



저작자표시-비영리-변경금지 2.0 대한민국

이용자는 아래의 조건을 따르는 경우에 한하여 자유롭게

- 이 저작물을 복제, 배포, 전송, 전시, 공연 및 방송할 수 있습니다.

다음과 같은 조건을 따라야 합니다:



저작자표시. 귀하는 원저작자를 표시하여야 합니다.



비영리. 귀하는 이 저작물을 영리 목적으로 이용할 수 없습니다.



변경금지. 귀하는 이 저작물을 개작, 변형 또는 가공할 수 없습니다.

- 귀하는, 이 저작물의 재이용이나 배포의 경우, 이 저작물에 적용된 이용허락조건을 명확하게 나타내어야 합니다.
- 저작권자로부터 별도의 허가를 받으면 이러한 조건들은 적용되지 않습니다.

저작권법에 따른 이용자의 권리는 위의 내용에 의하여 영향을 받지 않습니다.

이것은 [이용허락규약\(Legal Code\)](#)을 이해하기 쉽게 요약한 것입니다.

[Disclaimer](#)



碩士學位論文

**GoldSim 을 이용한
IAEA 표준 중저준위방사성폐기물
천층처분시설의 해석**

濟州大學校 大學院

에너지공학科

金泰亨

2012年 2月



GoldSim 을 이용한 IAEA 표준 중저준위방사성폐기물 천층처분시설의 해석

指導教授 朴 在 雨

金 泰 亨

이 論文을 工學 碩士學位 論文으로 提出함

2011 年 12 月

金泰亨의 工學 碩士學位 論文을 認准함

審査委員長 金 信 (인)

委員 鄭 鈺 津 (인)

委員 朴 在 雨 (인)

濟州大學校 大學院

2011 年 12 月



An Analysis of an IAEA LILW Near-surface Disposal Facility

Using GoldSim

Tae Hyoung Kim

(Supervised by professor Jae-Woo Park)

A thesis submitted in partial fulfillment of the requirement for the degree of
Master of Engineering.

2011. 12.

This thesis has been examined and approved.

.....
Thesis director, Sin Kim, Prof. of Nuclear and Energy Engineering

.....
Bum-Jin Chung, Prof. of Nuclear and Energy Engineering

.....
Jae-Woo Park, Prof. of Nuclear and Energy Engineering

.....
Date

Department of Nuclear & Energy Engineering

GRADUATE SCHOOL

JEJU NATIONAL UNIVERSIT

목 차

LIST OF FIGURES	iii
LIST OF TABLES	iv
SUMMARY	vi
I. 서론	1
II. 이론적 배경	3
1. 처분안전성평가.....	3
2. IAEA 표준 천층처분 모델.....	8
3. GoldSim	9
4. 토양 내 물질 이동 방법	14
5. 영향인자.....	17
III. 해석방법	21
1. 시스템 설명.....	21
2. 근계(Near-field) 해석	25
3. 원계(Far-field) 해석	32
4. 생태계(Biosphere) 해석	38

IV. 결과 및 고찰	40
1. 처분고에서 불포화대로의 핵종이동 해석.....	40
2. 불포화대에서 포화대로의 핵종이동 해석.....	43
3. 생태계(우물) 의 농도 해석.....	46
4. 우물 음용에 따른 선량평가 해석.....	49
5. 연구 결과의 상호비교.....	52
V. 결론	58
VI. 참고문헌	60

LIST OF FIGURES

Fig 1. The role of the safety assessment.....	4
Fig 2. The application of the safety assessment.	4
Fig 3. Components of the disposal system.....	21
Fig 4. Components of the near field system.....	22
Fig 5. Components of the far field system	23
Fig 6. Simplified representation of the conceptual model.....	24
Fig 7. Planned site layout for the vault test case	26
Fig 8. Proposed Waste System Dimensions for the Vault Test Case	26
Fig 9. The time frame to reflect the degradation of near field	29
Fig 10. The process of moving radionuclides in the near field	29
Fig 11. The process of moving radionuclides in the unsaturated zone (far field)	33
Fig 12. The process of moving radionuclides in the saturated zone (far field)	35
Fig 13. Flux of radionuclides from the repository to the unsaturated zone.....	41
Fig 14. Flux of radionuclides from the unsaturated zone to the saturated zone.....	44
Fig 15. Well water concentrations.....	47
Fig 16. Dose from drinking well water	50

LIST OF TABLES

Table 1. Evaluation target of safety assessment for disposal facilities.....	6
Table 2. Evaluation process of safety assessment for disposal facilities.....	7
Table 3. Example codes used for the safety assessment of LLW	7
Table 4. The high level interaction matrix for the main component system	22
Table 5. The interaction matrix for the system.....	24
Table 6. Radionuclide inventory at closure and decay chains considered	27
Table 7. Radionuclide half lives and decay constants	27
Table 8. Near field distribution coefficients (m^3/kg).....	31
Table 9. Parameter values for the near field.....	32
Table 10. Characteristics of unsaturated zone lithologies at vaalputs	34
Table 11. Unsaturated zone distribution coefficients (m^3/kg)	34
Table 12. Parameter values for the saturated zone	37
Table 13. Saturated zone distribution coefficients (m^3/kg)	37
Table 14. Dose coefficients for ingestion.....	39
Table 15. Flux of radionuclides from the Repository.....	42
Table 16. Flux of radionuclides from the unsaturated zone	45
Table 17. Well water concentrations	48
Table 18. Individual dose from drinking water.	51
Table 19. Comparison of the results of GoldSim and AMBER for flux of radionuclides at each point.	53
Table 20. Comparison of the results of GoldSim, MASCOT and AMBER for timing and magnitude of peak fulx from repository to unsaturated zone.....	56
Table 21. Comparison of the results of GoldSim, MASCOT and AMBER for timing and magnitude of peak fulx from unsaturated zone to saturated zone.....	56

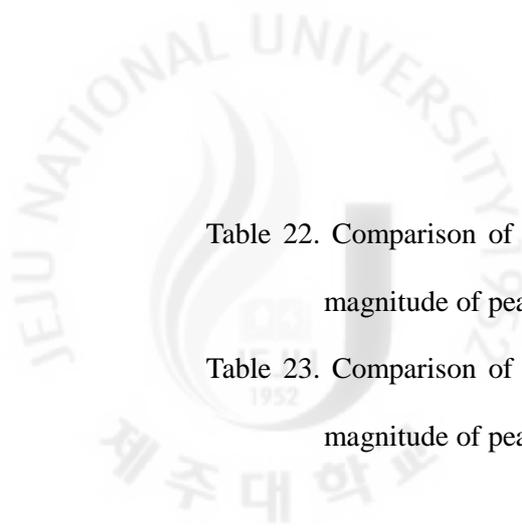


Table 22. Comparison of the results of GoldSim, MASCOT and AMBER for timing and magnitude of peak concentration from well..... 57

Table 23. Comparison of the results of GoldSim, MASCOT and AMBER for timing and magnitude of peak individual dose from drinking water..... 57

SUMMARY

Radioactive wastes are generated in different activities and these wastes need to be managed in a safe manner including waste disposal. Safety assessment is an important procedure for evaluating the acceptability of the proposed, on-going or past waste disposal practice. Safety assessment can be seen to be an important component of practical decision making about the long-term safety of disposal facilities.

It is generally accepted that radionuclides contained in the radioactive wastes will be eventually released and that these radionuclides will be transported to the accessible environment(Near field, far-field, biosphere). Therefore, the long-term safety assessment of near-surface radioactive waste disposal should be described by modeling the potential releases of radionuclides from the repository, far field area, and biosphere, as well as by the consequent health risk to humans.

In this study, characteristics of radionuclides behavior are analyzed and radiological doses are evaluated for the reference near-surface radioactive waste disposal facility in Vaalputs, South Africa, which has been selected as a part of the IAEA coordinated research program on improvement of safety assessment methodologies(ISAM). This disposal facility is composed of 20 concrete vaults located above the ground level and has a total of about 750,000 drums.

The analysis includes drinking water scenarios from a well. The parameters for the modeling of the near-field, far-field and biosphere are mainly obtained from the site specific data reported in IAEA publications. The release and transport of radionuclides in the vault, unsaturated zone, and saturated zone, and radiological safety assessment are simulated by using GoldSim. This simulation provides the time variation of effective doses over long-term period after closure of disposal facility. The simulation result is compared with the result of IAEA safety assessment conducted with other tools(AMBER and MASCOT) for the same

facility and scenario.

The simulation result shows that the release of radionuclides begins 300 years after closure of the facility. The short-lived radionuclides are almost decayed out in the unsaturated zone, and only long-lived radionuclides come into the well.

It is found that the annual effective doses are dominated by the radionuclides such as ^{99}Tc , ^{129}I , ^{234}U , ^{238}U , ^{230}Th , ^{226}Ra , ^{210}Pb , ^{210}Po which can be characterized by the half-life and mobility of parents and daughters. The contribution of ^{129}I to total effective dose is dominant among these radionuclides. Dose from the ^{129}I has a peak dose at 5800 yr, and this dose value is 15 $\mu\text{Sv}/\text{yr}$. It is concluded that total effective dose caused by drinking water would be far below the general regulatory limit 0.1 mSv/yr for radioactive waste disposal facility.

The comparison of both simulation results is performed to identify similarities and differences between our modeling approach and the IAEA approach which has been carried out using AMBER and MASCOT codes

It is shown that there is a good agreement in the peak values of the release rates, well radionuclides concentration, and resulting radiation dose between our simulation and the IAEA simulation conducted with AMBER. However, these are substantial differences in the timing of the peak values.

I. 서 론

방사성폐기물은 원자력의 이용에 따라 필연적으로 발생하는 것으로, 방사성핵종의 농도가 규정치 이상 함유되어 있거나 방사성핵종에 오염된 물질을 말한다. 원자력의 이용의 결과로 발생된 폐기물은 최종적으로 처분을 통해 인간과 생태계로부터 격리된다. 방사성 폐기물 처분은 처분 폐기물 중 여전히 포함되어 있는 방사성핵종이 장시간 경과 후 처분고로부터 빠져 나와 다시 인간생태계로 노출되기 까지 상당한 시간을 소요하게 함으로서 대부분의 핵종이 감쇠하거나 도중에 다른 물질에 포집 또는 흡착되는 특성을 고려하여 최종적으로 장시간 경과 후에 설령 방사성핵종이 생태계로 노출 되더라도 피폭선량(dose)나 위험도(Risk)를 무시할 수 있는 정도의 값이 되도록 하기 위함이다. 이러한 부지특성과 다중방벽으로부터 장래 인간의 피폭을 해석하고 추정하는 것을 처분 안전성평가(Safety assessment)라 한다.

이러한 처분안전성평가를 수행하기 위해서는 시나리오의 설계, 평가방법의 구축, 방사선적 영향 계산 등의 다수의 절차가 수반되며, 부지특성과 자연환경적 요소를 고려하여 각 매체간 상호작용에 대한 개념 모델과 수학적 모델을 정해야 한다. 정해진 수학적 모델은 보편적으로 컴퓨터 프로그래밍화 되어 장기간에 걸친 복잡한 과정의 처분안전성평가를 수행하게 된다. 실제로 많은 국가에서 처분 안전성평가를 수행하거나 그와 관련된 현상을 해석하기 위한 MASCOT, GWSREEN, GENII, AMBER 등 상당수의 컴퓨터 프로그램이 존재한다. [IAEA. 2004]

그 중에서 미국 DOE에서 사용후핵연료 처분부지(Yucca Mountain) 인허가에 사용된 이력이 있는 GoldSim 프로그램은 미국 GoldSim Technology Group 에 의해 개발, 상용화된 범용 유동 해석 시뮬레이션 패키지로 GUI(Graphic User Interface)와

객체지향(Object-oriented) 프로그램방식을 사용하여 프로그래밍언어에 대한 지식이 없어도 손쉽게 유동이 존재하는 시스템을 모사할 수 있는 특징이 있다. [GoldSim,, 2010] 이러한 장점들 때문에 미국 사용후 핵연료폐기물 처분시설인 Yucca Mountain 의 처분안전성평가에 사용되었으며 국내에서도 고준위 폐기물의 처분 시설 평가[YounMyoung Lee, 2010] 뿐만 아니라, 중저준위 폐기물 처분안전성평가 [YounMyoung Lee,2011]에 이르기까지 널리 활용되고 있다

본 연구에서는 GoldSim 프로그램을 이용하여 IAEA 에서 제시하는 천층처분 표준 모델인 Vault test Case (Vaalputs 처분시설, 남아프리카공화국) 모델링하여 폐기물내의 방사성핵종의 유동특성을 해석하고 최종적으로 인간이 지하수 음용에 의해 피폭되는 선량을 계산하였다. 앞서 언급한 천층처분 표준 모델인 Vault test Case는 과거에 대표적 처분안전성평가 해석 프로그램인 AMBER[Philip Maul,2004], MASCOT[HyunJoo Kim, 2002] 를 통해 연구 수행한 결과가 있으나, 각 프로그램의 기본이 되는 수학적 모델과 핵종이동의 매커니즘이 상이하기 때문에 GoldSim을 통한 본 연구의 수행이 의미가 있다. 또한 동일한 시스템을 GoldSim을 통해 모사함으로써 타 프로그램으로 연구 수행된 결과와의 비교 해석하였다.



II. 이론적 배경

1. 처분안전성평가

1.1. 정의

방사성 폐기물의 최종 관리단계인 처분은 방사성폐기물을 인간과 자연생태계로부터 영구히 격리시키는데 의의가 있다. 처분 폐기물 중에 함유되어 있는 방사성핵종이 일정기간 후에 처분고로부터 이동하여 인간생활권에 도달하기까지는 다시 장시간이 걸리므로 그 사이에 감쇠하거나 도중에 다른 물질에 포집 또는 흡착되는 특성을 고려하여 최종적으로 인간이 받는 피폭선량(Dose)이나 위험도(Risk)를 무시할 수 있는 정도의 값이 되도록 함으로써 처분안전성을 확보할 수 있다. 이러한 부지특성과 다중방벽으로부터 장래 인간의 피폭을 해석하고 추정하는 것을 처분안전성평가(Safety assessment)라 한다.

1.2. 역할과 적용

처분사업을 수행함에 있어 처분안전성평가는 최초 처분개념설계 및 부지선정에서부터 최종적으로 시설이 폐쇄되고 제도적 관리기간이 지난 후 부지개방에 이르기까지의 모든 과정에 대한 평가가 이루어지며 각각의 과정에 모두 적용된다. 그만큼 처분안전성평가는 처분사업을 진행함에 있어서 중요한 역할을 하게 된다.

처분안전성평가의 주된 역할은 크게 처분사업을 진행하기 전에 처분개념개발과 부지선정 폐기물 수용기준 결정, 처분시스템 최적화 등의 처분사업 수행 내용

과, 1차적 가능성을 부여 받은 부지 중에서 처분시설 건설의 운영허가를 받기 위한 목적으로 부지특성조사보고서, 방사선환경영향평가서, 안전성분석보고서 작성에 사용된다. 처분안전성평가는 운영 중에 성능평가를 포함하여 폐쇄/폐쇄후 관리에 대한 계획수립 및 감사계획을 수립하고 제도적 관리기간을 설정하는 중요한 역할을 하게 된다.

Fig 1과 2는 처분안전성평가의 4가지의 큰 역할과 각 역할이 적용되는 시점과 관련사항을 간략히 정리한 내용이다.

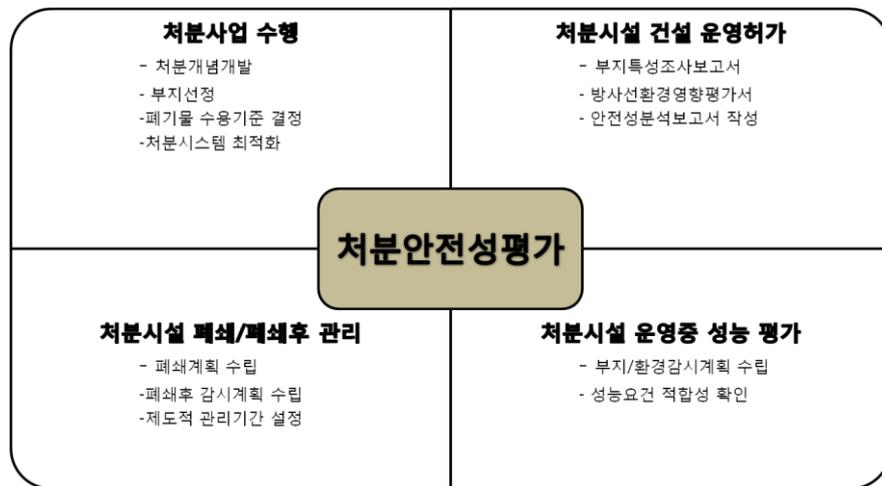


Fig 1. The role of the safety assessment.

