에서 예상되는 피폭방사선량을 10 $\mu\text{Sv}\cdot\text{y}^{-1}$ (자체처분 허용선량) 또는 33 $\mu\text{Sv}\cdot\text{y}^{-1}$ (IAEA SRS No. 44에 근거한 자체처분 허용선량 인정범위 상한) 이하로 유지하기 위하여 확보해야 할 최소 희석계수를 역산할 수 있다. ⁶⁰Co의 경우 예상 피폭방사선량을 10 또는 33 $\mu\text{Sv}\cdot\text{y}^{-1}$ 이하로 유지하기 위해서는 최소한 각각 6% 또는 20% 이상의 희석계수를 확보해야 하는 것으로 나타났다. 나머지 핵종에 대해서도 유사한 방식으로 해체 콘크리트 폐기물 재활용 과정에서 예상 피폭방사선량을 10 또는 33 $\mu\text{Sv}\cdot\text{y}^{-1}$ 이하로 유지하기 위한 최소 희석계수를

계산한 결과, 28% 또는 92% (^{137}Cs), 13% 또는 44% (^{152}Eu), 13% 또는 42% (^{154}Eu)임을 알 수 있었다.

4. 결론

현재 국내 자체처분 규제체계의 기반이 되는 IAEA SRS No. 44의 기본가정 및 평가모델은 향후 대량으로 발생될 것으로 예상되는 국내 원전의 자체처분 대상 해체 콘크리트 폐기물의 발생특성, 국내 건설폐기물 재활용 통계자료에 따른 실제 유통경로와 수량 및 희석계수 등 일부 특성조건을 충분히 반영하지 못하고 있는 것으로 나타났다.

이에 따라, 해체 콘크리트 폐기물의 연도별 발생량을 예측하고, 해당 콘크리트 폐기물을 특정 지자체 내에서 전량 재활용된다는 가정 하에 자체처분 후 희석계수를 0.0597~1 범위로 추정하고, 국내 건설폐기물 재활용 통계에 따른 4가지 주요 재활용 시나리오(성토, 매립장 복토, 도로 노체/보조기층)를 상정하였다. 콘크리트 폐기물에서 주로 검출되는 4가지 주요 감마선 방출핵종(^{60}Co , ^{137}Cs , ^{152}Eu 및 ^{154}Eu)이 무제한적 자체처분 허용농도인 $0.1 \text{ Bq} \cdot \text{g}^{-1}$ 수준으로 존재한다고 가정하고 4가지 시나리오에 대한 예상 피폭방사선량을 평가하였다. 그 결과, 희석계수가 1인 보수적인 조건 하에서도 상정된 시나리오에서 대부분의 피폭자에 대한 예상 피폭방사선량은 자체처분 허용선량($10 \mu\text{Sv} \cdot \text{y}^{-1}$) 또는 IAEA SRS No. 44에 근거한 자체처분 허용선량 인정범위 상한인 $33 \mu\text{Sv} \cdot \text{y}^{-1}$ 미만으로 평가되었다. 그러나 성토 후 거주자의 경우 희석계수가 1일 때 예상 피폭방사선량이 핵종별로 35.7~161 $\mu\text{Sv} \cdot \text{y}^{-1}$ 범위로 예측되었으나, 현실적인 희석계수(0.0597)를 적용할 성토 후 거주자의 예상 피폭방사선량은 모두 $10 \mu\text{Sv} \cdot \text{y}^{-1}$ 미만 ($3.27\sim 9.62 \mu\text{Sv} \cdot \text{y}^{-1}$)으로 평가되었다. 또한, 성토 후 거주자에 대한 예상 피폭방사선량을 10 또는 $33 \mu\text{Sv} \cdot \text{y}^{-1}$ 미만으로 유지하기 위하여 필요한 최소 희석계수는 핵종별로 차이가 있으나 6~28% 또는 20~92% 범위를 확인하였다.

따라서, 원전 해체 콘크리트 폐기물 자체처분의 안전성과 지속가능성을 확보하기 위해서는 해체 콘크리트 폐기물 처리업체의 다변화를 통한 희석효과 확대, 성토 후 거주자 시나리오에 대한 보다 구체적인 평가, 성토를 통한 자체처분에 부분적 제한조건을 설정하는 방안 등을 종합적으로 고려할 수 있다.

