

A Safety Assessment for the Wolsong LILW Disposal Center: As a part of safety case for the first stage disposal

월성원자력환경관리센터의 폐쇄후 처분안전성평가 : 1단계 인허가 적용사례를 중심으로

Joo Wan Park¹⁾, Jeong-Hyun Yoon and Chang-Lak Kim

Nuclear Engineering & Technology Institute, Korea Hydro & Nuclear Power Co., Ltd.

박주완¹⁾, 윤정현, 김창락

한국수력원자력(주) 원자력발전기술원, 대전광역시 유성구 장동 25-1

(Received November 20, 2008 / Revised December 04, 2008 / Approved December 16, 2008)

Abstract

Post-closure safety assessment for the Wolsong Low- and Intermediate-level radioactive waste Disposal Center is described. Based on assessment context, closure concept and ground water flow characteristics of the disposal site, brief descriptions are included on the assessment scenarios, models, input parameters and tools. Radionuclide transport modeling in the near-field and far-field, gas generation and transport modeling, human intrusion and biosphere transport are also described briefly. Assessment results for each scenarios are shown to meet the performance criteria of regulatory body. Further and continuous efforts to improve the safety of disposal facility will be made during the construction and operational period.

Key words : Low- and Intermediate-level Radioactive Waste (LILW), Wolsong LILW Disposal Center, Post-closure Safety Assessment

요 약

중저준위 방사성폐기물의 영구처분을 위하여 건설되는 월성원자력환경관리센터의 1단계 폐쇄후 안전성평가에 대하여 기술하였다. 처분시설의 건설운영허가를 위하여 작성된 안전성평가에 대하여 평가개요, 처분시설의 폐쇄개념, 처분부지에 대한 지하수 유동특성을 이용하여 평가를 위한 시나리오의 개발과정과 도출된 평가대상 시나리오에 대한 개념을 기술하였다. 폐쇄후 안전성평가 모델링을 위한 평가도구, 입력인자와 개별 시나리오에 대한 핵종누출 모델링, 기체

1) Corresponding Author. E-mail : p5j9w@khnp.co.kr

발생 및 기체이동 모델링, 인간침입 모델링과 생태계 모델링에 대하여 기술하였다. 처분시설의 폐쇄후 안전성 평가시나리오에 대하여 국내 규제치를 만족하는 것으로 평가되었으며 향후 처분 시설 안전성에 대한 불확실성 저감과 신뢰성 증진을 위한 노력을 지속적으로 수행할 예정이다.

중심단어 : 중저준위 방사성폐기물, 월성원자력환경관리센터, 폐쇄후 처분안전성평가

I. 서론

가. 처분시설 현황

우리나라의 중저준위 방사성폐기물은 원자력발전소, 산업체, 병원 등의 동위원소이용기관 그리고 한국 원자력연구원을 포함한 국내 연구기관 및 한전원자력연료(주)에서 발생하고 있다. 2007년 말 현재 원자력 발전소 등에서 저장 중인 중저준위 방사성폐기물은 200 L 드럼을 환산기준으로 100,027 드럼이며 전체 저장용량의 75% 가량을 차지하고 있다.

이러한 중저준위 방사성폐기물은 현재 뿐 아니라 미래에도 인간과 환경에 영향이 미치지 않고 미래세대에 그 부담을 주지 않도록 관리되어야 한다는 원칙 하에 원자력을 이용하는 각 국에서는 지표 (천층) 및 심지층 (동굴 등) 처분방식을 이용하여 별도의 영구처분시설을 건설, 운영하거나 계획하고 있다 [1].

우리나라에서는 방사성폐기물관리를 위해 국가 책임 하에 안전성을 최우선으로 고려하며 폐기물 발생량의 최소화와 소요비용을 발생자가 부담하되 국민 신뢰 하에 추진한다는 기본정책을 바탕으로 1986년부터 처분시설 부지확보를 위해 다양한 노력을 기울여 왔다. 20여년에 걸친 노력의 결과 '05년 6월 처분시설 후보부지 선정절차 공고 이후 '05년 11월 2일 처분시설의 유치를 신청한 경주시, 군산시, 영덕군 및 포항시의 4개 지역에서 동시에 실시된 주민투표를 통하여 경주시를 유치지역으로 최종 선정하고, 경주시 양북면 봉길리 일대 2,098,419 m² 지역을 중저준위 방사성폐기물 처분시설부지로 '06년 1월 2일에 지정고시하였다.

나. 안전성평가 개요

한국수력원자력(주) 원자력발전기술원은 월성원자

력환경관리센터 (이하 처분시설)에 대한 부지선정과 1 단계 처분방식의 결정 ('06년 12월 29일)을 위한 폐쇄 후 처분안전성평가와 함께 원자력법 제 76조에 따른 처분시설의 건설 및 운영허가를 위한 규제기관의 인허가 문서작성을 목적으로 본 폐쇄후 처분안전성평가를 수행하였다.

폐쇄후 안전성평가는 교육과학기술부 고시 제 2008-63호(중저준위 방사성폐기물 처분시설에 관한 방사선 위해방지기준 고시)에 제시된 성능평가기간에 대하여 수행하며, 동 고시에 제시된 성능기준이 처분 시설 폐쇄후 결정집단의 개인에게 미치는 방사선 영향으로 정상적인 자연현상에 의한 연간선량은 0.1 mSv를 초과하지 않고, 자연적 또는 인위적 요인으로 비롯된 예상하기 어려운 현상으로 인한 연간위험도는 10⁻⁶ 확률 이하로 제한된다는 내용을 포함하였다 [2].

본 폐쇄후 처분안전성평가의 처분대상 폐기물은 지하 사일로 방식 처분시설에 1단계로 폐기물부피를 기준으로 35,200 m³이며, 폐기물포장물 단위로 10만 개에 해당되는 국내에서 발생하는 중저준위 방사성폐기물을 대상으로 하였다. 또한 국내 최초로 수행되는 1 단계 처분시설의 건설 및 운영허가를 위한 폐쇄후 안전성평가로서 평가에 사용되는 처분시설의 설계인자, 처분부지의 특성인자, 처분대상 폐기물의 핵종재고량 특성인자, 생태계 특성인자 등은 입력인자 불확실성을 포함하고 있으므로 평가과정에서는 제한된 정보 하에서 전체처분시설에 대한 보수적인 인자를 선택하여 사용하였다.

다. 처분시설 폐쇄개념

처분시설의 폐쇄를 위한 기본설계로서 쇄석 (crushed rock)에 의한 뒤채움을 고려하였다. 공학적 방법으로 폐기물포장물(waste package), 처분용기

(disposal container), 뒤채움재(backfill material)로서의 쇠석(crushed rock) 그리고 콘크리트 방벽으로 구성된다. 처분시설에 대한 폐쇄개념을 Figure 1에 제시하였다.

라. 처분부지 지하수유동 특성

처분시설 폐쇄후 안전성평가를 위한 처분부지의 주요 특성인자는 지질구조, 지질공학 및 지구화학적 입력인자를 이용한 부지 내 지하수유동특성이다. 처분부지의 지하수 유동 모델링은 처분시설의 안전성평가 시나리오와 연계하여 사일로 지역을 통과하는 처분시설 건설 전, 운영 중 및 폐쇄 후 침투수량의 예측과 사일로지역과 원계지역 암반을 포함한 영역에 대한 지하수의 유동 속도와 유동거리의 예측을 위하여 수행된다.

폐쇄후 안전성평가 시나리오에 대한 처분부지 지하수의 유동속도는 정상시나리오 및 비정상확률시나리오의 경우 콘크리트의 열화 전후 조건에 대하여 10개의 모델링 결과를 평균하여 사용하였으며, 우물굴

착에 대한 인간침입 시나리오에 대하여는 10개 모델링 중 가장 보수적인 경우의 결과를 이용하였다. 지하수 유동 모델링 결과인 지하수 유동 속도와 유동거리의 의미는 근계지역(near-field)의 경우 개별 사일로 내부에서 평가된 지하수 평균유속 및 평균이동거리이며, 원계지역(far-field)의 경우는 사일로로부터 원계지역 암반 내에서 평가된 지하수 평균유속 및 평균이동거리로서 각각 Table 1과 Table 2에 제시하였다.