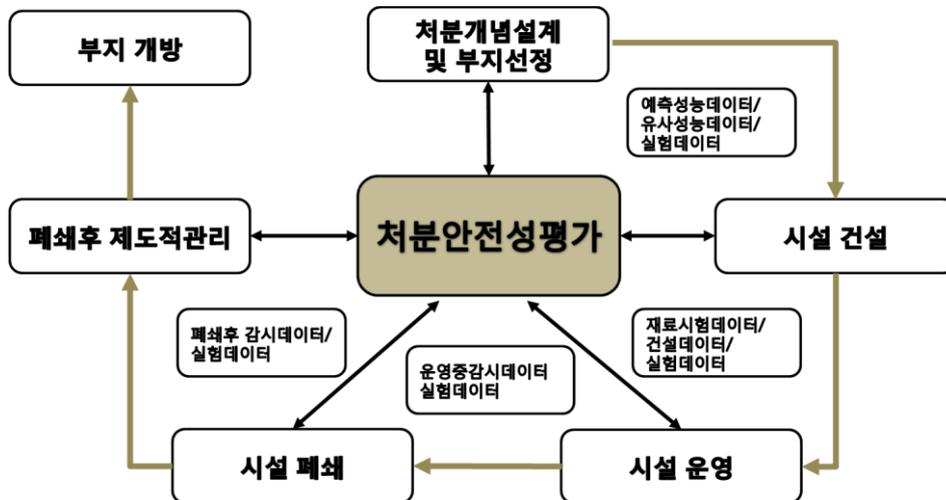


Fig 2. The application of the safety assessment.

1.3. 평가대상 및 평가절차

처분안전성평가의 대상은 크게 처분의 본질인 방사성폐기물과 방사성폐기물을 포장하는 포장물 및 다양한 공학적 방벽(인공적 방벽)을 다루는 근계(Near-Field) 영역과 자연 암반 내에서 핵종 이동에 관여하는 원계(Far-field), 마지막으로 처분 고로부터 노출된 방사성핵종에 의해 인간에게 실제적 피폭을 야기하는 생태계(Biosphere)로 나누어진다.

각 구분은 그 구분을 달리함에 따라 평가의 세부대상이 상이하며 관련 내용은 Table.1과 같다. 근계에서는 폐기물의 유출을 최소화 하기 위한 공학적 방벽 또는 관련 구조물에 대한 내용이므로 다양한 공학적 방벽의 열화시점에 대한 평가와 열화 전후에 따른 핵종 이동의 특성평가 주를 이루며, 원계에서는 포화대와 불포화대로 구분되는 지질학적 구분에 따른 수문학적 특성과 방사성핵종의 주요 이동경로인 지하수의 유동에 따른 평가가 이루어진다. 생태계는 시나리오의 설정에 따라 다양한 피폭경로가 존재할 수 있는데 이러한 피폭 그룹의 먹이사슬 및 섭생특성에 대한 평가를 통해 가장 합리적인 피폭경로의 결정하는 것과 각 피폭경로의 선량평가가 주된 대상이다.

Table 1. Evaluation target of safety assessment for disposal facilities

구분	구성	평가세부대상
근계 (Near-Field)	폐기물 고화체 및 포장용기 공학적 인공방벽 등 구조물 뒷채움재	핵종재고량 (처분제한치) 고화체 및 포장물 요건 구조물의 열화 재포화시간 고화체 침출 특성 뒷채움재 수분 및 핵종이동 특성
원계 (Far-Field)	자연암반 지하수유동 핵종이동	포화/불포화대의 수문학적 특성 지하수 유동경로, 유동시간 지하매질을 통한 핵종이동
생태계 (Biosphere)	우물, 강, 바다 방사선 피폭그룹 피폭경로 (먹이사슬)	피폭그룹의 먹이사슬 및 섭생 특 성 피폭경로별 선량평가

처분안전성평가는 실제로 일어날 수 있는 모든 현상을 표현해야 됨이 정당하지만 현실과 동일한 완벽한 평가를 하는 것은 실질적으로 불가능하다. 이는 처분안전성평가를 함에 있어 지질환경 및 자연환경에 대한 조건과 사용된 폐기물 특성 정보 자체가 가지는 불확실성이 존재하기 때문이다. 실제로 처분안전성평가는 상기된 조건들에 대하여 전제조건을 설정하여 수행되는 것이 대부분이며 가장 현실과 맞는 전제조건을 설정하는 것이 평가절차의 첫 번째 과정이라 할 수 있다. 일단, 적절한 전제조건이 설정되면 정당한 시나리오를 정해야 하며 이러한 시나리오는 일반적으로 FEP(Feature, Event and Process) 목록을 작성하거나 상호작용행렬을 통해 표현된다. 시나리오가 결정되면 본격적으로 평가의 방법론을 정하고 처분안전성평가 모델의 개념과 수학적 모델을 결정한다. 처분안전성평가는 백만년까지의 먼 미래에 대한 평가가 수행되어야 하기 때문에 결정된 수학적 모델은 컴퓨터 프로그램으로 이식되어 사용되는 것이 보편적이다. 실제로 처분안전성평가

를 위한 컴퓨터 프로그램은 상당수 존재하며, 근계, 원계, 생태계 중 어느 하나만을 분석하는 프로그램에서부터 2개 이상이 결합되어진 시스템수준의 프로그램까지 그 종류가 다양하다(Table 3 참고). 평가를 통해 도출된 결과는 피폭선량(Dose)과 위험도(Risk)를 산출하는데 사용되며, 추후에 결과에 대한 민감도분석과 불확도 분석을 수행하게 된다. Table 2는 처분안전성평가 절차를 간략히 정리한 것이다.

Table 2. Evaluation process of safety assessment for disposal facilities

절차		
안전성평가 전제조건 설정	폐기물 특성 처분개념/시설	지질환경/자연환경 법적요건(성능목표치)
평가 시나리오 설정	FEP목록, 상호작용행렬	시나리오 운영중 시나리오 지하수 시나리오 침입자 시나리오
평가방법/체계구축	평가방법론 결정론적 평가 확률론적 평가	모델링(개념 및 수학적모델) 입력자료
방사선적영향 계산	피폭선량 (Dose) 위험도 (RISK)	
방사선적 영향분석	주요경로/파라미터의 민감도 분석 불확실성 분석	규제기준 비교 처분시설 개념 최적화

Table 3. Example codes used for the safety assessment of LLW

Near Field	Far Field	Biosphere	System Level
BARRIER DUST HELP SOURCE 1 and 2 UNSAT-H	DRAF FEMWATER GRDFLX MIGRAD MODFLOW-96 PORFLO TOUGH2 VAM2D	GENII RESRAD TAME	AMBER PRESTO-EPA-CPG GTM-1 GOLDSIM

2. IAEA 표준 천층처분 모델

방사성 폐기물관리의 최종목표는 방사성폐기물의 방사선위해로의 영향을 최소화하기 위하여 인간 생활권과 자연환경으로부터 방사성폐기물을 안전하게 격리시켜 처분하는 것이다. 방사성폐기물은 종류에 따라 포함하는 핵종이 다르지만, 중저준위 폐기물은 대체적으로 수 십년 이하의 단반감기 핵종으로 구성되어 있다. 이러한 중저준위 폐기물을 처분하는 방식에는 크게 동굴처분방식과 천층처분방식이 존재한다. 동굴처분방식과 천층처분방식을 구분하는 가장 큰 차이점은 3차 방벽에 있다. 흔히 1차 방벽은 폐기물의 발생 및 처리과정에서 생성된 폐기물 고화체 용기가 해당되며, 2차 방벽은 폐기물 포장물이 정치되는 인공방벽으로 운영기간 중 인간환경으로부터의 접촉을 차단할 수 있도록 계획된 구조물이 해당된다. 처분방식의 구분을 결정짓는 3차 방벽은 처분시설이 위치하는 자연환경조건으로서 동굴처분방식의 경우에는 동굴 주변의 암반이 해당되며, 천층처분방식의 경우에는 처분부지의 토양 및 지하 수문계를 포함하는 지층이 해당된다. 각각의 처분방식은 서로의 장단점을 가지나 동굴처분방식은 안전성이 우수하고 처분지 선정에 있어서 사회적 합의를 얻어내기 쉬우나 처분시설 건설에 있어 많은 시간과 비용이 요구된다. 반면 천층처분방식은 동굴처분방식에 비해 안전성이 다소 낮고 사회적 합의를 도출하기에 다소 어려움이 있으나 시간과 비용이 동굴처분방식에 비해 적게 소요된다.

IAEA (The International Atomic Energy Agency)에서는 가능성 있는 천층처분시설에 대하여 안전성과 신뢰도 증진을 위하여 “ISAM (Improvement of safety Assessment Methodologies for Near Surface Disposal Facilities)”이라는 국제공동연구과제를 진행함으로써 처분안전성평가의 관한 정보를 제공하기 위해 노력하고 있다. 40개국에

서 75개의 관련기관이 참여하는 ISAM의 연구과제는 각국에서 진행되는 다양한 방사성폐기물 천층처분시설 중 대표적인 3가지 처분시설(Vault test case, RADON test case, Borehole test case)을 선정하여 관련 정보와 각국의 훌륭한 처분안전성평가 방법을 제공하고 있다.

3. GoldSim

GoldSim 은 미국 이사쿠아(Issaquah, WA)에 소재한 Goldsim Technology Group 에 의해 개발, 상용화된 범용 시뮬레이션 패키지로 유동이 이 존재하는 시스템을 모사하는 경우에 유용하게 적용될 수 있는 프로그램 패키지이다. GoldSim 은 사용자에게 매우 편리한 그래픽 유저 인터페이스 (GUI) 와 함께 객체지향 프로그래밍 방식으로 이전에 FORTRAN 이나 C++ 등과는 달리 프로그래밍 언어를 습득하지 않아도 Source Term Element 의 입력창을 활용하여 손쉽게 모델링이 가능하다. 또한 사용자가 원하는 결과 데이터를 설정하여 실시간으로 확인 가능하다는 장점이 있다. 많은 장점을 가지는 GoldSim 은 국내뿐만 아니라 일본, 미국 등지에서 다양한 유동해석에 사용되며 특히 방사성폐기물 처분안전성 평가에 사용된 이력이 있다.

앞서 설명했듯이 처분안전성평가를 위한 컴퓨터 프로그램은 다수 존재한다. 하지만, GoldSim 프로그램의 가장 큰 장점은 근계, 원계, 생태계를 하나의 프로그램에서 모두 해석할 수 있는 System Level 의 프로그램이라는 점이다. 또한, 방사성 폐기물 처분안전성을 평가하기 위한 GoldSim 을 사용하는 가장 큰 이유는 다양한 매질과 인공 및 천연 방벽에서의 핵종 이동이나 지하수 유동 등 복잡한 처분 시스템 내에서의 질량 및 체적전달을 모사하는데 최적의 프로그램이기 때문이다.

방사성핵종의 질량이동 모사를 위한 GoldSim 프로그램 모듈에서 제공하는 여러 요소들 중에서 가장 두드러진 것은 Cell Pathway 와 Pipe Pathway 라 하겠다.

Cell pathway는 토양 내 오염물질의 이동 매커니즘 중 확산과 이류에 의한 물질 이동을 Pipe Pathway 는 이류와 분산에 의한 물질 이동을 기술하는데 적합하게 되어 이 두 Pathway의 조합으로 처분장에서 유출된 핵종이 지하 매질 등에서 이동하는 매커니즘을 기술할 수 있게 된다.

GoldSim의 다양한 모듈 중에서 처분안전성평가 사용되는 모드인 GoldSim contaminant transport module 에서는 각 Pathway 에 대한 매질이나 용매 등을 따로 정의할 수 있는 것이 특징인데, Fluid 나 Solid 를 통해 공극물이나 밀도 등의 물성 등을 미리 기술해 둘 수 있게 된다. 이러한 특징은 실제로 모델링을 하는 과정에서 반복적인 작업을 상당수 줄일 수 있다. Species 는 오염물질이나 방사성물질 등을 미리 정의해 둘 수 있는 장치로 방사성 붕괴나 붕괴사슬, 동위원소의 유무 등을 이곳을 통해 미리 지정해 둘 수 있게 된다.

GoldSim의 주요한 두 Cell pathway 와 Pipe pathway 에 대한 수학적 모델은 아래와 같다. Cell 내의 핵종의 질량수지는 식(2.1)과 같은 1차 상미분방정식으로 표현된다.

$$\frac{dm_i^s}{dt} = -m_i^s \lambda^s + \sum_{p=1}^{N^p} m_{ip} \lambda^p f_p^s S^{p \rightarrow s} \left(\frac{w^s}{w^p} \right) + \sum_{c=1}^{N_i} \phi_{c \rightarrow i}^s + S_i^s \quad (2.1)$$

m_i^s : mass of nuclides in cell i [M]

p : denotes for parent of s

λ^s, λ^p : decay constant for sand parent nuclide, respectively [T^{-1}]

N^p : number of direct parents for s

f_p^s : fraction of parent which decays into s

$S^{p \rightarrow s}$: stoichiometric ratio of moles of a produced per mole of parent decayed

w^s, w^p : molecular weight of s and parent, respectively [M/mol]

N_1 : number of mass flux links from to cell i

$\phi_{1 \rightarrow i}^s$: influx ratio of s into I through advective and diffusive mass flux link 1 [M/T]

S_i^s : rate of direct input of s of i from source [M/T]

Pipe pathway 의 경우에는 이 Path way를 나가는 핵종의 흐름은 시간과 Pipe의 출구에서 용약에 용해된 농도의 함수로 식(2.2)와 같이 표시된다.

$$\phi^s = (1 + c^{ss} K_{ss}^s) \left\{ Qc^s - (D_s + \alpha Q) \frac{\partial c^s}{\partial x} \right\}, x=L \quad (2.2)$$

ϕ^s : flux of s leaving the pipe pathway [M/T]

c^{ss} : concentration of the suspended solid in the mobile zone [M/L³]

Q : volumetric flow rate in the pathway [L³/T]

K_{ss}^s : sorption coefficient between the suspended solid and the fluid for s [L³/M]

D_s : effective diffusivity of s in the mobile zone [L²/T]

α : dispersivity of the pathway [L]

L : length of the pathway [L]

x : distance in to the pathway

c^s : dissolved concentration of s in mobile zone of pathway [M/L³]

여기서 식(2.2)의 c^s 는 1차원 이류 분산식으로 기술될 수 있다.

$$\frac{\partial c^s}{\partial t} = -\frac{Q}{\theta A R_s} \left\{ (1 + c^{ss} K_{ss}) \frac{\partial c^s}{\partial x} - \alpha [1 + c^{ss} K_{ss} + D_s] \frac{\partial^2 c^s}{\partial x^2} \right\} + \left\{ -c^p \lambda^p f_p^s S^{p \rightarrow s} \frac{w^s R^p}{w^p R^s} \right\} - \frac{1}{\theta A R_s} \sum_{im=1}^{NMD} p f_{im} D_{im}^s \frac{\partial c_{im}^s}{\partial z}, z=0 \quad (2.3)$$

A : diffusive area of the matrix zone per unit length of mobile zone [L]

θ : porosity for s

R_s, R_p : retardation factor for s and parent in the mobile zone, respectively

p : perimeter of the pathway [L]

f_{im} : perimeter fraction occupied by matrix diffusion zone [L]

D_{im}^s : diffusivity of matrix diffusion zone for s [L^2/T]

NMD : number of matrix diffusion zone

c_{im}^s : concentration of s in the rock matrix diffusion zone im

식(2.3)은 다시 식(2.4)로 기술될 수 있다.

$$\frac{\partial c_{im}^s}{\partial t} = \left\{ \frac{D_{im}^s}{\theta_{im} R_{im}^s} \frac{\partial^2 c_{im}^s}{\partial z^2} + \frac{D_{im}^s}{\theta_{im} R_{im}^s A_{im}} \frac{\partial A_{im}^s}{\partial z} \frac{\partial c_{im}^s}{\partial z} \right\} + \left\{ -c_{im}^s \lambda^s + \sum_{p=1}^{Np} c^p \lambda^p f_p^s S^{p \rightarrow s} \frac{w^s R_{im}^p}{w^p R_{im}^p} \right\} \quad (2.4)$$

D_{im}^s : effective diffusivity of s in the matrix zone [L^2/T]

θ_{im} : porosity of the matrix zone

R_{im}^s, R_{im}^p : retardation factor in the matrix zone for s and parent, respectively

A_{im}^s : Diffusive area of the matrix zone per unit length of mobile zone [L]

이 때, 식(2.4)에 대한 경계조건은 다음 식(2.5)와 같이 기술된다.

$$c^s = 0, \text{ as } x \rightarrow \infty$$

$$(1 + c^{ss}K_{ss}^s)Q - [D_s + \alpha(1 + c^{ss}K_{ss}^s)Q] \frac{\partial c^s}{\partial x} = -\delta(t)M_0^s + \phi_b^s + \phi_e^s, \text{ } x=0 \quad (2.5)$$

$\delta(t)$: dirac delta fuction [T^{-1}]

M_0^s : initial mass of s applied to the pathway [M]

ϕ_b^s : boundary flux of s [M/T]

ϕ_e^s : flux of s from external pathway [M/T]

여기서, 매트릭스의 경계조건은 식(2.6)과 같다.

$$c_{im}^s = c^{ss} \text{ at } z = 0$$

$$\frac{\partial c_{im}}{\partial z} = 0 \text{ at } z = T_{im} \quad (2.6)$$

T_{im} : thickness of the diffusion zone [L]

GoldSim에서는 식(2.2)에서 식(2.6)까지의 laplace transform을 통해 해를 구해낸다.