감사의 글

본 연구는 원자력안전위원회의 재원으로 한국원자력안전재단의 지원을 받아 수행한 원자력안전연구사업의 연구결과입니다. (No. 1605008)

REFERENCES

- [1] R. Aker, Maine Yankee Decommissioning Experience Report, Appendix E-1, Electric Power Research Institute Report, ENT000164 (2012).
- [2] H. Larsson, Å. Anunti, and M. Edelforg, Decommissioning Study of Oskarshamn NPP, Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co. Report, SKB R-13-04 (2013).
- [3] R. Anigstein, H.J. Chmelynski, D.A. Loomis, S.F. Marschke, John J. Mauro, R.H. Olsher, W.C. Thurber, and R.A. Meck, Radiological Assessments for Clearance of Materials from Nuclear Facilities, Nuclear Regulatory Commission, NUREG-1640 (2003).
- [4] S.B. Hong, B.K. Seo, S.G. Park, W.S. Jung, K.H. Jeong, and J.H. Park, The Results of the Assessment for Clearance of Dismantling the Concrete Waste from the Research Reactor Facilities, 11-33, Korea Atomic Energy Research Institute Report, KAERI/TR-3176/2005 (2005).
- [5] Nuclear Safety and Security Commission, Regulation on Classification of Radioactive Waste and Clearance Standards, NSSC Notice No. 2017-65 (December 26, 2017), Republic of Korea.
- [6] International Atomic Energy Agency, "Radiation Protection and Safety of Radiation Source: International Basic Safety Standards", 108-122, IAEA General Safety Requirements Part 3 (2014).
- [7] International Atomic Energy Agency, "Application of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance", IAEA Safety Guide No. RS-G-1.7 (2004).
- [8] International Atomic Energy Agency, "Derivation of

- Activity Concentration Values for Exclusion, Exemption, and Clearance”, 4-58, IAEA Safety Reports Series No. 44 (2005).
- [9] Ministry of Trade, Industry and Energy, The 8th Basic Plan for Electricity Supply and Demand (2017).
- [10] Ministry of Environment, Construction Waste Recycling Promotion Act (January 17, 2017), Republic of Korea.
- [11] Ministry of Environment, The 2nd Basic Plan for Recycling of Construction Waste (2011).
- [12] Korea Resource Recirculation Information System, “Nationwide Waste Generation and disposal status”, Accessed August 1 2018. Available from: <https://www.recycling-info.or.kr/rrs/stat/envStatList.do?menuNo=M13020201>.
- [13] International Atomic Energy Agency, “Radiological Characterization of Shut Down Nuclear Reactors for Decommissioning Purpose”, 17-25, IAEA Technical Reports Series No. 389 (1998).
- [14] D.G. Cho and M.H. Baek, “Preliminary Evaluation of Radioactive Source for PWR Decommissioning Concrete Wastes”, Proc. of the 2016 Korean Radioactive Waste Society, 14(2), 253-254 (2016).
- [15] Ministry of Employment and Labor, Exposure Criteria for Chemicals and Physical Factors, MOEL Notice No. 2018-62 (July 30, 2018), Republic of Korea.
- [16] Ministry of Land, Infrastructure and Transport, 2017 Standard Unit Productivity Data on Construction Projects (2017).
- [17] Korea Collection & Conveyance Association of Construction Waste, “Density of Waste Type”, Accessed August 1 2018. Available from: <http://www.cwa.or.kr/collection.php>.
- [18] Y.J. Song, Development of Surface Modification (pH 8 and Absorption Rate Less than 5%) and Recycled Aggregate Concrete Application Technology Using Industrial By-products, 63-67, Ministry of Land, Infrastructure & Transport and Korea Agency for Infrastructure Technology Advancement (2017).
- [19] E.D. Dickson and D.M. Hamby, “Building Protection- and Building Shielding-Factors for Environmental Exposure to Radionuclides and Monoenergetic Photon Emissions”, Journal of Radiological Protection, 36(3), 579-615, Society for Radiological Protection, Devon (2016).
- [20] Ministry of Agriculture, Food and Rural Affairs, Farmland Act (October 31, 2017), Republic of Korea.
- [21] Ministry of Environment, Enforcement Decree of the Waste Management Act (May 21, 2018), Republic of Korea.
- [22] Ministry of Land, Infrastructure and Transport, Road Design Standards (June 1, 2016), Republic of Korea.
- [23] S. Kamboj, E. Gnanapragasam, and C.Yu, User’s Guide for RESRAD Code Version 7.2, ANL/EVS/TM-18/1 (2018).