II. 안전성평가 시나리오

가. 시나리오 개발

처분시설 폐쇄후 안전성평가에서는 현재와 미래에 가능한 상황을 고려한 처분시스템(처분시설, 자연방벽, 생태계)의 성능을 평가하는 것이 중요하며, 현재의 인간 능력으로는 미래에 시스템이 어떻게 변화할지에 대한 지식이 부족하므로 해석상 불가피하게 많은 불확실성을 내포하게 된다. 그러나 이러한 불확실

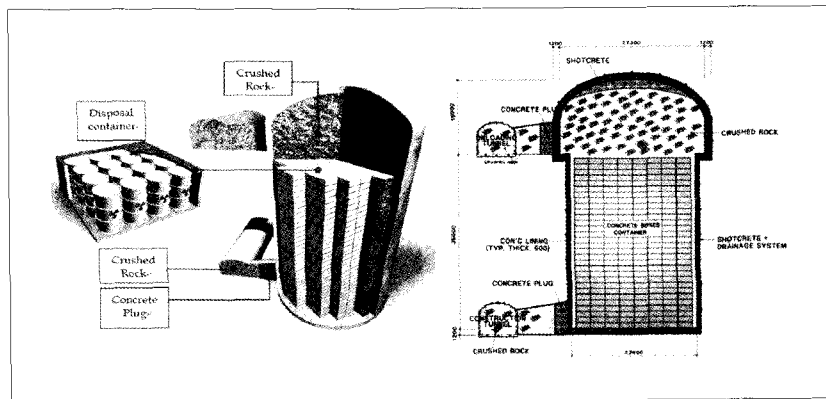


Fig. 1. Facility Closure Concept for Disposal Silo.

Table 1. Result of Groundwater Flow Modeling : Darcy velocity.

폐쇄후 안전성평가 시나리오	콘크리트 조건	Darcy velocity (m/yr)											
		근계지역						원계지역					
		폐기물/처분용기/뒤채움재/콘크리트						자연암반					
	사일로 1	사일로 2	사일로 3	사일로 4	사일로 5	사일로 6	사일로 1	사일로 2	사일로 3	사일로 4	사일로 5	사일로 6	
정상/비정상 확률	열화 전	1.34×10 ⁻³	1.34×10 ⁻³	1.31×10 ⁻³	1.40×10 ⁻³	1.31×10 ⁻³	1.18×10 ⁻³	6.95×10 ⁻¹	6.47×10 ⁻¹	7.08×10 ⁻¹	7.53×10 ⁻¹	7.53×10 ⁻¹	8.05×10 ⁻¹
	열화 후	1.46×10 ⁰	1.69×10 ⁰	1.45×10 ⁰	1.69×10 ⁰	1.50×10 ⁰	1.91×10 ⁰	8.26×10 ⁻¹	7.61×10 ⁻¹	8.31×10 ⁻¹	9.23×10 ⁻¹	9.27×10 ⁻¹	9.44×10 ⁻¹
인간침입	열화 전	1.51×10 ⁻³	1.21×10 ⁻³	1.60×10 ⁻³	1.64×10 ⁻³	1.28×10 ⁻³	1.71×10 ⁻³	6.47×10 ⁻¹	6.47×10 ⁻¹	9.69×10 ⁻¹	9.69×10 ⁻¹	7.43×10 ⁻¹	1.48×10 ⁰
(우물, 양수정1)	열화 후	2.26×10 ⁰	2.50×10 ⁰	1.25×10 ⁰	1.49×10 ⁰	1.96×10 ⁰	3.05×10 ⁰	7.62×10 ⁻¹	7.62×10 ⁻¹	1.69×10 ⁰	1.69×10 ⁰	7.99×10 ⁻¹	2.19×10 ⁰
인간침입	열화 전	1.51×10 ⁻³	1.21×10 ⁻³	1.63×10 ⁻³	1.57×10 ⁻³	1.55×10 ⁻³	1.38×10 ⁻³	1.80×10 ⁰	1.85×10 ⁰	1.16×10 ⁰	1.85×10 ⁰	1.83×10 ⁰	1.76×10 ⁰
(우물, 양수정2)	열화 후	2.26×10 ⁰	2.51×10 ⁰	1.28×10 ⁰	1.45×10 ⁰	2.19×10 ⁰	2.70×10 ⁰	1.79×10 ⁰	2.74×10 ⁰	1.14×10 ⁰	2.22×110 ⁰	1.98×10 ⁰	1.67×10 ⁰

Table 2. Result of Groundwater Flow Modeling : Travel distance.

폐쇄 후 안전성평가 시나리오	콘크리트 조건	원계지역/자연암반 (m)					
		사일로1	사일로2	사일로3	사일로4	사일로5	사일로6
정상/비정상 확률	열화 전	564	689	475	571	399	450
	열화 후	564	686	468	568	398	450
인간침입 (우물, 양수정1)	열화 전	328	328	184	184	98	95
	열화 후	315	315	164	164	97	85
인간침입 (우물, 양수정2)	열화 전	342	404	225	310	132	256
	열화 후	317	389	205	287	113	167

성은 미리 파악되어야 하며 이는 일련의 시나리오 도출과 분석을 통해 가능하다.

시나리오 도출과정에서의 주요 항목 중의 하나가 FEP (Features, Events and Processes)로 명명되는 처분시설에서 발생 가능한 적절한 요인들을 포괄적으로 파악하고 목록화 하는 것이다. 작성된 FEP 목록은 고려하는 처분 시스템의 특성과 함께 폐쇄후 안전성평가를 위한 시나리오를 설정하는데 사용하였다. 최근 IAEA 국제 공동 연구 과제인 ISAM (Improvement of Safety Assessment Methodologies For Near Surface Radioactive Waste Disposal Facilities)에서는 처분시설에서 고려해야 할 FEP 목록을 제시한 바 있다. [3]

처분시설에 관한 방사선 위해방지 기준을 제시하고 있는 교육과학기술부 고시 제 2008-63호에서는 국내 처분시설을 위한 안전성평가 시나리오의 정의와 분류에 대하여 다음과 같이 기술하고 있다. '시나리오'라 함은 안전성평가에서 방사성폐기물의 누출과 이동 그리고 궁극적으로 방사선영향을 추정하기 위해 사용되는 조건들의 가정된 세트로 정의하고 있다. 또한, 시나리오의 분류와 관련하여 '정상적인 자연현상'을 고려한 시나리오와 '자연적 또는 인위적 요인으로 비롯된 예상하기 어려운 현상'을 고려한 시나리오로 구분하고 있다. 여기서는 '정상적인 자연현상'을 고려한 시나리오를 '정상시나리오'로 명명하고, '자연적 또는 인위적 요인으로 비롯된 예상하기 어려운 현상'을 고려한 시나리오를 '비정상확률시나리오'로 명명하였다.

폐쇄후 안전성평가를 위한 시나리오개발을 위하여 IAEA ISAM의 FEP 목록과 ISAM에서 제시된 방법론을 기초로 정상시나리오를 도출하였으며, 폐쇄후 안전성평가의 비정상확률시나리오는 정상시나리오에서 사용된 가정들을 조정하여 도출하였다. 정상 및 비정상확률시나리오의 도출에서는 폐쇄후 안전성평가의 개요, 처분시설 설계특성과 부지특성을 고려하였다. 국내 동굴처분시설에 적용할 시나리오 및 개념 모델 개발 절차는 Figure 2와 같으며, 이를 요약하면 다음과 같다.

