

파이로처리 방사성폐기물 처분장 주요 파라미터의 선량결과 민감도

이연명, 정종태

한국원자력연구원, 대전시 유성구 대덕대로 989번길 111

ymlee@kaeri.re.kr

1. 서론

사용후 핵연료를 파이로 처리(pyroprocess)하는 건식재처리를 통하여 우라늄자원을 재활용하고 TRU를 줄이며 고방열 핵종을 분리시켜 고준위 폐기물의 처분량을 줄일 수 있는 것으로 알려져 있다. 이러한 파이로처리 방사성폐기물 처분장(파이로 처분시스템)에서 발생하는 주요한 폐기물이 형태로는, 사용후 핵연료의 피복관을 탈피할 때 생성되는 금속폐기물과 LiCl-KCl 공용용융을 산화환전법으로 수집하고 걸러서 모나자이트(Monazite) 세라믹으로 고화한 세라믹폐기물이 있다. 금속폐기물은 소량이지만 해도 우라늄과 TRU, 그리고 핵분열생성물이 포함되며 비록 열 발생률은 낮아도 TRU같은 장반감기 핵종이 포함된다. 모나자이트 고화체 내의 주 핵종은 희토류지만 기타 장반감기 핵종도 포함되어 있다. 우리나라에서는 이러한 폐기물을 처분하기 위한 파이로 처분시스템은 전술한 복합폐기물 처분에 적합하도록 설계가 수행하고 있는데, 200m 심도에는 금속폐기물을, 그리고 500m 심도에는 세라믹 고준위 폐기물을 처분하는 것으로 A-KRS (Advanced Korea Repository System)로 부르고 있다. 최근 A-KRS에서 유출되는 핵종 거동에 관련된 FEP을 인지한 후 이로부터 각 방벽별 핵종유출 시나리오를 도출하고 이를 정량적으로 평가함으로써 처분안전성 및 처분장의 성능을 평가하기 위한 연구가 수행되어 지고 있다.

Conceptual Modeling Scheme for GoldSim TSPA Model (associated with Various Waste Policy, N/F, F/F, & Biosphere Models w/Natural a/o Manmade Disruptive FEPs/Scenarios)

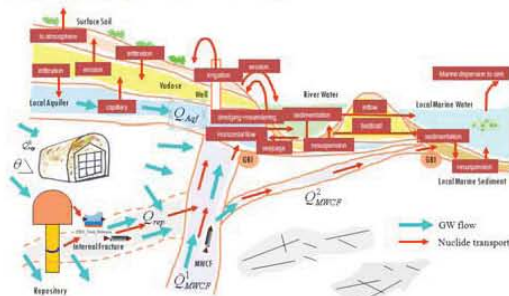


Fig 1. 처분 시스템 개념.

우리나라의 환경에 비추어 그림 1과 같은 처분 시스템 개념이 전형적으로 상정될 수 있는데, 이러한 처분 시스템에서의 장기적인 핵종 유출에 관련된 정상 및 사고시나리오에 대한 평가는 처분 시스템에 대한 안전성 및 성능 평가 측면에서는 물론 실제에 대한 피드백을 위해서도 매우 중요하다. 이러한 평가를 위한 도구로서 상용 모사 프로그램인 GoldSim[1]을 이용하여 최근 템플릿(template) 형태의 전산 프로그램으로 개발 하여 활용하고 있다.[2-3]

이 연구에서는 주요한 파라미터를 선별하여 이러한 파라미터가 안전성 평가 결과로서 나타나는 피폭 선량 결과에 미치는 영향을 위해, 파라미터의 확률론적 분포를 부여하고 확률론적 계산을 통하여 결과에 대한 민감도 분석을 통해 검토해보았다. 모든 핵종에 대하여, 그리고 모든 파라미터에 대하여 이러한 평가가 수행되어야 하나, 현 단계에서는 방법론의 제시와 부족한 입력 자료 등을 고려하여 부득이 제한된 평가를 수행하였다. 또한 이번 연구를 통하여 평가를 위한 시나리오는 정상 시나리오만으로 한정하였는데, 이는 확률론적 평가 방법론을 제시하고 평가를 위한 도구의 효용성을 보이기 위한 목적상 정상 시나리오만으로 충분하다고 판단하였기 때문이다.

정상 시나리오에 대하여 선별된 주요 입력 파라미터는, 1. 암반 매트릭스 내 핵종의 확산 깊이, 2. 환원환경 처분장 내에서 4개 주요 핵종에 대한 용해도, 3. 완충제, 뒷채움제, 그리고 천연암반 및 EDZ에서의 선별된 주요 핵종에 대한 분산계수, 4. 암반 균열에서의 수리전도도, 5. 암반 균열 내 인공방벽에서 MWCF까지의 핵종 이동거리, 6. MWCF 출구에서의 지하수 유동 넓이, 7. MWCF에서의 지하수 유동 속도 등 이렇게 9개의 파라미터이다. 각 파라미터의 통계적 분포는 예시를 목적으로 문헌 등을 참고하여 적합하게 선정하였다.

2. 본론 및 토의

그림 2와 표 1에서 보면 고려된 입력변수 중 이 연구에서 사용된 분포 값을 갖는 범위 내에서

는 500m 깊이의 처분장에 관련된 암반 매질의 수리전도도가 I.M. 값을 0.347으로 가져 피폭 선량 계산 결과에 대해 가장 민감한 것으로 나타나고 있는 것을 알 수 있었다. 반면 암반 균열에서의 매트릭스의 확산 깊이는 결과에 영향을 거의 미치지 않는 것으로 나타나고 있다.