4. 토양 내 물질 이동 방법

토양에서 오염물질(여기서는 방사성핵종에 해당)의 이동과 전달에 영향을 주는 근본 메커니즘은 이류, 분산, 확산, 수착 그리고 변형으로 크게 나눌 수 있다. 이류, 분산 그리고 확산은 지하토양에 있는 오염물질의 회석과 흐름속도를 지배하는 동수역학으로 표현될 수 있고, 수착은 오염물질 전체의 농도는 변화하지 않고 액상에서의 오염물질을 지하토양으로 수착시켜 농도만 감소하며 지하수에 있는 오염물질의 전달을 지연시키는 역할을 한다. 변형은 화학반응이나 미생물학적 작용에 의해 오염물질의 유해 정도를 더하거나 무해하게 만드는 것으로 일반적으로 오염물질의 농도를 감소시켜 이동과 전달을 지연시킨다. 본 연구에서는 변형에 대한 인자는 고려하지 않았다.

4.1. 이류 (Advection)

모래나 자갈로 이루어진 토양에서 오염물질의 전달에 지배적인 인자가 이류인데 지하수가 토양의 공극을 따라 흐르는 과정을 말한다. 일반적으로 지하수의 흐름은 수두구배라고 일컫는 함수율이 높은 곳에서 낮은 곳으로 흐르는데 일반적인 토양에서 지하수의 전달속도는 10~100m/yr 라고 한다. 이러한 과정은 수학적으로 Darcy 법칙에 의해 표현될 수 있고 Darcy 법칙에 의하면 식(2.7)에 표현한 바와 같이 지하수 흐름에 의한 속도는 수두구배와 투수계수에 비례하고 점도에 반비례한다는 것을 나타낸다.

$$v_s = -\frac{k(\theta)\rho \cdot g}{\mu} \frac{dh}{dx} = -K(\theta) \frac{dh}{dx} \quad (2.7)$$

v_s : 겉보기 속도 (superficial velocity)

k : 투수계수

ρ : 밀도

g : 중력가속도

μ : 유체의 점도

θ : 함수율 (Water content)

K : 수리전도도 (hydraulic conductivity)

4.2. 확산(Diffusion)과 분산(Dispersion)

확산은 오염물질의 농도 차에 따라 어떠한 움직임도 없는 액체 내에서 일어나는 이동과정으로 농도 기울기가 클수록, 오염물질의 특성인 확산계수가 클수록 잘 일어나며 식 (2.8) 로 표현할 수 있다.

$$\frac{\partial C}{\partial t} = \frac{\partial}{\partial x} \left(D_m \frac{\partial C}{\partial x} \right) \quad (2.8)$$

C : 수용액에서의 오염물질농도

D_m : 분자확산계수

t : 시간

함수율은 비휘발성 화학물질의 전달에 주요 인자이고 토양에서의 확산계수는 순수한 물에서의 확산계수와 다르게 표현되는데 그 이유는 토양의 입자와 수분의 함량에 의해 확산이 방해를 받으며 지하에 존재하는 물의 양은 토양의 공극율에 의존하기 때문이다. 토양수에서 확산은 매우 작은 거리에서의

오염물질의 주용한 전달인자이다. 일반적으로 토양에서의 확산계수를 유효확산계수(effective Diffusivity)라고 하며 불포화대와 포화대가 서로 상이하다.

지하수내에 오염물질은 이류에 의해 같이 움직이나 수리학적으로 기대되는 흐름의 방향으로부터 탈피하여 퍼지는 경향이 있는데 이 현상을 수력학적 분산(hydrodynamic dispersion)이라 한다. 이 분산은 용질의 열적 반응 에너지에 의한 분자확산(molecular diffusion)과 기계적 혼합에 의해서 일어나고 고농도지역에서 저농도 지역으로 오염물질을 이동시킨다. 또한 이 움직임은 오염원으로부터 거리가 멀어질수록 농도의 감소를 일으키고 단일화된다.

4.3. 수착

지하토양에서 오염물질의 전달현상은 수착에 의해 지연된다고 알려져 있는데, 이러한 특성이 이동에 영향을 주는 가장 중요한 단일인자일 것이다. 수착은 흡착과 탈착으로 구분할 수 있으며 흡착은 오염물질이 지하수에서 토양으로 이동하는 현상을 나타내고, 탈착은 역으로 오염된 토양에서 지하수로의 이동현상을 뜻한다. 이러한 현상들이 일어나는 과정에서 수착은 궁극적으로 평형(equilibrium)상태에 도달하게 되는데 이 상태에서는 오염물질의 이동속도가 흡착과 탈착에서 같아 실질적으로 오염물질의 움직임이 없는 것으로 보여진다.

5. 영향인자

5.1. 용질의 특성

토양의 구조는 거시적으로 보아 수분에 의해 불포화대와 포화대로 분류할 수 있으며 지하토양에서 오염물질의 전달이 포화대에서는 지하수의 흐름에 의해 결정되나 불포화대에서는 토양 및 오염물질의 특성 등에 따라 일어난다. 토양에서 오염물질의 전달에 영향을 주는 인자에는 토양의 특성인 투수계수, 토양입자의 분포, 밀도와 공극율 등의 여러 인자가 존재한다..

5.1.1. 수리전도도(hydraulic conductivity)

수리전도도는 지하토양에서 침출수나 오염물질의 흐름에 영향을 주는 가장 중요한 인자로 작용하며 오염물질의 이동을 직접적으로 결정하는 중요한 측정요소이다. 그러나 오염물질의 이동에 막대한 영향을 주는 지하토양의 수리전도도는 지하토양의 지질에 의해 변화되고 있어 이러한 불균일성 지하토양에서의 이동은 수학적으로 밝혀내기가 난해한 면이 있다.

5.1.2. 함수율 (Water content)

함수율은 물로 채워진 토양공극의 분율이다. 토양은 크게 포화대와 불포화대로 분류하는데 불포화대는 지표면에서부터 가까운 거리에 있는, 수분으로 완전하게 포화되어 있지 않은 층을 나타내고 이 지대의 함수율은 일반적으로 적으며 지하로 내려갈수록 함수율이 증가하게 된다. 포화대는 수분으로 완전히 포화되어

있어 함수율이 100%를 유지하고 있는 지대로 불포화대의 아래에 있는 것이 일반적이다. 불포화대와 포화대 사이에는 모세관현상에 의해 물이 올라오는 모세관층(capillary fringe)이 존재하며 함수율은 포화대에 가까운 값을 나타내게 된다. 따라서 지하수처럼 토양이 포화된다면 함수율은 100%이나 대부분 지표토양의 함수율은 5~50%이고 때론 순간적으로 포화상태가 된다. 이러한 토양에서의 함수율이 투수계수와 연관이 있어 함수율은 불포화대에서 공극수의 속도를 측정하는데 사용되고 있다. 이처럼 토양에서의 함수율은 오염물질의 전달에 직접적으로 영향을 주고 있는데 함수율이 증가할수록 오염물질의 전달속도는 증가하게 된다.

5.1.3. 전용적밀도 (Bulk Density)

압축되지 않거나 흐트러진 곳에서 토양의 밀도를 겉보기 밀도라 부르며 미세입자의 토양은 모래와 자갈보다 낮은 겉보기 밀도를 가지고 있다.

부피밀도의 측정시 실제 토양의 다짐의 정도가 다를 수 있어 오차를 나타낼 수 있으므로 이에 대한 보정을 한 후에 측정해야 한다. 겉보기 밀도는 적당한 다짐을 실시한 후에 시료를 완전히 포화시킨 후에 무게와 건조 시킨 후의 무게 차를 이용하여 측정한다.

5.1.4. 공극률 (porosity)

토양의 전체부피는 토양부피와 공극부피로 나눌 수 있으며 공극을 차지하고 있는 토양의 분율로서 정의되는 토양의 공극율은 토양을 복원하는 동안 지하수의 흐름, 지연과 질량 변화 등과 관련된 중요한 영향인자이다. 공극율과

함께 사용되는 것 중의 하나가 공극비(void ratio)인데 공극비는 다음과 같은 식으로 표현된다.

$$\varepsilon = 1 - \frac{\rho_b}{\rho_s} \quad (2.9)$$

$$\eta = \frac{\varepsilon}{1-\varepsilon}, \text{ 또는 } \varepsilon = \frac{\eta}{1+\eta}, \quad (2.10)$$

ε : 공극률

ρ_b : 겉보기 밀도

ρ_s : 포화 밀도

η : 공극비

공극비는 공극부피/토양부피로 정의 되며 일반적으로 0~3 사이의 값을 가진다. 공극율은 일반적으로 지연인자와 오염물질의 유효확산계수를 계산하는데 사용되고 유효공극(effective porosity)은 공극을 포함하지 않고 Darcy 법칙에 기초하여 물의 공극속도(공간을 가진 흐름의 속도)를 계산하는데 사용된다. 공극률은 포화대에서 수분함량으로 나타낼 수 있다.

5.1.5. 분배계수(distribution coefficient)와 지연인자(retardation factor)

오염물질 전달현상의 지연은 지연인자(retardation factor)에 의해 지배적으로 결정되는데, 지연인자는 분배계수와 토양의 특성에 의해 나타나는 인자이므로 토양의 특성이 지연인자에 미치는 영향은 상당하다. 따라서 토양의 특성을 알고 있다면 분배계수에 의해 오염물질의 지연인자를 계산할 수 있으며, 다음과 같이 표현될 수 있다.


$$R_f = 1 + \frac{\rho_b \cdot K_d}{\varepsilon} \quad (2.11)$$

지연인자는 분배계수에 매우 민감하게 변화되나 지하토양의 수리학적 인자에 의해서는 심각하게 변화되지 않는다.

분배계수 K_d 가 0 이면 지하토양은 수축에 의한 오염물질의 전달이 영향을 전혀 받지 않고 K_d 가 10 이상이면 전달현상에 상당한 제약을 받는다. 이 분배계수는 토양의 특성과 화학물질의 특성에 의해 변화한다. 분배계수는 토양과 오염물질에 대한 변화가 매우 크기 때문에 가장 중요한 인자로 분배계수를 선정할 수 있으므로 분배계수가 오염물질의 이동과 전달현상에 미치는 영향은 반드시 검토하여야 한다.

III. 해석방법

1. 시스템 설명

시스템에서 방사성핵종의 누출의 과정은 전적으로 처분고로부터 유출되는 방사성핵종이다. 하지만 처분고에 처분된 방사성핵종은 자의적으로 누출되지 않으며 시간이 경과함에 따라 지층으로부터 유입되는 강우에 의해 폐기물을 둘러싸고 있는 공학적 방벽이 열화되고, 열화된 공학적 방벽을 통해 강우가 처분고 내에 침입함에 따라 방사성핵종이 용해되어 지권으로 침출 된다. 지권으로 유입된 방사성 핵종은 장기간 동안 지권 내 불포화대에서 이동을 하며, 최종적으로 지권 내의 포화대에 도달하면 지하수의 흐름에 따라 생태계로 유출된다. Fig 3은 본 시스템을 해석하기 위한 대표적 구성요소를 나타내며, Table 4는 주요 구성요소 간 상호작용을 나타낸 표이다. 본 처분 시스템은 크게 근계(Near field), 원계(Far Field), 생태계(Biosphere) 로 구성되어 있음을 알 수 있으며, 물이 시스템을 유입, 침출하는 과정에서 방사성핵종에 오염되고 지권의 포화대에 유입되면 최종적으로 생태계내의 우물에 의해 노출 된다.

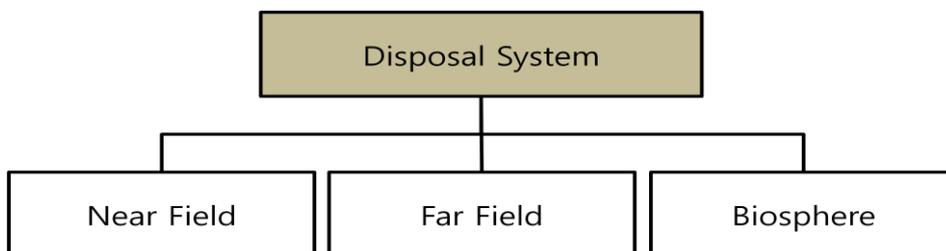


Fig 3. Components of the disposal system

Table 4. The high level interaction matrix for the main component system

Near-Field	Leaching Flow	
	Geosphere	Well water abstraction
Infiltration	Infiltration	Biosphere

대표적 구성요소인 근계와 원계, 생태계 영역은 각각 세부적 구성요소를 가진다.

근계 영역은 크게 폐기물과 공학적 방벽으로 구성되어 있으며 공학적 방벽은 폐기물 처분고의 위, 아래에 존재하는 Upper concrete barrier 와 Down concrete barrier 로 구성된 Concrete barriers 와 강우를 유입을 인공적으로 차단할 수 있는 Multiple Layer 로 이루어진다.

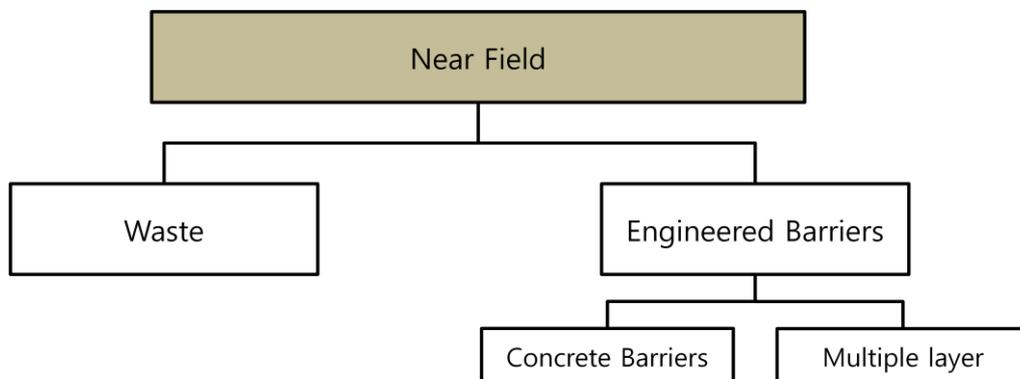


Fig 4. Components of the near field system

원계 영역은 4 종의 불포화대와 1 종의 포화대로 구성되어 있으며, 불포화대는 각각 Red Sand, Brown sand, White clay, Weathered granite 로 구성되었으며 각각의 지층대는 각기 다른 물리 화학적 특성을 가진다.

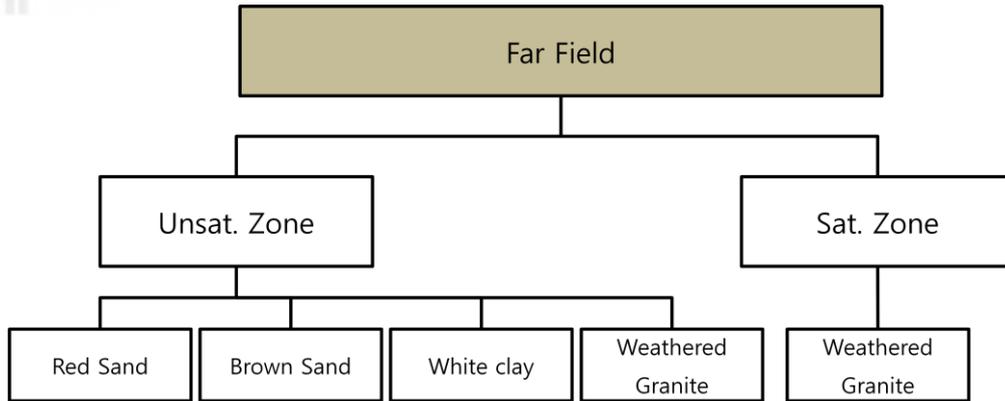


Fig 5. Components of the far field system

Biosphere 영역을 시나리오를 작성함에 따라 다양한 경로가 존재할 수 있으나, 본 연구에서는 포화대에서 추출된 지하수를 음용 시나리오에 따른 인간이 받는 피폭선량 평가를 수행하였다.

이러한 3 가지 대표적 구성요소는 본 시스템을 설명하는데 가장 중요한 요소이며 각각은 서로간의 상호작용관계를 가지며 이를 해석 함으로서 최종적으로 인간의 피폭선량을 평가할 수 있다. Fig 6 은 시스템의 개념모델을 간략화하여 표현한 것이며, Table 5 는 각 매체간의 상호작용 관계를 보여준다.