(1) 평가 개요와 시스템 개요를 기초로 IAEA ISAM FEP 목록의 초기 선별을 수행한다. 후후 고려하기 위해 초기선별에서 배제된 FEP에 대한 배제사유를 기록한다.

(2) 정상시나리오에 대한 외부 FEP 상태를 결정한다.

(3) 정상시나리오에 대한 안전계통/기기의 특징과 관련 안전기능을 설정한다.

(4) 정상시나리오에 대한 설명서를 작성한다.

(5) FEP 작성 및 FEP 간 상호작용을 확인하기 위한 상호작용 행렬을 개발하고, 정상시나리오를 작성한다.

(6) 모든 요소가 반영되었는지 확인하기 위해 상호작용 행렬과 FEP 목록을 비교 검토한다.

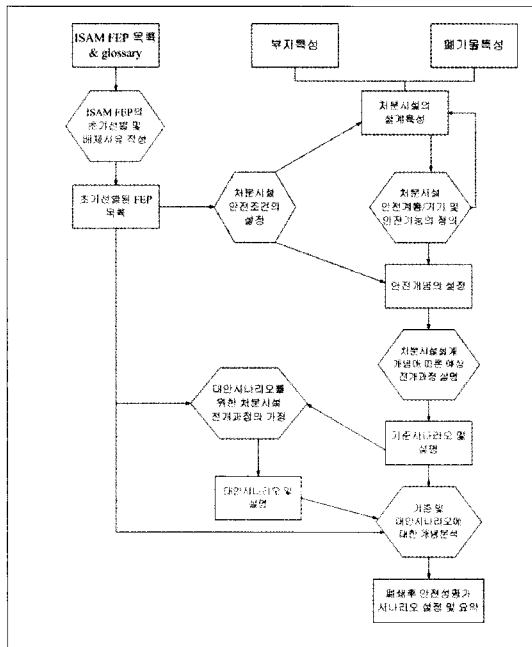


Fig. 2. Procedure for the development of assessment scenarios.

(7) ISAM FEP 목록을 재검토하고 외부 FEP을 조정하여 비정상확률시나리오와 인간침입 시나리오를 작성한다.

(8) 정상시나리오, 비정상확률시나리오 및 인간침입시나리오 별로 개념모델을 개발한다.

나. BS-1 정상시나리오

처분시설의 폐쇄 후 폐기물포장물에서 누출된 핵종은 처분용기와 뒤채움재 그리고 콘크리트 사일로 방벽을 순차적으로 근계지역을 통하여 원계지역으로 이동하게 된다. BS-1 시나리오에서 고려하는 근계지역의 유출시나리오는 설치된 공학적방벽의 시간에 따른 열화를 고려한다. 콘크리트 방벽의 열화에 따라 처분시설 외부로부터의 지하수 침투가 일어나고, 사일로 내부에 적치된 폐기물 포장용기로 지하수가 침투하여 접촉하게 된다.

폐기물 포장용기와 지하수의 접촉은 포장용기의 부식을 일으키며 시간과 처분환경에 따른 화학적반응으로 핵종이 용해되어 지하수 내로 누출이 된다. 누출된 핵종은 사일로 내 공학적방벽과 물리화학적 반응을 거치며 핵종이동이 일어나 원계지역으로 전달된다.

BS-1 시나리오를 위한 원계지역 이동현상으로는 근계지역에서 누출된 방사성핵종이 지하수를 매개로 이동하는 현상이다. 원계지역 매질은 물리적으로 균열 암반으로 구성되어 있으며, 지하수의 주된 유동과 핵종이동은 균열을 통하여 일어난다.

물리적인 지하수 유동 및 핵종이동을 위한 지하매질은 균열암반으로 고려되지만, 폐쇄후 안전성평가를 위한 개념 및 수학적 모델 설정에는 크게 다공성 매질을 이용한 모델과 균열매질을 이용한 모델로 구분할 수 있다. 정상시나리오의 선정과정에는 지하수로 포화된 위치에 존재하는 일반적인 지하매질로 그 수준을 맞추고, 다공성 매질과 균열암반의 선택은 결과의 생산과 전달의 일관성과 폐쇄후 안전성평가 시점에서 이용이 가능한 데이터의 질과 양 그리고 데이터 불확실성을 고려하여 모델링 단계에서 그 수준을 높여 고려하였다. 원계지역을 통하여 이동한 방사성 핵종들은 최종적으로 우물 또는 해양으로 유출되어

생태계경로를 거쳐 최종적으로 인간에게 피폭을 일으킬 수 있다.

BS-1 시나리오에서 이용한 가정에서 처분부지 지표이용 특성상 지표면의 대표적인 수괴가 존재하지 않는 것으로 보았다. 폐쇄후 안전성평가 정상시나리오 설정은 해양생태계에서 이루어지는 방사성물질의 이동, 축적 및 주민피폭을 고려한다. 이 시나리오에 대한 핵종이동개념을 Figure 3에 제시하였다.

다. BS-2 정상시나리오

처분시설 폐쇄후 공기를 통한 핵종의 이동시나리오인 BS-2 정상시나리오에서는 처분시설에 침투한 지하수와 폐기물 포장용기의 부식 또는 방사선 분해 등 물리화학적 작용 또는 중저준위 방사성폐기물에 함유된 다분자 유기물질들이 침투수에 의해 분해가 된 후 지하에 존재하는 미생물들의 영향으로 인한 가스발생을 고려한다. 가스가 발생하는 사일로 내부는 지하수의 침투로 포화되었다고 보았으며, 가스 용해도에 따라 발생된 가스농도는 지하수에 용해되거나 기체상태로 존재하여 이동할 수 있다.

가스 발생에 관해서는 처분되는 방사성폐기물 고화체/포장용기별로 철제용기의 부식에 의한 수소(H₂) 가스, 미생물에 의한 유기물의 분해로 인한 수소(H₂), 이산화탄소(CO₂) 및 메탄(CH₄) 가스 등이 발생하며, 과라핀 고화체, 폐수지 등의 폐기물로부터는 방사분해에 의한 수소(H₂) 가스가 발생하게 된다. 또한 폐기물 종류별로 방사성가스가 발생할 수 있다.

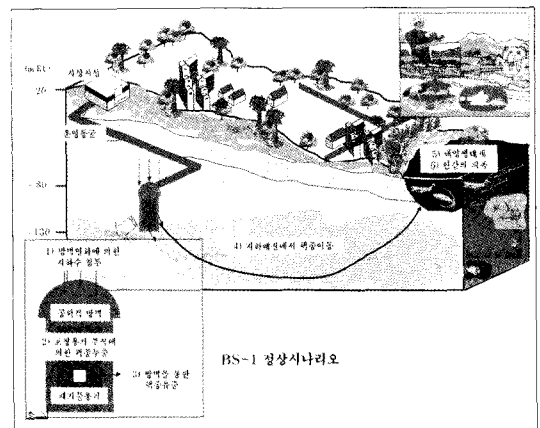


Fig. 3. Concept of the BS-1 Assessment Scenario.

처분시설 내 가스발생은 처분시설 내의 압력변화를 동반할 수도 있다. 처분시설의 과압현상은 가스배출을 위한 시설을 통하여 원계지역으로 배출되도록 설계되며 원계 주변압반에 존재하는 균열을 통하여 지표면으로 배출된다. 가스의 이동방향은 처분시설에서 지표 상부로 연결된 균열을 통하여 수직방향으로 이동한다고 보았다.

한편, 폐기물포장물 내에 포함되어 있던 방사성 핵종이 붕괴를 통해 생성되는 경우로서 ^{226}Ra , ^{234}U , ^{238}U , ^{230}Th 이 들어있는 폐기물에 딸핵종으로 존재할 수 있는 라돈(^{222}Rn)가스가 발생할 수 있다. 라돈은 처분시설 내의 폐기물의 방사성 붕괴에 의해 생성될 수 있으며, 원계지역의 암반 내 천연 무기물과 지하수내에 녹아 있는 자연발생적 라듐염의 방사성 붕괴에 의해서도 지하수 중에 라돈이 존재할 수 있다.