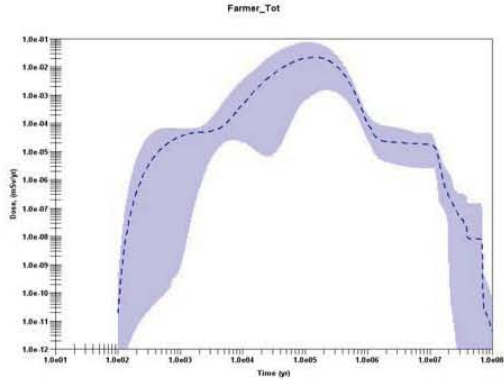


Fig. 2. 암반 매질 내 수리전도도 분포에 따른 농축 피폭 집단에 대한 선량 분포.

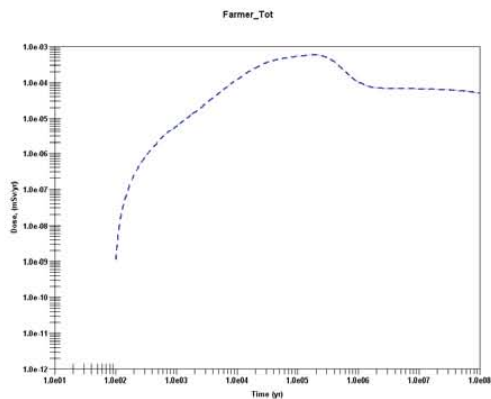


Fig. 3. MWCF 내 Plume width 분포에 따른 농축 피폭 집단에 대한 선량 분포.

수리전도도 외에는 완충재 내 Kd, 암반 내 Kd의 순서로 입력 자료의 영향이 큰 것으로 나타났고, 그림 3에서 보이는 생태환경으로 오염된 지하수가 유출되는 경우에서 유동 플룸의 폭이나, 매트릭스 내 확산 깊이, 그리고 용해도의 영향 등은 결과에 대한 민감도가 현저하지는 않은 것으로 나타나는 것을 알 수 있었다. 한편 한 예로서 그림 4에 보이는 대로 암반 내 내부 균열에서의 핵종 이동 거리 분포에 따른 확률론적 민감도 계산을 위하여 200m 및 500m 암반에서 각각 핵종 이동 거리에 대한 분포가 삼각 분포를 갖는 것으로 가정하여 모델링 하였다. 이 때 한국원자력연구원 내 심지층 실증시험 시설인 KURT 내 측정 자료를 통한 모델링과 함께 상용 지하수 유동 코드인 FEFLOW[4]로 유동 계산

을 수행하여 얻은 값을 통해 핵종 이동 거리를, 200m 처분장에 대해서는 (430, 533, 610m), 그리고 500m 처분장에 대해서는 (320, 419, 500m)의 삼각 분포를 각각 따른다고 가정하였다.

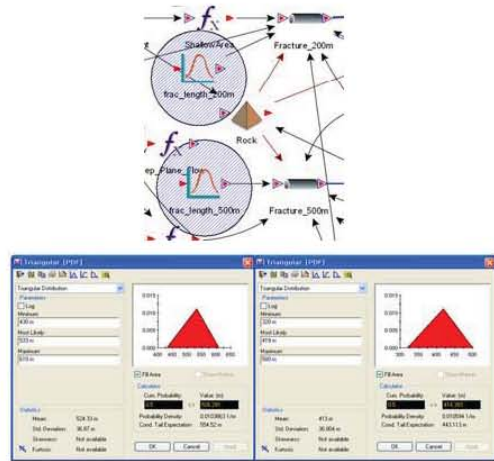


Fig. 4. 암반 내 핵종 이동 거리 입력 자료 분포.

Table 1. 각의 입력 자료의 농축 피폭 집단의 확률론적 연간 최대 피폭 선량 민감도.

Variable ID	Correlation Coefficient	Regression Coefficient	Partial Coefficient	Importance Measure
hydr_K_500m	0.828	0.796	0.887	0.347
Kd_Buff_Sn	-0.454	-0.372	-0.661	0.279
frac_length_200m	-0.04	-0.009	-0.021	0.091
Kd_Rock_Sn	0.022	-0.02	-0.047	0.061
Kd_Buff_Cs	-0.028	-0.056	-0.131	0.061
Cs_Pa	0.095	0.051	0.123	0.051
frac_aperture_200m	0.013	0.039	0.089	0.049
frac_aperture_500m	0.042	0.029	0.067	0.046
Kd_Buff_Tc	0.025	-0.005	-0.013	0.034
Cs_Tc	-0.041	0.025	0.059	0.034
hydr_K_200m	-0.01	0.044	0.102	0.028
Kd_Buff_Pa	0.058	0.028	0.066	0.028
frac_length_500m	0.045	0.005	0.011	0.025
Kd_Rock_Cs	-0.041	-0.03	-0.071	0.024
Cs_Sn	-0.024	-0.005	-0.011	0.024
Kd_Rock_Pa	-0.03	0.024	0.057	0.019
MWCF_Darcy_velocity	-0.04	0.009	0.02	0.013
MWCF_PlumeWidth	-0.007	0.019	0.046	0
Cs_Cs	0.011	0.003	0.006	0
diff_depth	0.056	0.057	0.135	0

3. 참고문헌

- [1] GoldSim Contaminant Transport Module, User's Guide, Version 4, GoldSim Technology Group, 2006.
- [2] Youn-Myoung Lee et al., "A GoldSim model for the safety assessment of an HLW repository," Progress in Nuclear Energy, 51, 746-759, (2009).
- [3] Youn-Myoung Lee et al., "Evaluation of Nuclide Release Scenarios for a Hypothetical LILW Repository," Progress in Nuclear Energy, 53, 760-774, (2011).
- [4] FEFLOW 6, User Manual, DHI-WASY, Germany, 2010.