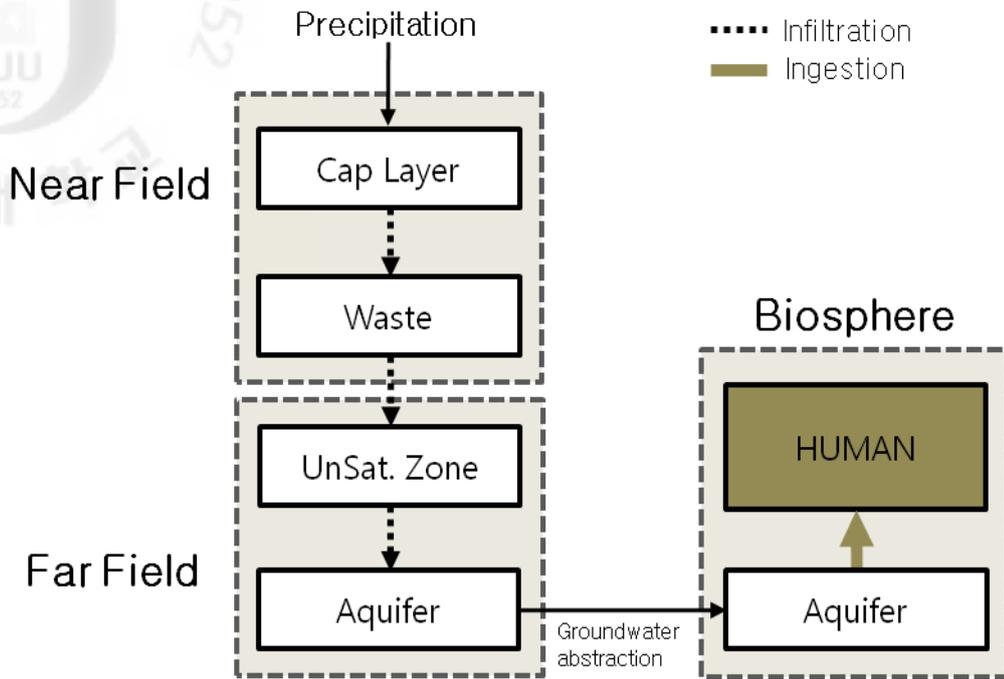


Fig 6. Simplified representation of the conceptual model

Table 5. The interaction matrix for the system

Waste				
Unsat. Flow (Infiltration)	Barrier	Unsat. Flow (Infiltration)		
		Unsat. Zone		
			Sat. Zone	Ingestion
			Ingestion	Human

2. 근계(Near-field) 해석

앞서 설명했듯이 근계 영역은 크게 폐기물과 다중으로 설치된 공학적 방벽을 말한다. 본 절에서는 Vault test case 의 근계영역을 GoldSim 으로 모사하기 위한 관련정보와 GoldSim 으로 모사하는 방법에 대해 설명하였다.

Vault Test Case의 천층처분시설에는 지표면 위에 총 20개의 콘크리트 처분고가 있다. 이 폐기물 처분고는 Fig 7와 같이 각 10개씩 2줄로 구성되어있으며 처분고의 면적은 가로 170 m, 세로 210 m 로 총 면적 35,700 m² 이다. 또한, 처분고에서 처분시설의 경계면까지 모든 방면에서 200 m 의 완충지역이 존재한다.

200 리터 드럼에 그라우트 형태로 처분된 150,000 m³ 의 방사성폐기물은 콘크리트 구조물(concrete cube)에 재차 처분되며, 드럼과의 콘크리트 구조물의 내부 공간에는 시멘트로 메워진다. 이러한 과정을 거친 콘크리트 구조물은 최종적으로 처분고에 처분된다. 이러한 과정에서 실제 처분고에 저장되는 용적은 약 300,000 m³ 으로 폐기물 용적 150,000 m³ 에서 두 배로 증가하게 된다. 즉, 본 처분고에는 총 저장용적은 300,000 m³ 이지만, 실제로 저장되는 폐기물의 양은 150,000 m³ 이며, 이는 200 리터 드럼 기준으로 750,000 드럼에 해당한다. (처분고 당 37,500 드럼) Fig 8은 폐기물 드럼이 최종적으로 처분고에 저장되는 방식을 보여준다.

방사성폐기물은 그 종류와 특성에 따라 다양한 핵종을 포함한다. 본 연구에서는 방사성폐기물에 포함된 다양한 방사성핵종 중 반감기가 10년 이하의 핵종은 평가에 고려하지 않았다. 이는 300년간의 제도적 관리기간을 갖는 본 처분시설에서 10년 이하의 반감기를 가지는 핵종은 제도적 관리기간 내에 모두

붕괴할 것으로 예상되기 때문이다. Table 6은 고려된 초기 방사성핵종에 대한 재고량과 방사성핵종의 붕괴사슬을 보여주며, Table 7은 시스템에 사용된 방사성핵종에 대한 반감기와 붕괴상수를 나타낸다.

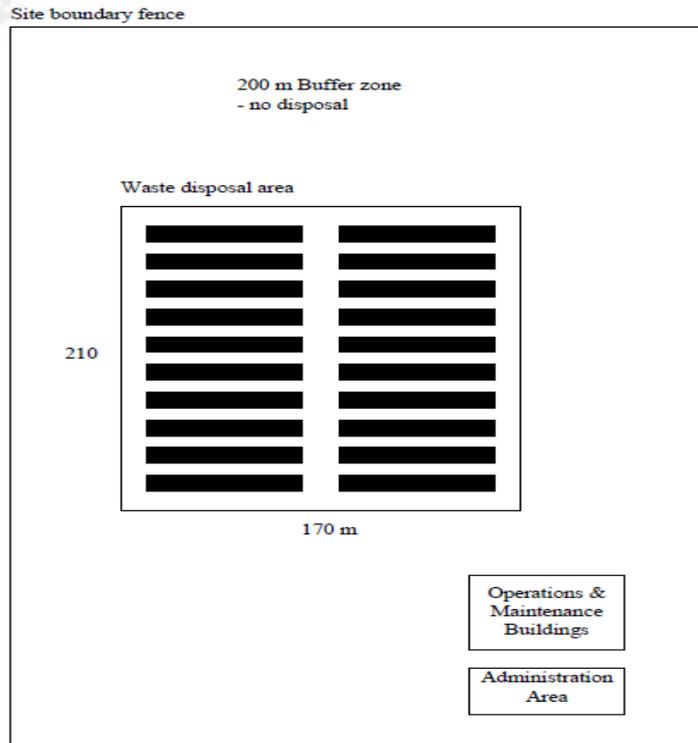


Fig 7. Planned site layout for the vault test case

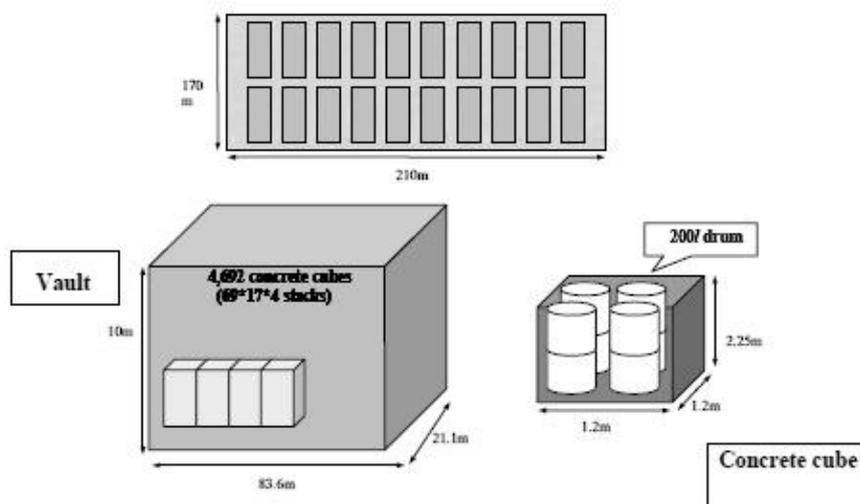


Fig 8. Proposed Waste System Dimensions for the Vault Test Case

Table 6. Radionuclide inventory at closure and decay chains considered

Radionuclide	Inventory(Bq)	Daughters
³ H	1.00E+15	
¹⁴ C	1.00E+13	
⁵⁹ Ni	2.00E+10	
⁶³ Ni	1.00E+15	
⁹⁰ Sr	1.00E+14	
⁹⁹ Tc	3.00E+10	
¹²⁹ I	6.00E+09	
¹³⁷ Cs	8.00E+15	
²³⁴ U	5.00E+10	²³⁰ Th- ²²⁶ Ra- ²¹⁰ Pb- ²¹⁰ Po
²³⁸ U	5.00E+10	²³⁴ U- ²³⁰ Th- ²²⁶ Ra- ²¹⁰ Pb- ²¹⁰ Po
²³⁸ Pu	2.00E+10	²³⁴ U- ²³⁰ Th- ²²⁶ Ra- ²¹⁰ Pb- ²¹⁰ Po
²³⁹ Pu	3.00E+10	²³⁵ U- ²³¹ Pa- ²²⁷ Ac
²⁴¹ Pu	3.00E+10	²⁴¹ Am- ²³⁷ Np- ²³³ Pa- ²³³ U- ²²⁹ Th
²⁴¹ Am	2.00E+10	²³⁷ Np- ²³³ Pa- ²³³ U- ²²⁹ Th

Table 7. Radionuclide half lives and decay constants

Radio-nuclide	Half Life (yr)	Decay Constant (y ⁻¹)	Radio-nuclide	Half Life (yr)	Decay Constant (y ⁻¹)
³ H	1.24E+01	5.59E-02	²³⁰ Th	7.70E+04	9.00E-06
¹⁴ C	5.73E+03	1.21E-04	²³¹ Pa	3.28E+04	2.11E-05
⁵⁹ Ni	7.54E+04	9.19E-06	²³³ Pa	7.39E-02	9.38E+00
⁶³ Ni	9.60E+01	7.22E-03	²³³ U	1.59E+05	4.36E-06
⁹⁰ Sr	2.91E+01	2.38E-02	²³⁴ U	2.45E+05	2.83E-06
⁹⁹ Tc	2.13E+05	3.25E-06	²³⁵ U	7.04E+08	9.84E-10
¹²⁹ I	1.57E+07	4.41E-08	²³⁸ U	4.47E+09	1.55E-10
¹³⁷ Cs	3.00E+01	2.31E-02	²³⁷ Np	2.14E+06	3.24E-07
²¹⁰ Pb	2.23E+01	3.11E-02	²³⁸ Pu	8.77E+01	7.90E-03
²¹⁰ Po	3.79E-01	1.83E+00	²³⁹ Pu	2.41E+04	2.88E-05
²²⁶ Ra	1.60E+03	4.33E-04	²⁴¹ Pu	1.44E+01	4.81E-02
²²⁷ Ac	2.18E+01	3.18E-02	²⁴¹ Am	4.32E+02	1.60E-03
²²⁹ Th	7.34E+03	9.44E-05			

2.1. 모델 해석

근계 영역 내에서 방사성핵종의 이동은 처분고 지층으로부터의 강우의 유입 (infiltration), 처분고 내 폐기물의 침출(leaching), 원계로의 유입으로 나눌 수 있다. 그 중 원계로의 유입을 제외한 나머지 두 과정은 시간에 따라 변화한다. 이러한 현상은 공학적 방벽에 해당하는 Multiple layer 와 Concrete barrier 가 열화 되기 때문에 발생한다. 다시 말하면, 처분시설이 폐쇄된 시점에서 처분시설을 최종적으로 Multiple layer cover 로 마감된다. Multiple layer cover는 일정기간 동안 지층에서 유입되는 강우를 처분고를 유입되지 못하게 차단하는 역할을 한다. 하지만 시간이 경과함에 따라 Multiple layer cover 는 열화 되고 최후에는 그 기능을 상실하게 된다. 폐기물을 둘러싸고 있는 또 다른 공학적 방벽인 Concrete barrier 또한 Multiple layer cover 와 마찬가지로 시간이 경과하면 그 기능을 상실하게 된다. 본 연구에서는 이러한 특징을 반영하여 GoldSim을 통한 모델링 과정에서 시간에 따라 기능을 상실하는 공학적 방벽을 좀 더 상세하게 모사할 필요성이 있다. 본 연구에서는 강우의 유입 차단을 주된 목적으로 하는 Multiple layer 는 폐쇄 후 100년 까지 강우량의 10%만을 본 시스템에 유입하도록 하였으며 최종적으로 Multiple layer 가 모든 기능을 상실하는 500년까지는 50%, 그 이후의 시간에 대해서는 강우의 유입을 막지 못한다고 모사하였다. Concrete barriers는 폐쇄 후 300년의 시점에서 구조적으로 파손되어 지하수의 유입, 유출을 허용하게 된다. 하지만, Concrete barriers는 Multiple layer와는 달리 그 폐기물 유출을 막는 구조적 기능을 상실하더라도 지층 내에 여전히 존재하기 때문에 방사성핵종을 물리 화학적으로 저지 할 수 있다. 이러한 점을 고려하여 폐쇄 후 500년 전에는 열화 되지 않았을 때의 분배계수(non-degraded K_d)를 500년 후에는 열화된 분배계수(degraded K_d)를 가지도

록 모사하였다. Fig 9은 시간 경과에 따라 공학적 방법의 기능저하에 따른 강수 유입량과 분배계수의 변화 시점을 보여준다.

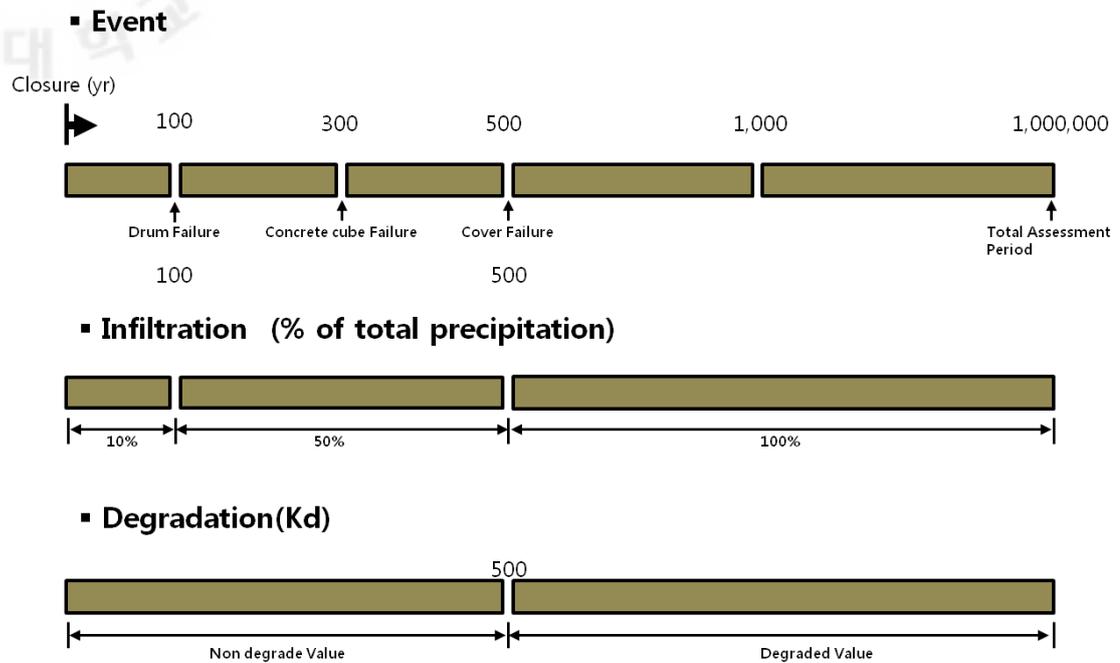


Fig 9. The time frame to reflect the degradation of near field

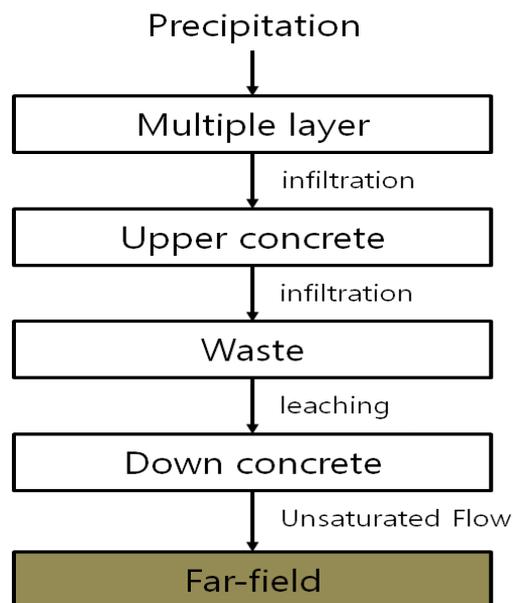


Fig 10. The process of moving radionuclides in the near field

Fig 10는 근계 내에 각 매체간의 핵종이동 과정을 보여준다. 매체 간의 핵종이동 과정을 GoldSim 모델에 적용하기 위하여 multiple layer로 유입되는 강수량은 본 시스템이 설치된 Vaaluputs 지역의 강수량(1.8E-3 m/yr)을 사용하였다. Multiple layer 에서 upper concrete 로의 유입은 Multiple layer 에 건전성에 따라 유입 유량이 달라진다. 폐기물에서 Down concrete 로의 침출(leaching)의 과정에서는 시간에 따른 Down concrete 의 건전성을 반영해야만 한다. 일단 concrete barriers 의 건전성이 유지되는 300년까지는 폐기물의 방사성핵종의 침출은 없으며 300년 이후에는 토양 내 핵종이동 매커니즘에 따라 핵종이 이동한다. 다음 식은 concrete barriers 가 파괴되고 폐기물이 침출되는 유동량을 나타내는 식이며, GoldSim 에서는 이러한 수식을 반영하여 시간에 따른 핵종의 침출을 모사하게 된다.

$$\lambda_{leach} = \frac{q_{Adv}}{R D} = \frac{q_{In}}{v_w D R} \quad (3.1)$$

q_{Adv} : advective velocity of water (m/yr)

q_{In} : Darcy velocity of water through the medium (m/yr)
(equivalent to the infiltration rate)

v_w : the water filled procity (-)

D : depth of the medium through which the radionuclide is transported (m)

R : Retardation coefficient (-)

$$R = 1 + \frac{\rho K_d}{v_w} \quad (3.2)$$

ρ : bulk density of the medium (kg/m³)

Kd : distribution coefficient of the medium (m³/kg)

여기서, Down concrete 에서 원계로 유입되는 Unsaturated flow 또한 식(3.1) 과 동일하게 해석된다..