근계지역에서 가스에 의해 누출된 방사성핵종은 원계지역 지하매질을 통한 핵종이동을 통하여 지표 생태계에 도달하여 먹이사슬을 통해 인간에게 방사선피폭을 일으키게 된다. 이 시나리오에 대한 피폭경로를 도시하면 Figure 4와 같다.

라. ES-1 비정상확률시나리오

처분시설의 건설 시 품질관리 측면의 원인행위와 인위적인 요인으로 처분구조물 공학적방벽이 물리화학적 영향을 받아 발생하는 구조물 결함을 포함한 변형과 이에 동반되는 구조물방벽의 설계성능 저하가 지하수 유동과 핵종누출의 가속화 원인을 제공하여 정상시나리오에 비해 조기 핵종누출이 일어나는 경우이다.

ES-1 비정상확률시나리오에서 고려한 근계지역에서 발생할 수 있는 조기 핵종누출의 원인사건으로 지진현상 등을 포함하여 자연적으로 발생하는 수리/지질학적 변동현상과 플러그 불량 또는 시공불량 등을 고려한 인위적인 구조물의 초기결함을 고려하였다.

BS-1 시나리오와는 달리 초기 자연적 또는 인위적 요인에 의한 결함을 시나리오 초기에서부터 고려하였으므로, 처분시설 폐쇄후 시간에 따른 콘크리트 열화현상은 고려하지 않았다. 초기에 존재하는 인위적 구조결함에 의한 지하수의 조기 침투와 방사성 핵종

의 조기 용해 그리고 지하수를 매체로 한 근계지역 방벽을 통한 조기 핵종이동에 의해 처분시설로부터 원계지역으로 이동하게 된다.

ES-1 비정상확률시나리오에서는 원인사건으로 수리/지질변동에 의한 자연적 요인(ES-1A)과 구조물 초기 결함에 의한 인위적인 요인(ES-1B)에 의한 영향을 별도로 고려하여 독립적인 비정상확률시나리오로 설정하였다. 이 시나리오에 대한 핵종이동 개념을 Figure 5에 제시하였다.

마. ES-2 비정상확률시나리오

ES-2 비정상확률시나리오는 지진, 침식/퇴적 및 지질학적 변화에 의한 지하수 유속의 증가가 처분시설의 안전성에 미치는 영향을 평가하도록 설정하였다.

근계지역 핵종이동과 생태계 지역의 시나리오 설

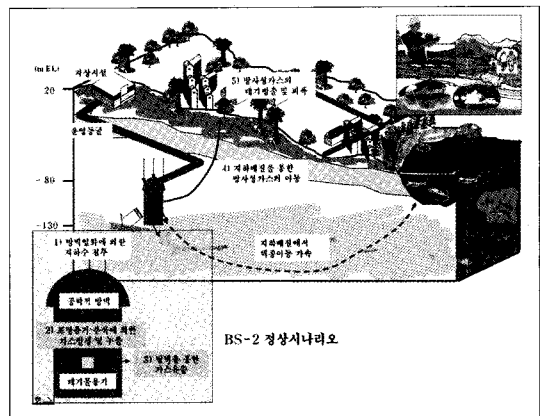


Fig. 4. Concept of the BS-2 Assessment Scenario.

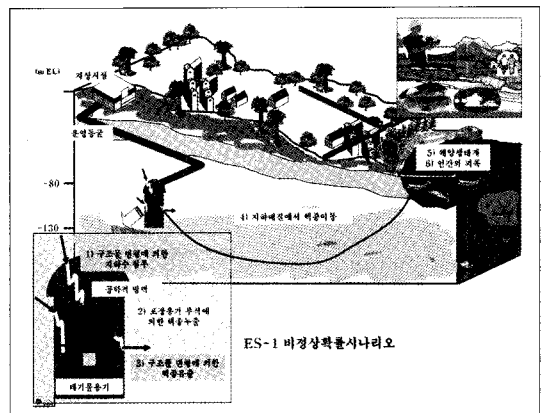


Fig. 5. Concept of the ES-1 Assessment Scenario.

정내용은 BS-1 정상시나리오와 동일하다. 처분시설 폐쇄후에 폐기물포장물에서 누출된 핵종은 처분용기와 뒤채움재 그리고 콘크리트 사일로방벽을 순차적으로 근계지역을 통하여 원계지역으로 이동한다.

ES-2 비정상확률시나리오에서 고려하는 근계지역의 유출시나리오는 BS-1 정상시나리오와 같이 설치된 공학적방벽의 시간에 따른 열화를 고려한다. 콘크리트 방벽의 열화에 따라 처분시설 외부로부터의 지하수 침투가 일어나고, 사일로 내부에 적치된 폐기물포장물과 지하수가 침투하여 접촉하게 된다.

폐기물 철재포장물과 지하수의 접촉은 철재포장물의 부식을 일으키며 시간과 처분환경에 따른 화학적 반응으로 핵종이 용해되어 지하수로 용해된다. 용해된 핵종은 사일로 내 공학적방벽과 물리화학적 반응을 거치며 근계지역을 거쳐 원계지역으로 전달된다.

BS-1 정상시나리오에서는 근계지역에서 누출된 방사성핵종이 지하수를 매개로 원계지역을 이동하는 현상을 고려하는 것과는 달리, ES-2 비정상확률시나리오에서는 지진활동을 포함한 지질학적 영향으로 변동된 원계지역을 통하여 초기에 생태계로 도달하는 경우를 고려한다. 원계지역 매질은 물리적으로 균열 압반으로 구성되어 있으므로 지하수의 주된 유동과 핵종이동은 균열을 통하여 일어난다. 이 시나리오에 대한 핵종이동개념을 Figure 6에 제시하였다.

바. HS-1 인간침입 시나리오

HS-1 인간침입시나리오는 제도적관리기간 이후 자원의 개발 또는 지질 조사의 목적으로 처분시설의 존재를 알지 못하는 자가 시추한 시추공이 처분사일로를 관통하는 것으로 시작한다. 제도적관리기간 이후 처분상태의 방사성폐기물 자체가 시추 활동에 의해 원계지역과 같은 지질계를 거치지 않고 직접 생태계로 유출이 되는 시나리오로서 인간이 처분된 방사성폐기물과 지표면에서 접촉하게 된다.

처분시설을 관통하는 시추작업으로 방사성폐기물이 시추한 코어의 직경과 폐기물 사일로 내의 높이만큼 직접 지표면으로 유출된다. 토양과 섞인 채 지표 환경에 유출된 방사성물질의 양에 따라 시추작업 부지의 작업자들에게 외부 피폭이 발생한다. 오염된 토

양으로부터 작업자들이 작업 중 발생하는 외부피폭과, 공기 중에 오염된 부유입자를 작업자가 호흡하여 흡입함으로써 피폭이 발생하게 되는 경우이다. HS-1 인간침입시나리오에 대한 피폭경로를 도시하면 Figure 7과 같다.

사. HS-2 인간침입 시나리오

HS-2 인간침입시나리오는 제도적관리기간 이후 처분시설을 관통하는 시추작업으로 방사성폐기물이 직접 지표면으로 유출되어 토양과 섞인 채 시추부지 내에서 장기간 거주를 목적으로 하는 주민에게 방사선 피폭을 발생시키는 경우이다.

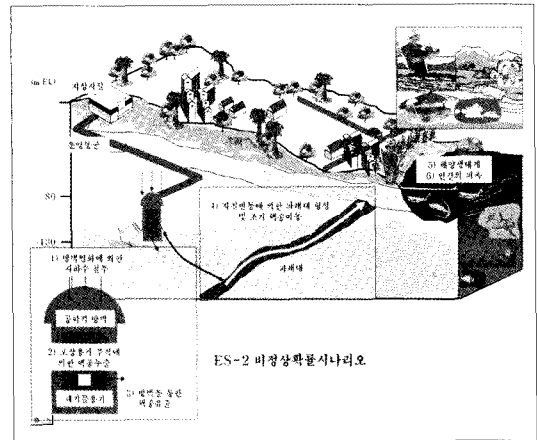


Fig. 6. Concept of the ES-2 Assessment Scenario.

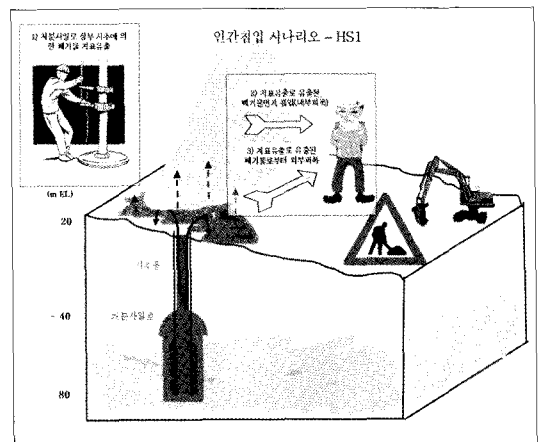


Fig. 7. Concept of the HS-1 Human Intrusion Assessment Scenario.

시추작업 시에 방사성폐기물과 섞여 오염된 토양이 지표에 유포되어 먼지형태로 공기 중에 부유하게 되고 인간의 호흡에 의한 피폭이 발생하며, 시추작업 시 방사성폐기물에 오염된 토양으로 농작물을 정원이나 농지에서 경작하여 섭취하거나 이 작물을 먹고 자란 가축들을 다시 인간이 섭취함으로써 먹이사슬에 의한 피폭이 발생하게 된다. 단, 이 농지는 가축을 사육할 수 있을 정도로 면적이 넓지는 않으며, 농작물 중 곡류의 섭취는 포함되지 않는 것으로 보았다. HS-2 인간침입시나리오에 대한 피폭경로를 도시하면 Figure 8과 같다.

아. HS-3 인간침입 시나리오

BS-1 정상시나리오에서는 처분부지의 지질특성을 고려하여 지하수를 통한 핵종누출이 해양생태계로 진행되는 것을 고려하였다. HS-3 인간침입 시나리오에서는 우물의 개발을 목적으로 지하수를 따라 이동하는 방사성물질이 우물을 통해 해양생태계로 도달하기 이전에 지표로 유출되고, 오염된 우물물을 이용하는 시나리오이다.

우물의 굴착은 처분시설의 폐쇄후 제도적관리기간 이후 법적인 절차를 거친 원인행위로 고려되었다. 우물 굴착을 위해 시추한 시추공이 수직 처분동굴을 직접 관통하는 경우는 HS-1 또는 HS-2의 시나리오에서 고려된다. HS-3 인간침입 시나리오의 경우 수직 처분동굴을 직접 관통하지는 않지만 지하수 평가결과 처분시설 부지로부터 해양생태계로의 지하수 유동이

있는 위치 중에서 우물의 개발행위가 있다고 보았다. 처분시설 근계지역에서 누출된 방사성핵종은 원계지역 암반을 흐르는 지하수를 따라 이동하여 우물 굴착 지점에서 지표로 유출된다. 지표로 유출된 오염된 우물물을 이용한 우물생태계를 통하여 피폭을 유발하게 된다.

즉, HS-3 인간침입시나리오는 폐쇄 후 지하수 이용을 목적으로 굴착된 우물이 처분부지 내에 설치되는 경우이다. 거주민은 이 우물의 지하수를 생활에 필요한 음용수로 이용하게 된다. 핵종은 원계 암반에서 우물을 통하여 생태계에 도달하고 생태계에서는 우물물 음용 생태경로가 설정된다. HS-3 인간침입 시나리오의 개념을 Figure 9에 나타내었다.

Ⅲ. 안전성평가 모델링

가. 안전성평가 도구 및 입력인자

처분시설의 폐쇄후 지하수이동을 고려한 평가모델링에서는 총 6개 사일로에 처분된 1단계 폐기물부피 기준 35,200 m³ (포장물단위 10만 개)에 대하여 고려하였다. 폐쇄후 안전성평가 모델링에서 공학적방벽과 자연방벽은 생태계로의 핵종누출을 제한하며, 공학적방벽은 폐기물포장물, 처분용기, 뒤채움재, 콘크리트 사일로로 구성되며, 자연방벽은 공학적방벽 외측의 자연암반이 그 역할을 한다고 설정하였다.

폐쇄후 안전성평가 모델링에 사용된 전산코드의 체계와 관련하여 코드 간 입출력관계와 전산코드 평

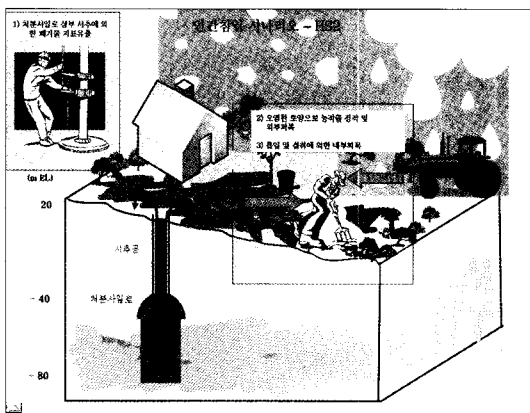


Fig. 8. Concept of the HS-2 Human Intrusion Assessment Scenario.

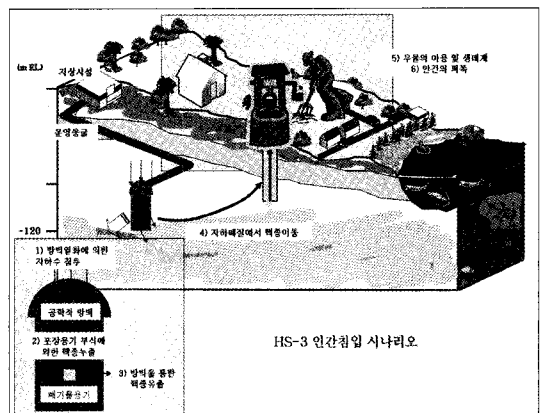


Fig. 9. Concept of the HS-3 Human Intrusion Assessment Scenario.

가내용을 Figure 10에 제시하였다. 전산코드 체계에서 코드 간 입출력은 MASCOT 전산코드[4-6]를 중심으로 처분시설의 부지특성, 폐기물특성 그리고 처분시설의 설계특성을 이용한다. 처분시설 콘크리트 사일로 침투수량 및 처분부지 내 처분시설에서 지하수 및 핵종이동지점 까지 지하수 이동경로 및 이동시간은 FEFLOW 전산코드[7]를 통하여 계산하며, MASCOT 전산코드를 근계핵종누출평가 및 원계지역 핵종이동 평가에 사용하였다. 원계지역 핵종이동은 FEFLOW 전산코드를 통하여 얻어진 지하수 평균

유속과 이동경로를 MASCOT 전산코드에 반영하여 평가하였다. 폐쇄후 안전성평가를 위한 생태계 선량 환산인자는 AMBER 전산코드[8]를 이용하여 평가한 후 MASCOT 전산코드에 반영하여 생태계에서 연간 피폭선량을 평가하였다. Figure 11에서는 폐쇄후 처분안전성평가를 위한 MASCOT 전산코드의 모듈구성을 해양생태계에 대하여 나타내었다.