Table 8 와 9 는 GoldSim 모델에 적용된 값임과 동시에 식(3.1)를 계산하기 위한 정보이며, 그 중 Table 8 는 근계영역에서의 방사성원소에 따른 분배계수를 나타낸다.

Table 8. Near field distribution coefficients (m³/kg)

Element	Non-degraded Vault	Degraded Vault
H	0	0
C	2.0E+00	2.0E-01
Ni	1.0E-01	1.0E-02
Sr	1.0E-03	1.0E-03
Tc	1.0E-03	0
I	1.0E-02	1.0E-03
Cs	2.0E-02	2.0E-02
Pb	5.0E-01	5.0E-02
Po	0	0
Ra	5.0E-02	5.0E-02
Ac	1.0E+00	2.0E-01
Th	5.0E+00	1.0E+00
Pa	5.0E+00	1.0E-01
U	2.0E+00	1.0E-01
Np	5.0E+00	1.0E-01
Pu	5.0E+00	1.0E+00
Am	1.0E+00	2.0E-01

Table 9. Parameter values for the near field

Parameter	Symbol	Units	Value
Depths	D	M	9 (waste) 0.5 (concrete cube)
Darcy Flux	q_{in}	m/yr	
Water-filled porosity	v_w	-	0.2 (both waste and concrete cube)
Bulk density	P	Kg/m ³	1600 (both waste and concrete base)

3. 원계(Far-field) 해석

처분고가 위치한 Vaalputs 지역은 지하 깊이에 따라 총 5종의 지질구조를 가지며 그 종류는 각각 Red sand, Brown Sand, White Kaolinite clay, Weathered granite 의 4종과 기반암인 Fractured Granite 로 구성되었다. 지상으로부터 약 50~70 m 까지는 불포화대로 구성되어 있으며 그 이후로는 Weathered granite로 구성된 포화대가 존재한다.

근계의 Concrete barrier 를 통과한 유입수는 처분시설의 하부에 위치한 원계 영역으로 유입된다. 원계 영역은 크게 불포화대와 포화대로 나누어지는데 같은 지질적 특징을 가지고 있더라도 불포화대에서의 물질의 이동과 포화대에서의 물질은 이동 매커니즘에 차이가 있다. 따라서 본 절에서는 같은 원계에 해당하지만 불포화대와 포화대를 서로 구분하여 설명하였다.

3.1. 불포화대 해석

근계에서 유입된 유입수는 포화대로 진입하기 전 4종의 불포화대를 통과하게 된다. 각각의 4종의 불포화대는 입자의 크기, 화학적 조성 등에 따라 각기 다른 공극률과 밀도, 분배계수를 가진다. Table 10와 11은 4종의 포화대의 특징과 분배계수를 보여준다. Table 10과 11에 제시된 정보는 각 매질을 통과하는 유입량을 결정짓는 중요한 요소가 되며 이를 계산하기 위해서는 앞서 제시한 식 (.3.1)을 통하여 설명할 수 있다. Fig 11은 불포화대에서 각 매체간의 핵종이동 과정을 나타낸다.

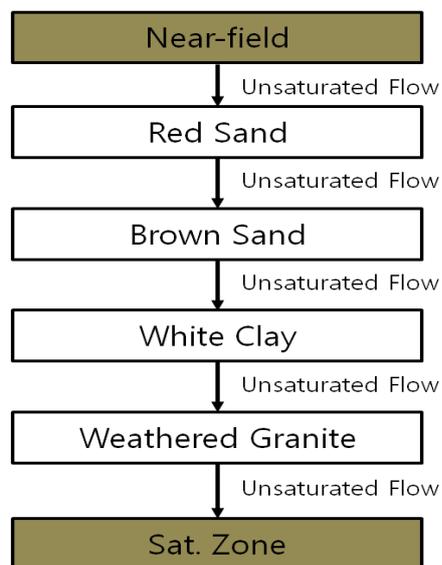


Fig 11. The process of moving radionuclides in the unsaturated zone (far field)

Table 10. Characteristics of unsaturated zone lithologies at vaalputs

Layer	Depth (m)	Hydraulic conductivity (m/yr)	Bulk density (kg/m ³)	Total porosity	Water filled porosity	Dispersivity* (m)
Red sand	2.70	0.91	1989	0.33	0.20	0.27
Brown sand	8.50	2.37	2230	0.41	0.20	0.85
White kaolinite clay	8.00	1.86	2160	0.37	0.20	0.50
Weathered granite	35.80	2.37	1683	0.36	0.20	3.58

*Longitudinal dispersivity

Table 11. Unsaturated zone distribution coefficients (m³/kg)

Element	Red Sand	Brown Sand	White Kaolinite clay	Weathered Granite
H	0	0	0	0
C	5.0E-03	5.0E-03	1.0E-03	5.0E-03
Ni	4.0E-01	4.0E-01	6.0E-01	4.0E-01
Sr	8.0E-03	7.1E-03	8.3E-03	5.5E-03
Tc	1.0E-04	1.0E-04	1.0E-03	1.0E-04
I	1.0E-03	1.0E-03	1.0E-03	1.0E-03
Cs	5.4E-01	3.4E-01	2.2E-01	2.6E-01
Pb	3.0E-01	3.0E-01	5.0E-01	3.0E-01
Po	1.5E-01	1.5E-01	3.0E+00	1.5E-01
Ra	5.0E-01	5.0E-01	9.0E+00	5.0E-01
Ac	3.4E-01	3.4E-01	7.6E+00	3.4E-01
Th	3.0E+00	3.0E+00	6.0E+00	3.0E+00
Pa	3.4E-01	3.4E-01	7.6E+00	3.4E-01
U	2.5E-03	6.8E-03	1.4E-03	3.0E-03
Np	3.4E-01	3.4E-01	7.6E+00	3.4E-01
Pu	3.4E-01	3.4E-01	7.6E+00	3.4E-01
Am	3.4E-01	3.4E-01	7.6E+00	3.4E-01

3.2. 포화대 해석

포화대로 유입되는 유입수는 두 가지가 존재한다. 하나는 불포화대에서 유입되는 유입수이며, 또 다른 하나는 본래 지하수의 주요 지류에 의한 유입이다. 두 가지의 유입로를 통해 포화대에 유입된 유입수는 300 m 길이의 포화대를 지나 최종적으로 우물을 통해 생태계로 누출된다. Fig 12는 포화대에서 각 매체간의 핵종이동 과정을 보여준다.

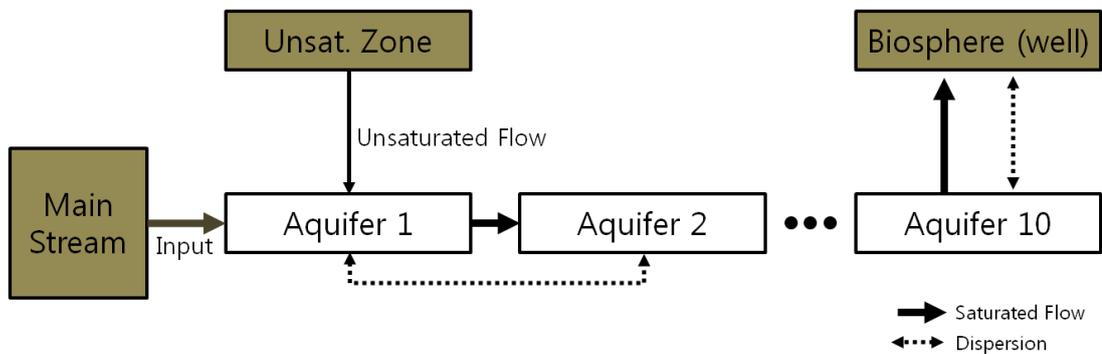


Fig 12. The process of moving radionuclides in the saturated zone (far field)

실제로 포화대에서의 지하수의 유동은 균열을 통한 흐름이다. 본 모델에서는 이러한 일련의 균열을 하나의 유동관으로 표현하여 해석하였다. 이 유동관을 통한 지하수량은 $2160 \text{ m}^3/\text{yr}$ 이며, 부지특성 자료에 따르면 우물로 유입되는 지하수 총량은 $8300 \text{ m}^3/\text{yr}$ 이다. 그러므로 나머지 $6140 \text{ m}^3/\text{yr}$ 는 오염되지 않은 지하수량이며 이는 앞서 설명한 지하수의 주요 지류(Main stream)에 의하여 유입된다고 모사하였다.

포화대에서는 불포화대와 다르게 핵종이 이동이 이류(advection)에 의한 이동 뿐만 아니라 분산(dispersion)에 의한 이동이 고려되어야 한다. 이러한 포화대 내에서의 토양 물질이동 매커니즘을 해석하기 위해서는 포화대 내에서 지하수의

Darcy velocity 를 계산해야 하며, 포화대 내의 지하수의 Darcy velocity (q , m/yr)는 매질의 수리전도도(hydraulic conductivity) 와 지하수의 수리구배(hydraulic gradient)에 의해 계산되며 그 식은 다음과 같다.

$$q = -K \frac{\partial H}{\partial x} \quad (3.3)$$

$\frac{\partial H}{\partial x}$: hydraulic gradient (-)

이렇게 구한 Darcy velocity 를 통해 각각의 구획의 핵종의 운송에 관여하는 3 가지 방법은 다음의 식으로 정의되며 이를 통해 포화대내에서 핵종이동을 해석할 수 있다.

Advective flux from compartment I to compartment j : $\lambda_{A,ij} = \frac{q}{v_w L_i R} \quad (3.4)$

Forward dispersion (i to j) : $\lambda_{D,ij} = \frac{a_x}{\Delta_x} \lambda_{A,ij} \quad (3.5)$

Backward dispersion (j to i) : $\lambda_{D,ji} = \frac{a_x}{\Delta_x} \lambda_{A,ji} \quad (3.6)$

$\lambda_{A,ij}$: the rate of transfer of a contaminant by advection from compartment I to j

$\lambda_{D,ij}$: the rate of transfer of a contaminant by dispersion from compartment I to j

Δ_x : the distance over which the gradient in radionuclide concentration is calculated (m)

a_x : the dispersion length

본 연구에서는 포화대를 모사함에 있어 하나의 Aquifer 안에 10 개 구획 (compartment)이 있다고 모사하였다. Table 12 는 포화대 해석을 위해 필요한 정보이며, Table 13 은 포화대의 방사원소에 따른 분배계수를 나타낸다.

Table 12. Parameter values for the saturated zone

Parameter	Symbol	Units	Value
Lengths of each compartment	$L=\Delta_x$	m	30
Volumes of each compartment	V	m ³	90
Hydraulic conductivity	K	m/yr	1.8E3
Hydraulic gradient	$\partial H/ \partial x$	-	0.1
Water-filled porosity	v_w	-	0.25
Dispersion length	a_x		30
Bulk density	ρ	kg/m ³	2000

Table 13. Saturated zone distribution coefficients (m³/kg)

Element	Sat Weathered Granite	Element	Sat Weathered Granite
H	0	Ra	5.0E-01
C	5.0E-03	Ac	3.4E-01
Ni	4.0E-01	Th	3.0E+00
Sr	5.5E-03	Pa	3.4E-01
Tc	1.0E-04	U	3.0E-03
I	1.0E-03	Np	3.4E-01
Cs	2.6E-01	Pu	3.4E-01
Pb	3.0E-01	Am	3.4E-01
Po	1.5E-01		

4. 생태계(Biosphere) 해석

근계에서 시작된 방사성핵종이 이동은 원계를 거쳐 최종적으로 우물이라는 매체를 통해 생태계로 노출된다. 인간이 이 우물을 통해 음용수로 이용하는 물 소비량은 $0.8 \text{ m}^3/\text{yr}$ (vaalputs data)이며, 이 수준으로 우물의 물을 음용한다면 우리는 다음 식을 통해 인간의 피폭선량을 계산할 수 있다. Table 14는 방사핵종을 직접 섭취하였을 때의 인간의 선량을 평가하기 위한 선량환산인자(Dose coefficient)이다.

$$D_{\text{Water}} = C_{\text{Wat}} \text{Ing}_{\text{Wat}} \text{DC}_{\text{Ing}} \quad (3.7)$$

$$C_{\text{wat}} = \frac{\text{Amount}_{\text{w}}}{\theta_{\text{w}} V_{\text{w}} R_{\text{w}}} \quad (3.8)$$

D_{Water} : 음용수에 섭취에 의한 선량 (Sv y^{-1})

C_{Water} : 물에 녹아있는 방사선 핵종의 농도 (Bq m^{-3})

Amount_{w} : 우물에서 양수한 물에 녹아있는 방사성 핵종량 (Bq)

θ_{w} : 포화대에서의 유효공극률 (-)

V_{w} : 포화대의 체적 (m^3)

R_{w} : 포화대에서의 지연 인자 (-)

Ing_{Out} : 연간 물 섭취량 ($\text{m}^3 \text{y}^{-1}$)

DC_{Exis} : 섭취에 의한 선량환산계수 (Sv Bq^{-1})

Table 14. Dose coefficients for ingestion

Radionuclide	Ingestion (Sv/Bq)	Radionuclide	Ingestion (Sv/Bq)
³ H	1.8E-11	²³⁰ Th	2.1E-07
¹⁴ C	5.8E-10	²³¹ Pa	7.1E-07
⁵⁹ Ni	6.3E-11	²³³ Pa	8.7E-10
⁶³ Ni	1.5E-10	²³³ U	5.1E-08
⁹⁰ Sr	3.1E-08	²³⁴ U	4.9E-08
⁹⁹ Tc	6.4E-10	²³⁵ U	4.7E-08
¹²⁹ I	1.3E-08	²³⁸ U	4.8E-08
¹³⁷ Cs	1.1E-07	²³⁷ Np	1.1E-07
²¹⁰ Pb	6.9E-07	²³⁸ Pu	2.3E-07
²¹⁰ Po	1.2E-06	²³⁹ Pu	2.5E-07
²²⁶ Ra	2.8E-07	²⁴¹ Pu	4.8E-09
²²⁷ Ac	1.2E-06	²⁴¹ Am	2.0E-07

IV. 결과 및 고찰

1. 처분고에서 불포화대로의 핵종이동 해석

Fig 13과 Table 15는 처분고로부터 불포화대로의 핵종 누출률(Flux)를 보여준다.

처분고에 처분된 방사성핵종은 폐쇄후 300년에 처분고가 붕괴되어 핵종의 누출이 시작된다. 방사성핵종은 그 핵종의 분배계수와 반감기에 따라 핵종 누출률이 결정되게 된다. ^3H 과 ^{99}Tc 의 관계를 살펴보면 두 핵종 모두 처분고 매질에 대한 분배계수가 0으로 분배계수가 없으나 반감기는 각각 12.4년, 21만년으로 큰 차이를 보이거나 최종 누출시점이 약 1000년으로 가장 이른 시점에 최종 누출이 확인 되었다. 그 외에 분배계수를 가지는 다른 단붕괴핵종의 관계를 보면 반감기와 복합적인 관계를 나타내긴 하나 핵종의 분배계수가 높을수록 반감기가 짧을수록 최종 누출시점이 빨라지는 것을 확인하였다. 계열붕괴의 핵종 또한 단붕괴핵종과 누출양상이 동일하였으나, 유독 반감기가 짧은 ^{241}Pu 은 다른 핵종에 비해 짧은 반감기를 가지기 때문에 초기에 핵종 누출이 진행되었으나, 처분고 내에 반감기가 긴 ^{241}Pu 계열의 딸핵종들은 잔존하여 평가종료시점인 백만년까지 꾸준히 누출됨을 확인하였다.