BS-1 정상시나리오, ES-2 비정상확률시나리오 및 HS-3 인간침입 시나리오에서는 콘크리트 처분용기와 콘크리트 사일로를 포함한 콘크리트 방벽의 열화

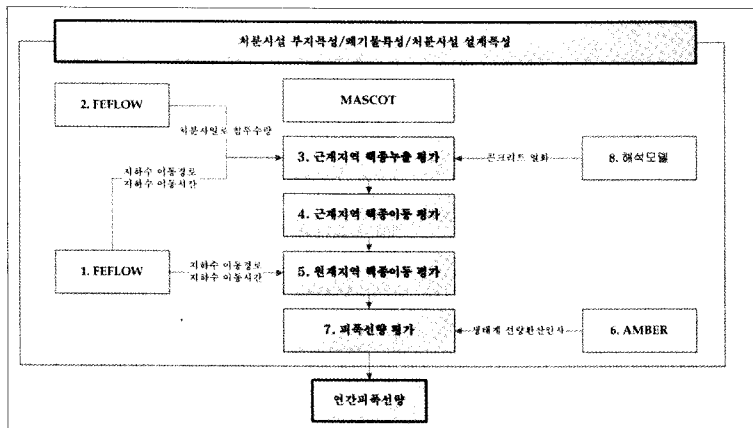


Fig. 10. Structure of the Safety Assessment Calculation.

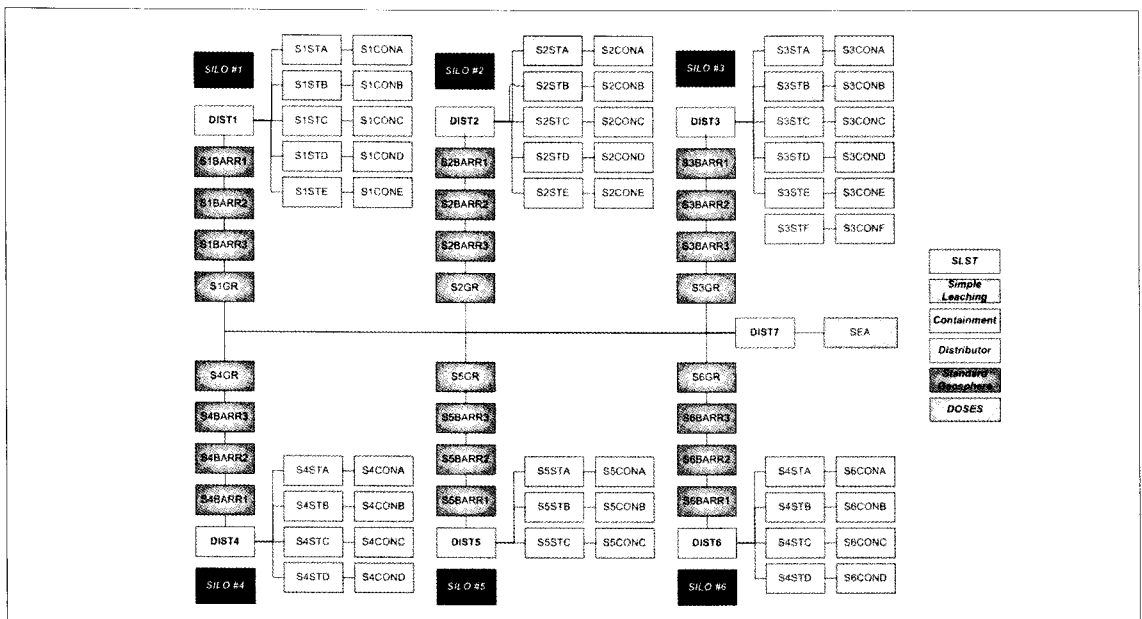


Fig. 11. MASCOT Module for the Safety Assessment (Ocean Biosphere).

현상을 고려하며, 콘크리트 열화시작 시점을 콘크리트 구조물 건설 직후라고 가정하여 처분시설 폐쇄 후 1,400년 이후에 콘크리트 구조물이 완전히 열화되는 것으로 평가하고 처분시설 폐쇄후 안전성평가 모델링에 반영하였다.

폐쇄후 안전성평가는 콘크리트 방벽의 열화과정에 따라 침투하는 지하수에 의한 핵종 용해와 용해된 방사성핵종들이 폐기물로부터 폐기물포장물, 처분용기, 뒤채움재 및 콘크리트 사일로를 통한 근계지역의 핵종이동을 먼저 평가하였다.

방사성핵종의 이동모델 중 MASCOT 전산코드의 입력인자는 Darcy 유속, 핵종 재고량, 유효확산계수, 공극률, 매질의 밀도 및 분배계수 등이 있다. 초기 콘크리트 방벽의 Darcy 유속과 콘크리트 방벽이 열화된 경우의 지하수 Darcy 유속과 유동거리는 Table 1 과 Table 2의 폐쇄후 지하수유동해석 결과를 이용하였다. 폐쇄후 안전성평가를 위한 고려대상 핵종 및 핵종재고량을 Table 3에 제시하였다.

콘크리트 방벽이 폐쇄후 초기 건전성을 유지할 때와 열화시점이 지난 후 콘크리트 방벽이 완전열화된 경우가 고려되었으며 콘크리트 열화가 진행된 후 콘크리트방벽의 유효확산계수, 공극률 및 밀도는 콘크리트의 성능이 상실되는 것으로 가정하며 뒤채움재의 물성치를 가정하여 사용하였다.

또한 핵종이동 평가를 위한 각 방벽별 분배계수의 적용에 대해서도 콘크리트의 열화를 반영하여 폐기물 시멘트고화체와 처분용기에 대한 분배계수는 폐

쇄후 모델링에서 쇄석의 분배계수로 설정하여 평가하였다. 또한 폐쇄후 모델링에서 콘크리트 사일로의 분배계수는 열화 전에는 콘크리트의 분배계수를 사용하며, 열화 후에는 쇄석의 분배계수를 설정하여 평가하였다.

나. 핵종누출 모델링

방사성폐기물 처분시설로부터 방사성핵종의 누출은 지하수 체계를 통한 이동을 특징짓는 중요한 파라미터이다. 핵종이동은 6개의 사일로에 각각 분산되어 처분된 폐기물고화체로부터의 침출에서 시작된다. 처분사일로로부터 주변 자연방벽으로의 방사성핵종의 누출율은 확산과 이류에 의한 누출 메커니즘을 고려하였다. 확산은 사일로는 구조적 건전성을 유지하는 기간 동안 일어나는 지배적인 과정이다. 매우 적기는 하나 사일로의 콘크리트 라이닝이 건전성을 유지하는 동안 물이 사일로 내부로 유입될 수 있다. 콘크리트의 구조적 건전성이 상실된 후에는 사일로 내부를 통과하는 물의 유동은 증가하며 흡착평형이 제어과정이 된다. 콘크리트 사일로는 건전성을 유지하는 동안에는 확산이동이 지배적이며, 콘크리트가 완전히 열화된 경우에는 이류에 의한 이동이 지배적인 것으로 고려하였다. 한편 이러한 핵종누출 과정에는 흡착평형 메커니즘이 적용되었다.

선원항 모델링에서는 사일로 인접지역에서 지하수에 용해된 핵종의 누출을 폐쇄 후 시간의 함수로 나타내게 된다. 선원항 모델에서는 각 사일로별로 처분되는 폐기물의 유형이 다양하므로 핵종침출에 미치는 영향도 서로 다를 것으로 예상되어 폐기물 유형별 누출 메커니즘을 고려하였으며, 이를 근거로 폐기물포장물에 대한 개별적 핵종누출모델을 적용하였다.

농축폐액, 폐필터 및 시멘트고화 폐수지 포장물의 경우 폐기물고화체 내 방사성 핵종의 총 재고량이 물과 접촉 시 순간적으로 누출하되, 고화체와 접촉 용액 사이의 흡착평형이 존재한다고 가정한 분배계수 제어 표면유출 모델(Kd-controlled surface rinse model)을 사용하였다. 이러한 모델은 MASCOT 전산코드에서는 용해도제한 선원항 모델(Solubility Limited Source Term; SLST)에 해당하며, 본 평가에서는 보수

Table 3. Radionuclide Inventory for the Post-closure Safety Assessment

Nuclide	Inventory (Bq)
³ H	5.26 × 10 ¹⁴
¹⁴ C	1.31 × 10 ¹⁴
⁵⁵ Fe	1.68 × 10 ¹⁵
⁵⁸ Co	2.54 × 10 ¹⁴
⁶⁰ Co	7.22 × 10 ¹⁴
⁵⁹ Ni	2.11 × 10 ¹³
⁶³ Ni	1.85 × 10 ¹⁵
⁹⁰ Sr	8.06 × 10 ¹²
⁹⁴ Nb	8.59 × 10 ¹⁰
⁹⁹ Tc	5.07 × 10 ¹¹
¹²⁹ I	1.77 × 10 ¹⁰
¹³⁷ Cs	4.28 × 10 ¹⁴
¹⁴⁴ Ce	1.04 × 10 ¹⁵
Total Alpha	3.55 × 10 ¹¹

적으로 핵종별 용해도 제한은 고려하지 않았다.

시멘트고화 농축폐액 폐기물에 대해서는 확산에 의한 침출이 지배적일 것으로 예상되나 본 폐쇄후 안전성평가에서는 보수적으로 표면유출 모델을 적용하였다. 처분시설에서 착화합물의 존재는 공학적방벽에서의 흡착능을 감소시켜 방사성물질의 유동성을 증가시킬 수 있다. 주요 착화합물로서는 셀룰로스 분해화합물 및 EDTA등과 같은 제염화학제 등을 들 수 있다. 국내 폐기물 고화체의 착화합물은 주로 EDTA로 존재하며 고화체의 킬레이트제 등의 농도는 0.006 wt% 이하이다. 착화합물을 함유하는 폐기물로서는 제염화학제를 제거할 때 사용하는 제염지나 셀룰로스 분해화합물 등 잡고체폐기물이 이에 해당된다. 본 평가에서는 이러한 착화합물의 영향을 반영하여, 잡고체폐기물과 파라핀 고화 농축폐액 폐기물에는 분배계수를 0으로 가정하여 순간유출모델 즉, 물과 접촉하고 있는 고화체의 전체 재고량이 순간적으로 침출되어 침출 상한치를 갖도록 하였다. 한편 건조폐수지에 관해서는 각 핵종의 선속은 남아 있는 재고량에 비례한다고 가정한 단순침출 모델을 적용하였다.

US NRC(미국원자력규제위원회)로부터 최소 300년 간의 수명을 갖는 것으로 인증받은 고전선성용기(HIC) 내의 건조폐수지에 대해서는 용기수명을 고려하여 300년 이후에 침출이 시작되는 것으로 가정하였다.

다. 기체발생 및 이동 모델링

BS-2 정상시나리오에서 ^3H 와 ^{14}C 을 포함하는 방사성 가스는 금속 폐기물의 부식이나 셀룰로스의 분해 과정에서 주로 발생하게 된다. 따라서 초고압 압축 잡고체폐기물이 가장 많이 처분되는 사일로를 대상으로 ^3H 와 ^{14}C 등을 포함한 방사성 가스의 방사선적 영향을 평가하였다. 이 처분사일로는 경수로형 및 중수로형 원전에서 발생된 320L 용량의 초고압 압축잡고체 드럼이 12,312개 처분되는데 이는 320L 드럼을 9개 내장하는 처분용기(9-Pack) 1,368개에 담겨져 처분되게 되며, 그 밖에 농축폐액을 담고 있는 올진 C1형 콘크리트 용기 263개와 폐수지, 농축폐액 및 폐필터를 담고 있는 올진 C2형 콘크리트 용기 393개를 처분하게 된다.

^3H 의 경우는 비교적 짧은 반감기(12.35년)로 처분시설 폐쇄 후 100년 이상의 시점에서 무시할 만한 수준으로 감소된다. 또한 ^3H 는 신체 내에서 거의 대사되지 않기 때문에 매우 낮은 방사성 독성을 갖는다. 그러나 ^3H 가 생태계로 유입되면 훨씬 독성이 강한 $^3\text{H}\text{HO}$ 로 전환될 수 있다. ^{14}C 은 매우 낮은 에너지의 베타선을 방출하기 때문에 외부 피폭은 중요하지 않아 피부를 통한 흡수는 호흡에 의한 효과보다 상대적으로 덜 중요하다.

방사성가스의 생태계로의 이동에는 다양한 노출 경로가 있지만, BS-2 정상시나리오에서는 처분시설이 위치한 지점에 건설된 지상 건축물 내에서 호흡으로 인한 노출과 외부 대기로 유출되어 동식물의 먹이사슬을 통한 섭취로 인한 노출에 대하여 방사선적 영향을 평가하였다.

방사성가스는 암반의 공극을 따라 이동하거나 처분시설 주변에 위치하고 있는 균열을 따라 생태계로 이동한다. 처분시설 주변에는 크고 작은 많은 균열이 있으며, 기체의 특성상 기체 투수계수가 높으며 짧은 이동경로의 균열을 따라 이동할 것으로 예측된다. 따라서 복잡한 이동 경로를 따라 긴 거리를 이동한다는 가정보다는 짧은 경로인 직 상부로 이동한다고 보았다. 방사성가스의 흡입으로 인한 영향으로서 가스방출지역 상부에 건설될 주택으로의 방사성 가스누출은 방사선적 영향이 클 것이므로, 처분시설이 위치한 지역에 건설된 지상 건축물 내에서 호흡으로 인한 피폭에 대한 방사선적 영향을 평가하였다.

특히 ^{222}Rn 가스의 이동평가에 있어서는 라돈의 반감기가 3.82일로서 짧기 때문에 매우 빠른 이동경로가 존재하지 않는 한 발생한 라돈가스는 처분사일로 내에서 붕괴되어 소멸될 것으로 예상되나, 본 평가에서는 이들 발생가스가 지표로 빠르게 이동할 수 있는 가스유동메커니즘이 존재한다고 가정하여 라돈가스가 지표로 방출되었을 경우 거주 시의 흡입에 의한 방사선적 영향을 평가하였다.

라. 시추를 고려한 인간침입 모델링

시추를 고려한 인간침입에 따른 영향평가는 정상

상태라기보다는 폐쇄후의 가상사고 시나리오의 하나로써 처분시설로부터 핵종이 누출될 수 있다고 고려하였다. 즉, 처분시설 폐쇄 후 부지의 위치에 관한 기록이 손실된다는 일어나기 어려운 사건을 가정하고, 처분된 폐기물에 대한 외부 침입의 결과로 발생하는 피폭선량을 평가하였다.

HS-1 및 HS-2 인간침입시나리오에서는 처분된 폐기물 가운데 가장 방사능이 큰 폐기물을 적재하고 있는 사일로를 관통하는 것으로 가정하였으며, 시나리오별로 외부로 누출된 폐기물로부터의 직접 피폭과 시추작업이나 거주활동에 수반되는 먼지의 흡입 및 섭취, 농작물의 섭취에 의한 피폭이 포함되었다. 시나리오 각각에 대한 방사성핵종 누출 영향평가를 위한 피폭선량 계산에는 GENII (GENeration-II) 전산코드를 사용하였다 [9-10]. GENII 전산코드 평가 시 고려한 인간침입 시나리오(HS-1 및 HS-2 인간침입시나리오)에 대한 피폭경로를 Table 4에 나타내어 비교하였다. HS-1 및 HS-2 인간침입시나리오에서는 플룸(Infinite plume)에 의한 외부피폭과 지표면을 통한 외부피폭 그리고 호흡을 통한 내부피폭을 모두 고려하였다. 단, 농작물의 섭취는 HS-1 인간침입시나리오에서는 고려하지 않았으며, HS-2 인간침입시나리오에서만 고려하였다.