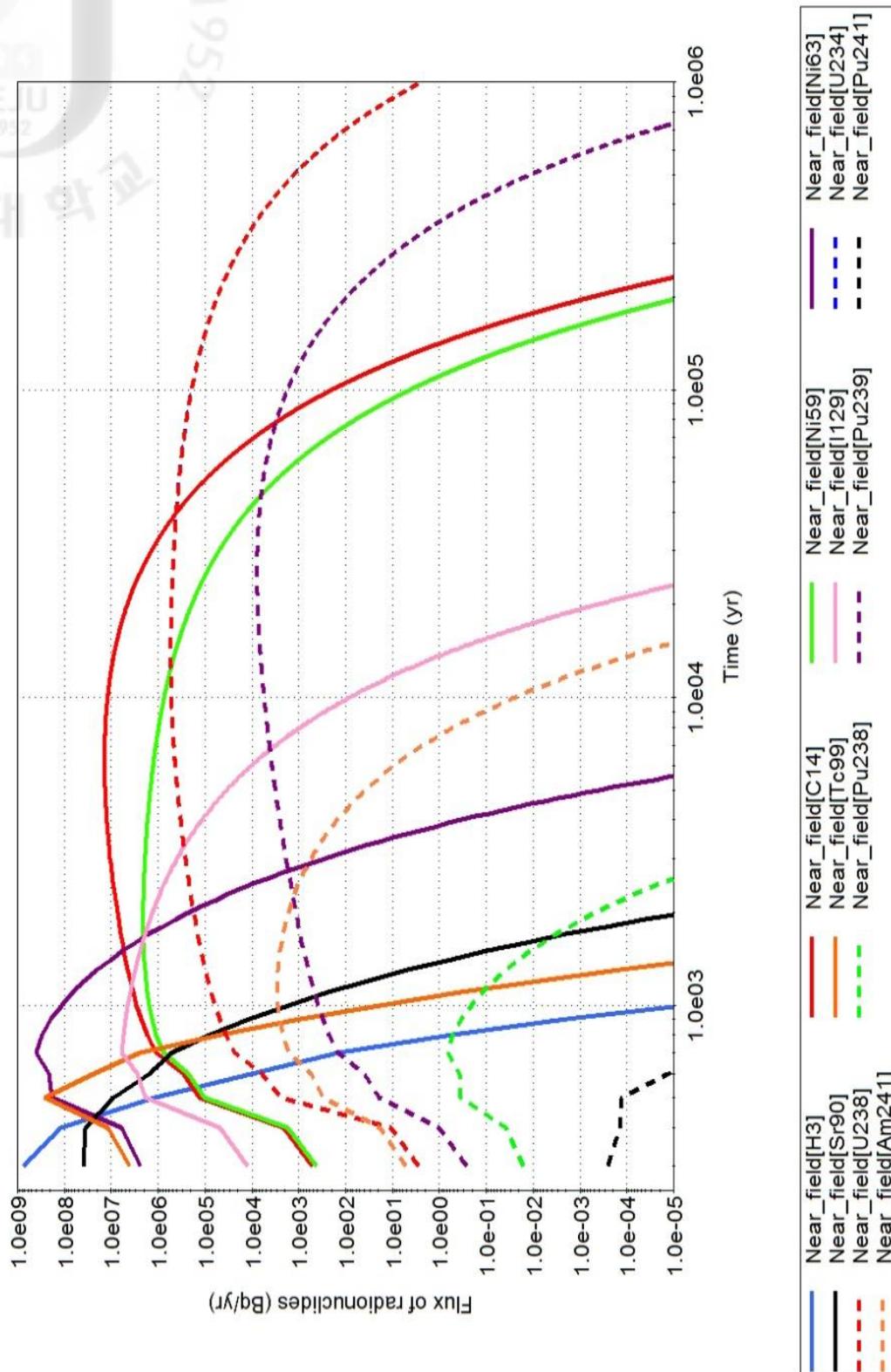


Fig 13. Flux of radionuclides from the repository to the unsaturated zone.

Table 15. Flux of radionuclides from the Repository

Radio-nuclide	Flux 300 y (Bq/yr)	Flux 500 y (Bq/yr)	Flux 10E3 y (Bq/yr)	Flux 10E4 y (Bq/yr)	Flux 10E5 y (Bq/yr)	Flux 10E6 y (Bq/yr)	Peak (Bq/yr)	Peak Time (y)
³ H	7.3E+08	1.1E+06	7.0E-06	-	-	-	7.3E+08	300
¹⁴ C	5.3E+02	1.3E+05	2.8E+06	1.2E+07	2.0E+02	-	1.4E+07	6,300
⁵⁹ Ni	4.4E+02	1.0E+05	1.5E+06	7.4E+05	4.4E+00	-	2.1E+06	1,900
⁶³ Ni	2.4E+06	1.9E+08	1.1E+08	9.0E-19	-	-	3.9E+08	700
⁹⁰ Sr	3.9E+07	8.8E+06	1.6E+03	-	-	-	3.9E+07	300
⁹⁹ Tc	4.1E+06	2.6E+08	1.8E+01	-	-	-	2.6E+08	500
¹³⁷ C	1.2E+07	4.4E+06	4.3E+03	-	-	-	1.4E+07	400
¹²⁹ I	1.2E+04	1.9E+06	4.4E+06	8.3E+01	-	-	6.0E+06	700
²³⁴ U	2.7E+00	2.5E+03	6.2E+04	5.1E+05	1.9E+05	2.5E+00	5.3E+05	14,200
²³⁸ U	2.7E+00	2.5E+03	6.2E+04	5.1E+05	1.9E+05	2.5E+00	5.3E+05	14,200
²³⁸ Pu	1.6E-02	3.6E-01	2.1E-01	2.5E-28	-	-	6.6E-01	700
²³⁹ Pu	2.6E-01	2.0E+01	3.9E+02	5.4E+03	1.7E+03	3.7E-09	7.6E+03	25,700
²⁴¹ Pu	2.6E-04	1.3E-04	4.6E-10	-	-	-	2.6E-04	300
²⁴¹ Am	5.3E+00	3.0E+02	2.8E+03	2.4E-02	-	-	2.8E+03	1,100
²³⁰ Th	1.6E-03	2.7E-01	1.9E+01	3.2E+03	1.9E+04	8.4E+00	1.9E+04	90,800
²²⁶ Ra	7.5E-01	8.7E+00	2.6E+02	6.0E+04	3.6E+05	1.6E+02	3.6E+05	91,800
²¹⁰ Pb	4.7E-02	8.2E+00	2.6E+02	6.0E+04	3.6E+05	1.6E+02	3.6E+05	91,800
²¹⁰ Po	2.2E+04	9.7E+04	1.5E+06	1.1E+08	5.8E+08	2.6E+05	5.9E+08	91,300
²³⁵ U	5.0E-07	6.7E-04	2.8E-02	2.0E+00	5.3E+00	8.4E-05	6.8E+00	53,200
²³¹ Pa	4.4E-10	4.0E-06	3.6E-04	2.4E-01	3.7E+00	8.4E-05	3.7E+00	85,600
²²⁷ Ac	3.5E-09	1.5E-06	1.6E-04	1.2E-01	1.8E+00	4.2E-05	1.9E+00	85,600
²³⁷ Np	4.1E-05	2.0E-01	7.4E+00	8.2E+01	3.0E+01	2.9E-04	8.5E+01	14,200
²³³ Pa	4.0E-05	2.0E-01	7.4E+00	8.2E+01	3.0E+01	2.9E-04	8.5E+01	14,200
²³³ U	1.3E-07	2.8E-04	2.1E-02	3.3E+00	1.1E+01	3.1E-04	1.2E+01	68,500
²²⁹ Th	4.2E-10	1.9E-07	4.4E-05	9.9E-02	1.1E+00	3.5E-05	1.1E+00	80,700

2. 불포화대에서 포화대로의 핵종이동 해석

Fig 14와 Table 16은 불포화대에서 포화대로의 핵종 누출률(Flux) 를 보여준다.

앞서 평가한 처분고에서 불포화대로의 누출률 평가와는 달리 모든 방사성핵종이 포화대로 유입되지 않음을 알 수 있다. 이처럼 포화대로의 유입이 확인되지 않은 핵종은 ^{63}Ni , ^{90}Sr , ^{137}Cs , ^{138}Pu , ^{241}Pu , ^{241}Am 의 핵종이며 이들은 핵종은 모두 짧은 반감기를 가진다는 것이 특징이다. 이러한 결과로 보아 반감기가 짧은 핵종은 55m 의 불포화대를 거쳐 포화대로 진입 전에 모두 붕괴된 것으로 보여진다. 반감기가 짧은 핵종 중 유일하게 12.4년의 반감기를 가지는 ^3H 은 분배계수가 0이기 때문에 포화대로의 유입 진행되었다고 생각된다. 충분히 불포화대를 통과할 수 있는 반감기를 가지는 다른 핵종들은 핵종의 분배계수에 따라 포화대로의 유입 시점이 결정 되었으며 그 중 일정수준 이상의 핵종의 양을 가지는 핵종은 ^{99}Tc , ^{129}I , ^{14}C , ^{238}U 의 핵종들로 Fig 14를 통해 알 수 있듯이 누출률 최대시점이 분배계수에 영향을 받음을 알 수 있다.

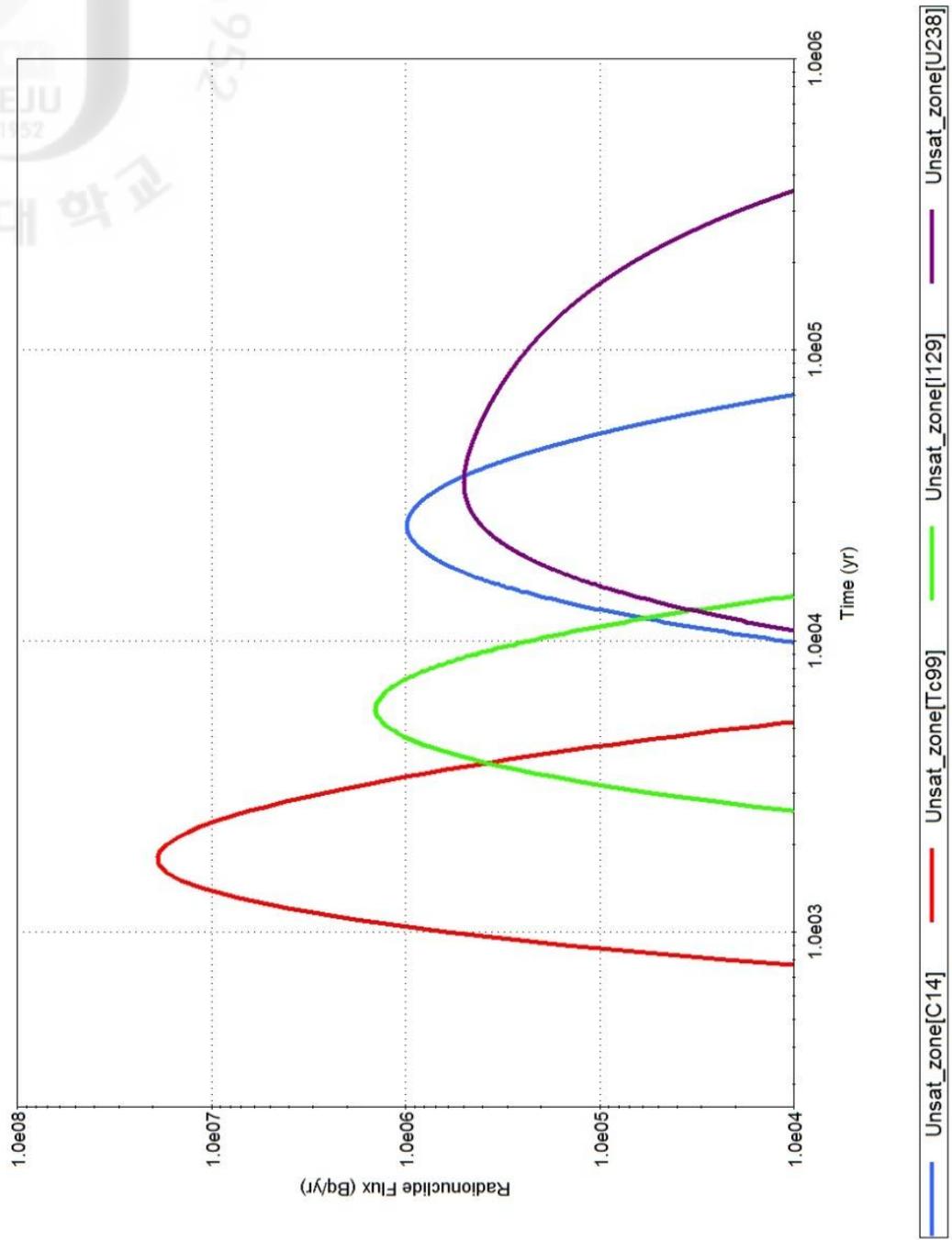


Fig 14. Flux of radionuclides from the unsaturated zone to the saturated zone

Table 16. Flux of radionuclides from the unsaturated zone

Radio-nuclide	Flux At 300 y (Bq/yr)	Flux at 500 y (Bq/yr)	Flux at 10E3 y (Bq/yr)	Flux at 10E4 y (Bq/yr)	Flux at 10E5 y (Bq/yr)	Flux at 10E6 y (Bq/yr)	Peak (Bq/yr)	Peak Time (yr)
³ H	5.1E+02	1.5E+03	6.5E-01	-	-	-	1.6E+03	400
¹⁴ C	-	-	2.7E-24	1.1E+04	2.3E+02	-	9.8E+05	25,000
⁵⁹ Ni	-	-	-	-	1.6E-29	1.0E-01	1.0E-01	982,800
⁶³ Ni	-	-	-	-	-	-	-	-
⁹⁰ Sr	-	-	-	-	-	-	-	-
⁹⁹ Tc	4.4E-04	8.5E-01	6.2E+05	7.6E-02	-	-	1.9E+07	1,800
¹³⁷ Cs	-	-	-	-	-	-	-	-
¹²⁹ I	5.0E-21	2.2E-16	1.4E-05	2.3E+05	-	-	1.4E+06	5,800
²³⁴ U	-	-	1.6E-22	5.0E+03	2.4E+05	3.1E+00	5.0E+05	35,100
²³⁸ U	-	-	1.6E-22	5.0E+03	2.4E+05	3.1E+00	5.0E+05	35,100
²³⁸ U	-	-	1.6E-22	5.0E+03	2.4E+05	3.1E+00	5.0E+05	35,100
²³⁸ Pu	-	-	-	-	-	-	-	-
²³⁹ Pu	-	-	-	-	-	1.2E-18	1.3E-18	923,400
²⁴¹ Pu	-	-	-	-	-	-	-	-
²⁴¹ Am	-	-	-	-	-	-	-	-
²³⁰ Th	-	-	5.7E-29	4.0E-02	1.9E+02	2.4E-01	2.0E+02	116,500
²²⁶ Ra	-	-	5.7E-30	6.3E-02	1.1E+03	1.4E+00	1.2E+03	118,900
²¹⁰ Pb	-	-	5.2E-30	1.0E-01	1.9E+03	2.4E+00	2.0E+03	118,900
²¹⁰ Po	-	-	1.0E-29	2.0E-01	3.8E+03	4.8E+00	3.9E+03	118,900
²³⁵ U	-	-	4.4E-29	4.3E-03	6.2E+00	1.0E-04	6.9E+00	71,200
²³¹ Pa	-	-	-	6.6E-07	4.5E-02	2.2E-06	4.7E-02	120,300
²²⁷ Ac	-	-	-	6.3E-07	4.5E-02	2.2E-06	4.7E-02	120,300
²³⁷ Np	-	-	-	-	-	9.5E-09	9.5E-09	1,000,000
²³³ Pa	-	-	-	-	-	9.5E-09	9.5E-09	1,000,000
²³³ U	-	-	2.3E-29	7.8E-03	3.1E+01	2.4E+01	3.4E+01	170,500
²²⁹ Th	-	-	-	5.5E-07	2.9E-02	2.5E-02	3.4E-02	182,800

3. 생태계(우물) 의 농도 해석

포화대로부터 용출되는 생태계의 구성요소인 우물의 농도를 해석하기 위해서 우물에 각 방사성핵종의 농도를 시간에 따라 살펴보았다. Fig 15와 Table 17은 포화대에서 유입된 핵종으로 인한 우물의 농도를 각기 다른 방식으로 표현하였다. 우물에서의 핵종의 농도는 불포화대에서 포화대로의 핵종 누출률과 그 양상이 흡사함을 알 수 있다. 이는 실질적으로 방사성핵종의 제거는 포화대가 아닌 불포화대가 모든 역할을 한다고 할 수 있다. 불포화대에서의 핵종의 누출 해석과는 다르게 한번 유입된 방사성핵종은 극히 미세한 양이나 평가종료시점인 백만년까지 지하수 내에 용존하고 있는 것으로 해석되었다. 이는 불포화대에서의 핵종의 거동은 이류에 의한 핵종의 이동을 고려하였으나, 포화대에서의 핵종의 이동은 이류의 방향에 역행하여 진행할 수 있는 분산의 방법에 기인하여 이러한 특징이 나타나는 것으로 해석된다.

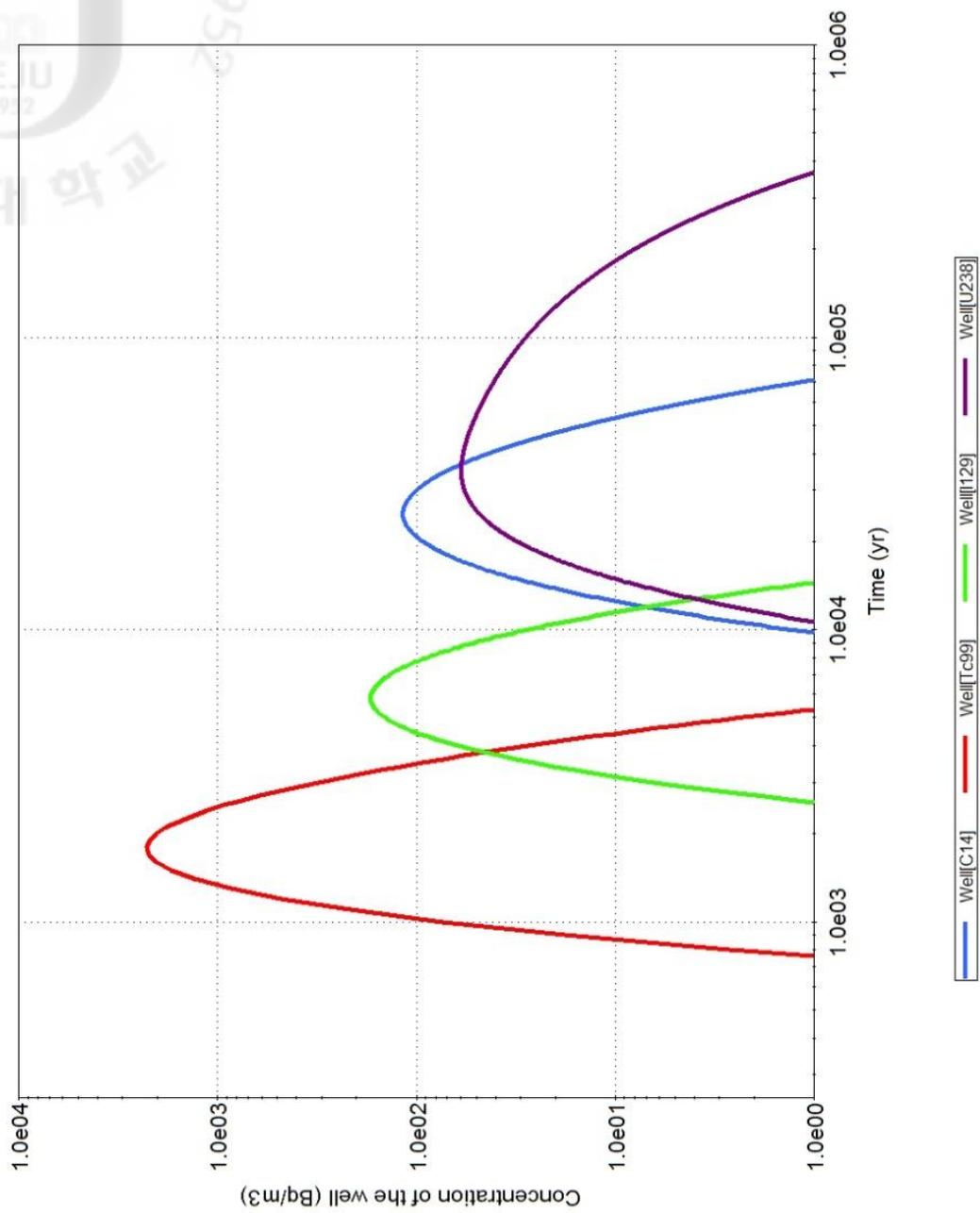


Fig 15. Well water concentrations.

Table 17. Well water concentrations

Radio-nuclide	Flux At 300 y (Bq/m ³)	Flux at 500 y (Bq/yr)	Flux at 10E3 y (Bq/yr)	Flux at 10E4 y (Bq/yr)	Flux at 10E5 y (Bq/yr)	Flux at 10E6 y (Bq/yr)	Peak (Bq/yr)	Peak Time (yr)
³ H	6.0E-02	1.8E-01	7.7E-05	1.6E-09	1.6E-09	1.6E-09	1.9E-01	400
¹⁴ C	-	-	-	1.4E+00	2.8E-02	2.1E-18	1.2E+02	25,000
⁵⁹ Ni	-	-	-	-	-	1.2E-05	1.2E-05	982,900
⁶³ Ni	-	-	-	-	-	-	-	-
⁹⁰ Sr	-	-	-	-	-	-	-	-
⁹⁹ Tc	5.2E-08	1.0E-04	7.4E+01	9.0E-06	1.2E-23	1.2E-23	2.3E+03	1,800
¹³⁷ Cs	-	-	-	-	-	-	-	-
¹²⁹ I	-	-	1.7E-09	2.7E+01	8.9E-22	8.9E-22	1.7E+02	5,800
²³⁴ U	-	-	-	5.9E-01	2.8E+01	3.7E-04	5.9E+01	35,100
²³⁸ U	-	-	-	5.9E-01	2.8E+01	3.7E-04	5.9E+01	35,100
²³⁸ Pu	-	-	-	-	-	-	-	-
²³⁹ Pu	-	-	-	-	-	1.4E-22	1.6E-22	923,400
²⁴¹ Pu	-	-	-	-	-	-	-	-
²⁴¹ Am	-	-	-	-	-	-	-	-
²³⁰ Th	-	-	-	5.1E-06	2.3E-02	2.8E-05	2.3E-02	116,500
²²⁶ Ra	-	-	-	7.8E-06	1.4E-01	1.7E-04	1.4E-01	118,800
²¹⁰ Po	-	-	-	2.5E-05	4.5E-01	5.7E-04	4.7E-01	118,900
²¹⁰ Pb	-	-	-	1.2E-05	2.3E-01	2.9E-04	2.3E-01	118,900
²³⁵ U	-	-	-	5.1E-07	7.4E-04	1.2E-08	8.3E-04	71,200
²³¹ Pa	-	-	-	8.2E-11	5.3E-06	2.7E-10	5.6E-06	120,200
²²⁷ Ac	-	-	-	7.9E-11	5.3E-06	2.7E-10	5.6E-06	120,300
²³⁷ Np	-	-	-	-	-	1.1E-12	1.1E-12	1,000,000
²³³ Pa	-	-	-	-	-	1.1E-12	1.1E-12	1,000,000
²³³ U	-	-	-	9.3E-07	3.6E-03	2.9E-03	4.0E-03	170,500
²²⁹ Th	-	-	-	6.9E-11	3.5E-06	3.0E-06	4.1E-06	182,800

4. 우물 음용에 따른 선량평가 해석

Fig 16와 Table 18은 우물의 농도를 인간이 음용 하였을 때, 각 방사핵종에 따른 피폭선량 평가 결과이다. Fig 16.을 통해 알 수 있듯이 비교적 조기에 우물로 유입된 ^{99}Tc , ^{129}I 핵종이 폐쇄후 만년까지 인간 피폭에 가장 큰 영향을 주는 핵종으로 분석 되었으며, 만년 이후에 단봉피핵종인 ^{14}C 뿐만 아니라, U, Pu 의 계열붕괴 핵종들이 차례로 유입됨에 따라 인간의 피폭을 야기하게 된다. 핵종의 피폭의 정도는 방사성핵종의 농도와 함께 각 핵종의 선량환산인자에 기인하며 이는 ^{99}Tc ($6.4\text{E}-10$ Sv/Bq)과 ^{129}I ($1.3\text{E}-08$ Sv/Bq)의 관계와 ^{238}U 의 딸핵종인 ^{210}Po , ^{210}Pb , ^{226}Ra , ^{230}Th 의 높은 선량환산인자를 가지는 핵종의 피폭의 기여도를 통해서도 확인할 수 있다. 종합적으로 선량의 최고 정점 지점은 총 3군데가 확인되나 피폭 선량이 가장 최대인 영역은 ^{129}I 피크가 확인되는 5,800년 경이며, 이 때 모든 핵종으로 인한 피폭선량은 $1.5\text{E}-05$ Sv/yr 수준으로 확인되었다.

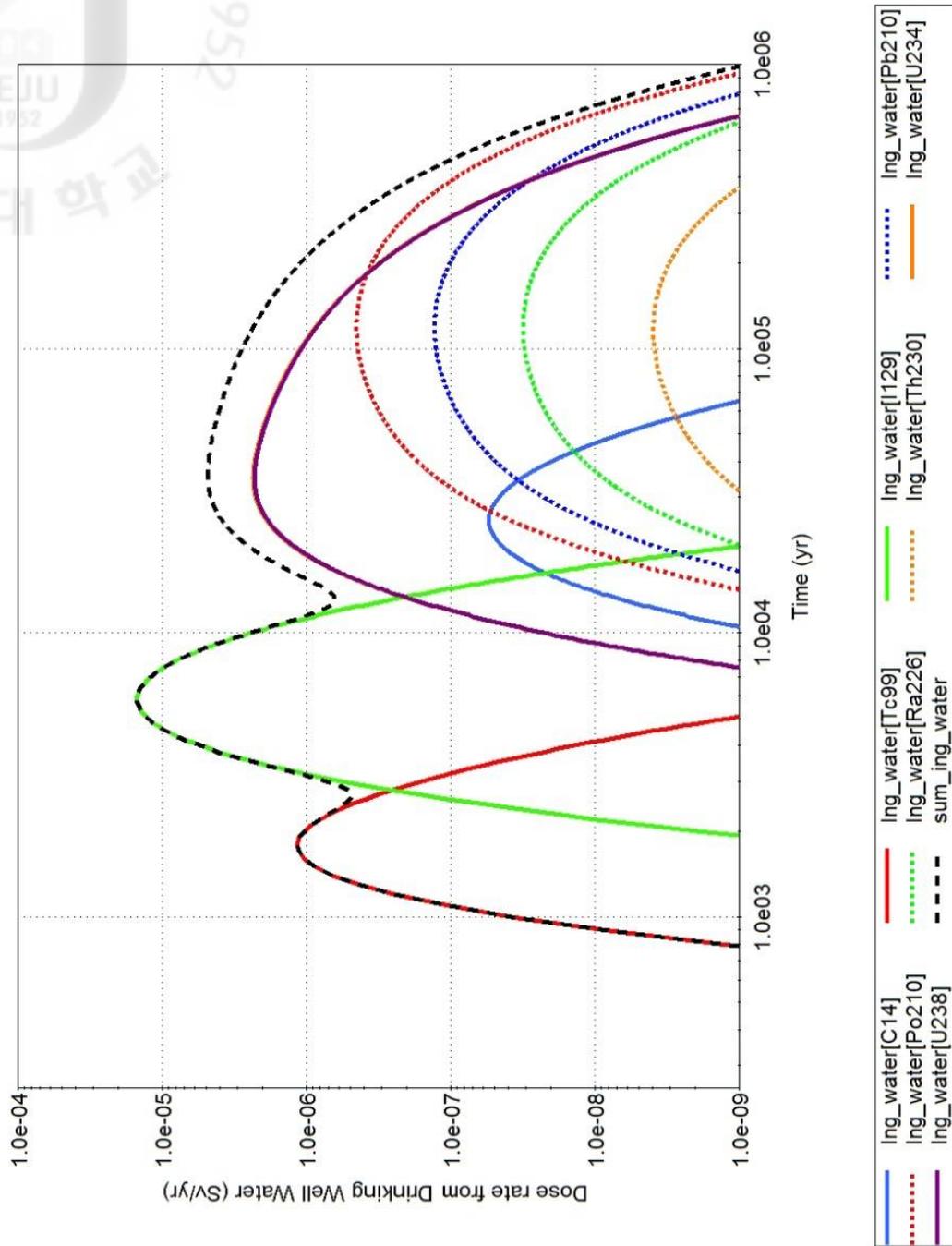


Fig 16. Dose from drinking well water

Table 18. Individual dose from drinking water.

Radio-nuclide	Dose 300 y (Sv/yr)	Dose 500 y (Sv/yr)	Dose 10E3 y (Sv/yr)	Dose 10E4 y (Sv/yr)	Dose 10E5 y (Sv/yr)	Dose 10E6 y (Sv/yr)	Peak Dose (Sv/yr)	Peak Time (yr)
³ H	8.7E-13	2.6E-12	1.1E-15	2.3E-20	2.3E-20	2.3E-20	2.7E-12	400
¹⁴ C	-	-	-	6.3E-10	1.3E-11	9.7E-28	5.4E-08	25,000
⁵⁹ Ni	-	-	-	-	-	6.0E-16	6.0E-16	982,800
⁶³ Ni	-	-	-	-	-	-	-	-
⁹⁰ Sr	-	-	-	-	-	-	-	-
⁹⁹ Tc	2.7E-17	5.2E-14	3.8E-08	4.6E-15	-	-	1.2E-06	1,800
¹³⁷ Cs	-	-	-	-	-	-	-	-
¹²⁹ I	-	-	1.5E-16	2.4E-06	7.8E-29	7.8E-29	1.5E-05	5,800
²³⁴ U	-	-	-	2.3E-08	1.1E-06	1.4E-11	2.3E-06	35,100
²³⁸ U	-	-	-	2.3E-08	1.1E-06	1.4E-11	2.3E-06	35,100
²³⁸ Pu	-	-	-	-	-	-	-	-
²³⁹ Pu	-	-	-	-	-	2.8E-29	3.2E-29	923,400
²⁴¹ Pu	-	-	-	-	-	-	-	-
²⁴¹ Am	-	-	-	-	-	-	-	-
²³⁰ Th	-	-	-	8.6E-13	3.8E-09	4.7E-12	3.9E-09	116,500
²²⁶ Ra	-	-	-	1.8E-12	3.1E-08	3.9E-11	3.1E-08	118,900
²¹⁰ Pb	-	-	-	6.9E-12	1.3E-07	1.6E-10	1.3E-07	118,900
²¹⁰ Po	-	-	-	2.4E-11	4.4E-07	5.5E-10	4.5E-07	118,900
²³⁵ U	-	-	-	1.9E-14	2.8E-11	4.6E-16	3.1E-11	71,200
²³¹ Pa	-	-	-	4.7E-17	3.0E-12	1.5E-16	3.2E-12	120,200
²²⁷ Ac	-	-	-	7.5E-17	5.1E-12	2.6E-16	5.4E-12	120,300
²³⁷ Np	-	-	-	-	-	1.0E-19	1.0E-19	1,000,000
²³³ Pa	-	-	-	-	-	7.9E-22	7.9E-22	1,000,000
²³³ U	-	-	-	3.8E-14	1.5E-10	1.2E-10	1.6E-10	170,500
²²⁹ Th	-	-	-	3.4E-17	1.7E-12	1.4E-12	2.0E-12	182,800
Total	8.7E-13	2.7E-12	3.8E-08	2.4E-06	2.8E-06	9.0E-10	1.5E-05	5,800

5. 연구 결과의 상호비교

Vault test case 는 IAEA 기준 천층 모델로 GoldSim 이 아닌 MASCOT, AMBER 등의 다른 처분안전성평가 프로그램으로 연구가 진행된 바 있다. 본 절에서는 앞서 GoldSim 을 통해 얻은 해석결과를 MASCOT, AMBER 프로그램을 통해 얻어진 결과와 비교하였다.

Table 19 는 AMBER(Philip Maul, 2004)의 vault test case 의 평가 내용과 본 연구에서 사용된 GoldSim 을 이용한 평가 결과를 비교하였다. 전체적으로 각 지점에서 누출되는 핵종이 이동이 비슷한 양상을 보였으나, 처분고에서 불포화대로의 핵종 누출량이 사뭇 다름을 확인하였다. 이는 AMBER 에서는 처분고 시스템을 모사함에 있어 본 시스템과는 달리 처분고의 열화에 따른 분배계수의 변화와 Multiple layer 파괴에 의한 강우량의 변화를 시간에 따라 직선적으로 변화도록 하였기 때문으로 해석된다. (본 연구에서는 점층적 방법으로 변화함.)

Table 20 에서 23 까지는 MASCOT 와 AMBER 로 수행된 연구 평가 결과(IAEA, 2004)와 GoldSim 평가결과를 각 지점의 주요 관심 핵종에 대하여 최대값 중심으로 평가한 표이다. 모든 지점에서 GoldSim 을 이용한 평가가 MASCOT, AMBER 와의 평가보다 피크의 출현 시점이 빠르고, 최대 지점의 누출률 및 농도가 다소 높게 측정됨을 확인하였다. 또한, GoldSim 의 평가결과를 비교해보면 최대값 출현시점과 그 값이 MASCOT 보다 AMBER 와 더욱 일치함을 알 수 있다.

Table 19. Comparison of the results of GoldSim and AMBER for flux of radionuclides at each point.

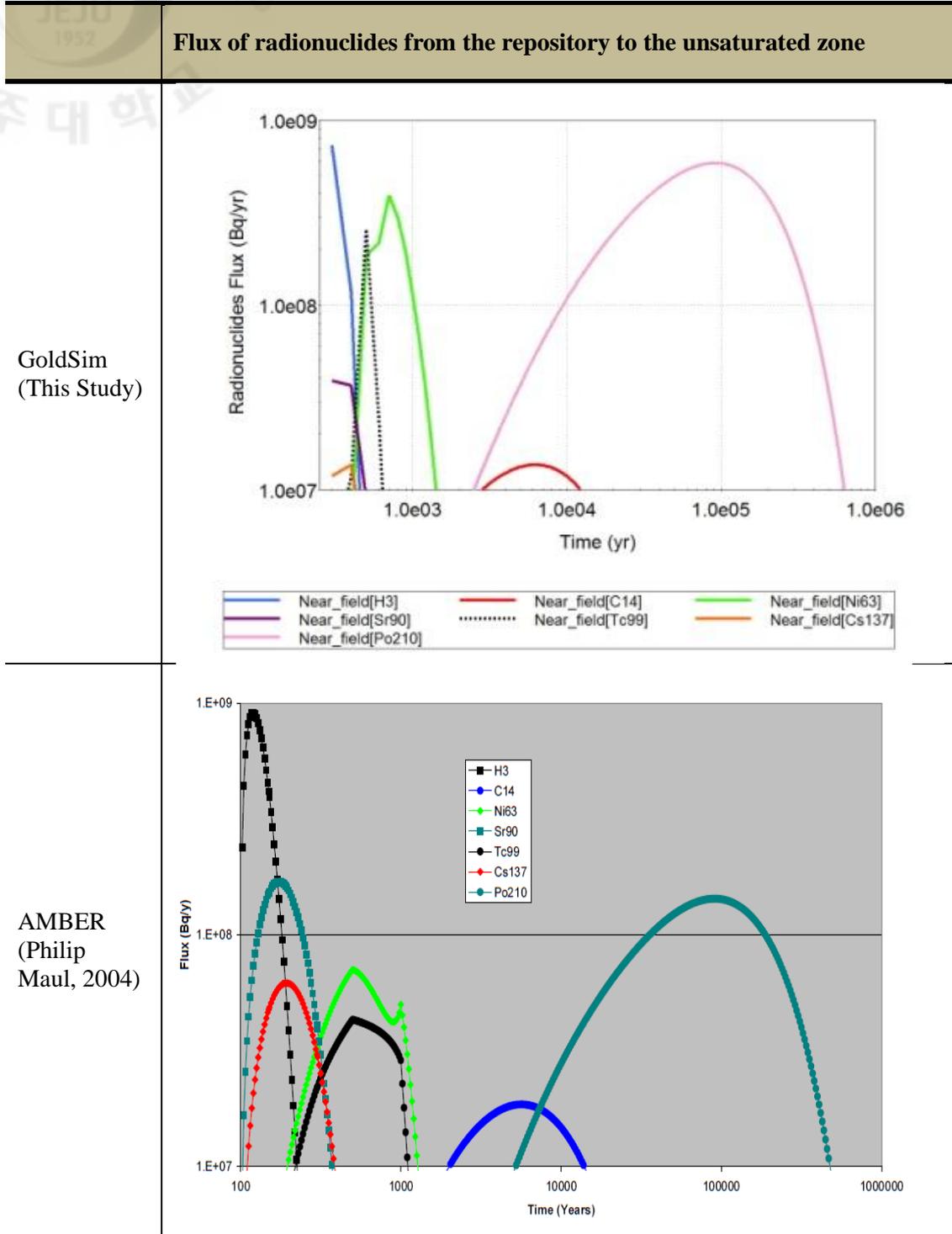


Table 19. Comparison of the results of GoldSim and AMBER for flux of radionuclides at each point. (continue.)

Flux of radionuclides from the unsaturated zone to the saturated zone	
GoldSim (This Study)	
AMBER (Philip Maul, 2004)	

Table 19. Comparison of the results of GoldSim and AMBER for flux of radionuclides at each point. (continue.)

Concentration of the well	
GoldSim (This Study)	
AMBER (Philip Maul, 2004)	

Table 20. Comparison of the results of GoldSim, MASCOT and AMBER for timing and magnitude of peak flux from repository to unsaturated zone.

Radio-nuclide	GoldSim [This study]		MASCOT [IAEA]		AMBER [IAEA]	
	Time (yr)	Peak Flux (Bq/yr)	Time (yr)	Peak Flux (Bq/yr)	Time (yr)	Peak Flux (Bq/yr)
³ H	300	7.3E+8	320	1.1E+4	200	2.2 E+7
¹⁴ C	6,300	1.4E+7	8,600	7.7E+6	7,000	7.7 E+6
⁵⁹ Ni	1,900	2.1E+6	6,100	1.7E+6	3,000	1.8 E+6
⁶³ Ni	700	3.9E+8	700	4.4E+7	500	2.2 E+7
⁹⁰ Sr	300	3.9E+7	520	1.7E+5	200	5.1 E+7
⁹⁹ Tc	500	2.6E+8	520	1.4E+8	600	4.4 E+7
¹²⁹ I	700	6.0E+6	1000	5.5E+6	1,000	4.7 E+6
¹³⁷ Cs	400	1.4E+7	540	2.3 E+3	200	1.9 E+7
²³⁴ U	14,200	5.3E+5	42,000	5.4 E+5	20,000	4.5 E+5
²³⁸ U	14,200	5.3E+5	42,000	5.4 E+5	20,000	4.7 E+5
²³⁸ Pu	700	6.6E-01	1,100	1.1 E-6	500	1.1 E-1
²³⁹ Pu	25,700	7.6E+3	34,000	4.4 E+3	30,000	4.4 E+3
²⁴¹ Pu	300	2.6E-4	520	6.3 E-16	200	2.1 E-4
²⁴¹ Am	1100	2.8E+3	2,400	1.3 E+2	1,000	4.7 E+2

Table 21. Comparison of the results of GoldSim, MASCOT and AMBER for timing and magnitude of peak flux from unsaturated zone to saturated zone.

Radio-nuclide	GoldSim [This study]		MASCOT [IAEA]		AMBER [IAEA]	
	Time (yr)	Peak Flux (Bq/yr)	Time (yr)	Peak Flux (Bq/yr)	Time (yr)	Peak Flux (Bq/yr)
¹⁴ C	25,000	9.8E+5	31,000	3.3E+5	30,000	3.7 E+5
⁹⁹ Tc	1,800	1.9E+7	2,500	1.8E+7	2,500	1.9 E+7
¹²⁹ I	5,800	1.4E+6	6,900	1.3 E+6	8,000	1.4 E+6
²³⁴ U	35,100	5.0E+5	65,000	5.2 E+5	40,000	4.1 E+5
²³⁸ U	35,100	5.0E+5	65,000	5.2 E+5	50,000	4.6 E+5

Table 22. Comparison of the results of GoldSim, MASCOT and AMBER for timing and magnitude of peak concentration from well.

Radio-nuclide	GoldSim [This study]		MASCOT [IAEA]		AMBER [IAEA]	
	Time (yr)	Peak Concentration (Bq/m ³)	Time (yr)	Peak Concentration (Bq/m ³)	Time (yr)	Peak Concentration (Bq/m ³)
¹⁴ C	25,000	1.2E+2	31,000	6.7E+1	30,000	4.4 E+1
⁹⁹ Tc	1800	2.3E+3	2,400	3.7 E+3	2,500	2.2 E+3
¹²⁹ I	5,800	1.7E+2	7,000	2.7 E+2	8,000	1.7 E+2
²³⁴ U	35,100	5.9E+1	73,000	1.3 E+2	50,000	5.5 E+1
²³⁸ U	35,100	5.9E+1	59,000	1.1 E+2	50,000	5.5 E+1
²³⁰ Th	116,500	2.3E-2	120,000	1.6 E-1	100,000	2.3 E-2
²²⁶ Ra	118,800	1.4E-1	120,000	2.8 E+0	100,000	1.4 E-1
²¹⁰ Pb	118,900	2.3E-1	120,000	9.3 E+0	100,000	2.3 E-1
²¹⁰ Po	118,900	4.7E-1	120,000	4.0 E+0	100,000	4.6 E-1

Table 23. Comparison of the results of GoldSim, MASCOT and AMBER for timing and magnitude of peak individual dose from drinking water.

Radio-nuclide	GoldSim [This study]		MASCOT [IAEA]		AMBER [IAEA]	
	Time (yr)	Peak Dose from Drinking Water (Sv/yr)	Time (yr)	Peak Dose from Drinking Water (Sv/yr)	Time (yr)	Peak Dose from Drinking Water (Sv/yr)
¹⁴ C	25,000	5.4E-8	31,000	3.1E-8	30,000	2.1 E-8
⁹⁹ Tc	1,800	1.2E-6	2,400	1.9 E-6	2,500	1.2 E-6
¹²⁹ I	5,800	1.5E-5	7,000	2.3 E-5	8,000	1.5 E-5
²³⁴ U	35,200	2.3E-6	73,000	4.2 E-6	50,000	2.2 E-6
²³⁸ U	35,100	2.3E-6	59,000	4.1 E-6	50,000	2.4 E-6
²³⁰ Th	116,500	3.9E-9	120,000	2.7 E-8	100,000	3.9 E-9
²²⁶ Ra	118,900	3.1E-8	120,000	6.4 E-7	100,000	3.1 E-9
²¹⁰ Pb	118,900	1.3E-7	120,000	5.2 E-6	100,000	1.3 E-7
²¹⁰ Po	118,900	4.5E-7	120,000	3.9 E-5	100,000	4.4 E-7
Total	5,800	1.5E-5	7,000	2.4E-5	8,000	1.5 E-5

V. 결 론

본 연구에서는 유동해석이 위한 처분안전성평가 프로그램인 GoldSim을 이용하여 IAEA 에서 제시하는 천층 처분 표준 모델인 Vault test Case (Vaalputs 처분시설, 남아프리카공화국) 모델링하여 폐기물내의 방사성핵종의 유동 특성을 해석하고 최종적으로 인간이 지하수 음용 시나리오에 의해 피폭되는 선량을 계산하였다.

처분시설을 평가하기 위한 GoldSim모델은 크게 근계, 원계, 생태계 나누어 각 구성요소를 설정하였으며 토양 내 핵종이동과 지하수 유동의 방법론을 설정하고 모델에 적용하였다. 본 모델은 방사성핵종의 유출입이 전적으로 처분고에 저장되는 방사성폐기물에 기인한다. 따라서, 처분고와 처분고의 핵종누출을 최소화 하기 위한 공학적 방벽에 대한 모사가 그 무엇보다도 중요하다. 본 연구에서는 공학적 방벽에 해당하는 Multiple layer와 Concrete Barrier의 시간 경과에 따른 파손의 정도를 부여하여 그와 관련된 강우의 유입량과 처분고의 분배계수의 변화를 모델에 적용하였다. 이렇게 완성된 모델을 통해 처분고에서 불포화대로의 핵종 누출, 불포화대에서 포화대로의 핵종 누출, 포화대에서 용출되는 우물의 농도, 우물수의 음용에 따른 피폭선량을 해석하였다.

핵종의 누출율로 본 처분고에서 불포화대로의 핵종의 이동은 공학적 방벽이 기능을 상실하는 폐쇄후 300년부터 모든 방사성핵종이 누출이 진행되며, 핵종 이동의 특징은 핵종의 매질에 대한 분배계수 뿐만 아니라 핵종이 가지는 반감기에 크게 의존 하는 것으로 판단된다. 이 중에서도 비슷하거나 동일한 분배계수를 가지는 핵종을 비교해 보면 반감기가 짧으면 핵종이 누출이 조기에 종료되며 이는 처분고 내에서 붕괴되기 때문이다. 이러한 특성은 불포화대에서 포화대에서의 누출에서도 확인 할 수 있는데, 실제로 반감기가 100년 이내의 짧은 핵종(^{63}Ni , ^{90}Sr ,

^{137}Cs , ^{138}Pu , ^{241}Pu)은 포화대로의 유입이 없으며, 위 핵종을 제외한 나머지 초기핵종(^{241}Am 제외)과 그 딸핵종들은 분배계수에 따라 순차적으로 유입이 확인 되었다. 이러한 특징으로 보아 처분고에서 누출된 핵종 중 반감기가 짧은 핵종은 55m의 불포화대를 통과하는 과정에서 모두 붕괴되었음을 알 수 있다. 최종적으로 불포화대를 통과한 방사성 핵종은 포화대를 거쳐 우물로 노출되며, 우물수를 일정량 섭취하였을 때 선량평가 결과를 보면 약 1,800년, 5,800년, 25,000년 경에 최대값을 가졌는데, 그 중 ^{129}I 의 피크가 발생한 5,800년의 인간의 피폭이 가장 높은 수준으로 $1.5 \mu\text{Sv/yr}$ 으로 확인 되었다. 이는 다른 피폭경로를 고려하더라도 직접 섭취에 의한 피폭이 가장 큰 피폭 경로이며 이러한 점을 고려해 볼 때, 국내 중저준위 방사성폐기물 처분시설 성능목표치인 0.1 mSv/yr 에 못 미치는 수준으로 평가 된다.

본 연구에서는 최종적으로 IAEA 표준모델인 Vault test case 에 대하여 GoldSim 통해 도출된 결과와 동일한 모델을 MASCOT와 AMBER와 같은 다른 평가 프로그램과 상호비교하여 차이점을 확인하였다. 그 결과 본 연구에서 사용된 GoldSim 프로그램은 다른 두 코드에 비해 거의 모든 지점에서 핵종의 유입시점이 상대적으로 빠르고 핵종의 유입량 다소 높았음을 확인하였다. 이는 처분고의 열화시점 및 해석방법의 차이에 기인한 것으로 보이며, 실제로 전체 핵종 분포의 양상은 GoldSim 과 MASCOT, AMBER 모두 흡사함을 확인하였다. 그 중에서도 AMBER 와 GoldSim 의 음용수 시나리오의 선량평가를 보면 선량률이 상호간 아주 일치함을 알 수 있다.

VI. 참고문헌

B.Batandjieva, C. Torres-Vidal (2002) “improvement of safety assessment methodologies for near surface disposal facilities” WM’02 conference

DongWon Lee, ChangLak Kim, JooWan Park (2001) “Development of reference scenarios based on FEPs and interaction Matrix for the near-surface LILW repository” J. Korea Nuclear Society, Vol.33, Num 5 : 539-546

GoldSim (2009) “GoldSim Contaminant Transport Module User’s Guide” Version 5.0

GoldSim (2010) “GoldSim User’s Guide” Version 10.5, Vol.1,2

Hyun Joo Kim, Joo-Wan Park, Chang-Lack Kim (2002) “Safety Assessment for LILW Near-Surface Disposal Facility Using the IAEA Reference Model and MASCOT Program” J.Korea. Asso. Radiation Protection, Vol.27 : 111-120

International Atomic Energy Agency (2001) “Technical considerations in the design of near surface disposal facilities for radioactive waste” IAEA-TECDOC-1256

International Atomic Energy Agency (2002) “Safety Assessment of Near Surface Low and Intermediate Level Radioactive Waste Disposal Facilities : Exercise Notes” Version 2.0

International Atomic Energy Agency (2004) “Safety Assessment Methodologies for Near Surface Disposal Facilities” Vol 1,2

Jin Beak Park, Joo-Won Park, Eun-Young Lee, Chang-Lak Kim (2003) “Experiences from the source-term analysis of a low and intermediate level radwaste disposal facility” WM’03 conference

Joo Wan Park, Keun Moo Chang, Chang Lak Kim (2002) “A Case Study on the Safety Assessment for Groundwater Pathway in a Near-Surface Radioactive Waste Disposal Facility” J. Korean Nuclear Society, Vol. 34, Num 3 : 232-241

J.W.Park, C.L.Kim, J.B.Park, E.Y.Lee (2003) “Development of a quality assurance safety assessment database for near surface radioactive waste disposal” J. Korean Nuclear Society, Vol. 35, Num 6 : 556-565

Philip Maul, Peter Robinson, Robert Broed, Rodolfo Avila (2004) “Further AMBER and Ecolego Intercomparisons” Swedish Radiation Protection Authority report

R.N.Nair, T.M. Krishnamoorthy (1999) “Probabilistic safety assessment model for near surface radioactive waste disposal facilities” Environmental Modelling & software 14 : 447-460

Youn Myoung Lee, Yongsoo Hwang (2009) “A GoldSim model for the safety assessment of an HLW repository” Progress in Nuclear Energy 51 : 746-759

Youn Myoung Lee, Jongtae Jeong (2011) “Evaluation of nuclide release scenarios for a hypothetical LILW repository” Progress in Nuclear Energy 53 : 760-774

감사의 글

저의 석사과정 마무리 즈음에, 변함없는 모습으로 저를 지켜보고 계신 모든 분들께 감사 드리며 부족하나마 석사과정 마지막 결실인 졸업논문의 한편에 감사의 글로 저의 마음을 대신하고자 합니다.

먼저, 대학원 생활 동안 따뜻하게 때로는 확실하게 학문의 길과 방향에 대해 항상 아낌없이 알려주시던 지도교수 박재우 교수님의 은혜에 진심으로 감사드립니다. 앞으로도 열심히 하여 미력하나마 은혜에 보답하는 훌륭한 제자가 되겠습니다. 그리고, 학부시절부터 2 년여 대학원 생활까지 각별한 사랑으로 기본적 소양과 학문적 지도 편달을 아낌없이 해주신 이윤준 교수님, 이현주 교수님, 천원기 교수님, 김남진 교수님께 감사를 드립니다. 무엇보다도 논문 심사를 맡아 꼼꼼히 지도하여 주신 김신 교수님과 지속적인 관심과 세심한 배려로 많은 것을 가르쳐주신 정범진 교수님께 이 자리를 빌어 감사 드립니다.

또한 대학원 생활 동안 열정적이면서도 터프함으로 항상 곁에서 저에게 아낌없는 충고와 논문에 대한 조언을 해주시고 저에게 여러 가지 학문적 가치를 가르쳐주신 강태우박사님에게도 감사하다는 말씀을 드립니다.

저의 대학생활의 전부인 RI 실험실에게도 고맙다는 말을 하고 싶습니다. RI 실험실은 저에게 훌륭한 지도교수님과 좋은 선배님과 든든한 후배, 그리고 많은 학문적 지식을 소개시켜준 매개체이며, 저의 애정과 열정이 녹아있는 공간이었습니다.

마지막으로 항상 곁에서 큰 힘이 되어준 사랑하는 은영이와 철없는 작은 아들이 지금 이 자리에 있기 까지 지켜봐 주시고 제 의견을 존중해주신 아버지, 어머니와 가족분들께 감사의 마음을 담아 이 논문을 바치겠습니다.