처분시설 폐쇄후 HS-3 인간침입시나리오는 BS-1 정상시나리오 평가에서 사용한 MASCOT 평가모델을 이용하여 우물생태계를 고려하여 수행하였다. 처분시설의 공학적방벽으로 사용되는 콘크리트 구조물은 열화현상을 고려하며, 폐쇄후 제도적관리기간 후에도 성능을 유지하는 것으로 가정하였으며, 처분시

설 주변에 굴착된 우물의 위치는 처분사일로 사이에 위치한 양수정(양수정 1)과 사일로로부터 지하수유동 방향으로 100m 떨어진 지점(양수정 2)에 각각 위치한다고 설정하였다.

처분사일로 중 제도적관리기간 후 인간침입에 의한 두 시나리오에 대한 평가입력자료 중 선량평가에 영향을 미치는 것은 인간침입 평가에 사용된 핵종농도와 선량환산인자를 포함한 인간침입 후 피폭 시나리오와 관련된 데이터이다. 개별 사일로에 대한 인간침입평가 시 변경되는 입력데이터는 개별 사일로에 대한 핵종농도 만이 변화하게 되며 그 밖에 다른 데이터들은 HS-1 및 HS-2 인간침입시나리오에 대하여 동일한 값을 사용하였다.

HS-3 인간침입시나리오의 평가에 이용된 입력 자료는 BS-1 정상시나리오에서 사용한 자료를 기본적으로 적용하였으며, 다만 우물생태계에 대한 단위핵종 누출을 당 선량환산인자는 Table 5에 제시된 값을 적용하였다. HS-3 인간침입시나리오에서 각 우물의 위치에 따른 콘크리트 방벽 열화 전후의 지하수 유속은 Table 1에 제시된 값을 이용하였다.

마. 생태계 모델링

중·저준위 방사성폐기물 처분을 위하여 지표로부터 EL, -80m 정도의 심부 지질환경을 갖는 화강암 모암 내에 사일로 형태의 처분사일로가 위치하게 된다. 지하수에 의해 처분사일로로부터 유출된 핵종은 암반매질 내의 균열을 통하여 지하수의 유동을 따라 지하매질과 생태계의 경계(GBI: Geosphere Biosphere Interface)로 도달하여 이어 인간 생태계로 전이 및 이동하게 된다.

방사성 핵종은 해양 생태계에 유입되면서 인간과 동식물군의 다양한 섭생 및 호흡경로와 외부 직접피폭을 통하여 해양어업피폭집단 등 주변 거주 주민에게 피폭을 주게 된다.

다양한 피폭집단의 핵종별 단위 유출률(Bq/yr)에 대한 연간 개인 최대피폭선량(Sv/yr)을 산출하여 상대적으로 높은 피폭을 받는 피폭집단을 결정피폭 집단으로 결정하면 이들이 받는 연간피폭선량을 생태계로 유입되는 핵종별 단위 방사능 유출률에 대한

Table 4. Exposure Pathways Considered in HS-1/HS-2 Human Intrusion Scenarios.

Exposure Pathways	HS-1 Human Intrusion Scenario	HS-2 Human Intrusion Scenario
Finite plume, external	x	x
Infinite plume, external	o	o
Ground, external	o	o
Recreation, external	x	x
Inhalation uptake	o	o
Drinking water, ingestion	x	x
Aquatic foods ingestion	x	x
Terrestrial foods ingestion	x	o
Animal product ingestion	x	x
Inadvertent soil ingestion	x	x

피폭결과로서의 선량률, 즉 선량환산인자 (Sv/yr per Bq/yr)로 활용하게 된다. 이를 위해 생태계는 물리적인 구획으로 모델링되었고 실제계산을 위해서는 범용 구획모델 전산코드인 AMBER가 이용되었다.

생태계 평가에 필요한 입력자료는 다음과 같은 것들이 포함되며 이들 입력자료는 그 자체로 방대하고 부지와 생태계 특성에 의존하게 된다.

- 처분생태계의 매질에 관한 물성 자료
- 각 매질간 또는 구획 간 물질 이동 메커니즘에 관련된 자료
- 피폭경로에서의 지화학 및 핵종의 전이 분배에 관련된 자료

폐쇄후 생태계 영향평가에 필요한 입력자료의 선형원칙으로서 국내에서 구할 수 있는 측정 및 관측자료가 가용한 경우 우선적으로 이 자료를 사용하였다. 그러나 국내에 자료가 존재하지 않는 경우는 국외의 사례를 사용하되 국내의 처분/생태환경과 유사한 경우에 대한 자료와 국제기관의 국제적으로 알려진 자료를 준용하였다.

방사성폐기물 처분에 따른 장기적이고 만성적인 피폭특성에 따라 결정집단 개인의 피폭선량 계산 시에는 피폭 연령군 모두를 고려할 필요는 없고 성인에 대한 피폭선량으로 나타내는 것이 합리적이라는 ICRP 81 [11] 등에서의 권고에 따라 성인에 대한 유효선량값을 적용하였다. 흡입 및 섭취경로의 선량계수는 ICRP 72 [12]에서 제시한 값을 사용하였으며, 입자형태로 배출되는 핵종의 경우 가장 큰 값을 적용하였다. 대기나 물속에서 받을 수 있는 체외피폭에 대한 선량계수값은 미국 환경청의 연방지침서 [13]에 제시된 모델을 이용하여 계산한 외부피폭에 대한 선량계수를 적용하였다.

생태계 모델링에서는 핵종이 해저층을 GBI로 하여 생태계로 유출되는 경우가 고려되었으며 해저 침적층으로 유입된 핵종은 해수로의 재부유와 다시 해저 침적층으로 침전 등의 경로를 가지며 이동하면서 최종적으로는 먼 바다로 이동해 나가는 것으로 설정하였다. 유형 1에 대한 결과를 최대 피폭선량에 대해 Table 5에 나타내었으며, 해양피폭집단의 단위 방사능 유입 당 피폭선량률을 선량환산인자로 사용하였다.

다. 핵종이 우물을 통해 생태계로 유출되는 경우에 대해 핵종별로 지하매질에서 우물로만 연간 단위방사능(1 Bq/yr) 만큼 유입되었을 때 지하수 음용집단이 받는 핵종별 선량률(Sv/yr)을 Table 5에 나타내었다. 지하수 음용에 따른 피폭집단이 결정집단으로 되므로 섭취에 의한 내부피폭계수를 선량환산인자로 사용하였다.

IV. 안전성평가 결과

처분시설의 BS-1 정상시나리오 평가는 해양생태계를 대상으로 핵종별 연간피폭선량을 계산하였다. BS-1 정상시나리오에서 결정집단의 개인에 대한 폐쇄후 시간경과에 따른 피폭선량 결과는 Figure 12에 제시하였다. 이는 지하수 배출지점에서의 핵종누출량(Bq/yr) 평가결과에 해수를 통해 핵종이 생태계로 누출되는 경우의 단위 방사능 유입 당 선량환산인자 (Sv/yr per Bq/yr)를 적용하여 평가한 것이다. 지하수이동에 의한 BS-1 정상시나리오에서는 처분시설 폐쇄 후 3,600년 경 ^{14}C 에 의한 최대 연간 피폭선량이 3.74×10^{-3} mSv/yr에 도달하는 것으로 평가되었으며, 3H에 의한 최대 피폭선량은 폐쇄후 약 46년 후에 1.59×10^{-7} mSv/yr 인 것으로 나타났다.

BS-2 정상시나리오에 대한 평가결과 $^{14}\text{CH}_4$ 가스에 의한 연간 개인선량은 3.46×10^{-6} mSv/yr로, $^{14}\text{CO}_2$ 에 의한 연간 개인 피폭선량은 5.20×10^{-7} mSv/yr가 된

Table 5. Dose Conversion Factors for the Safety Assessment.

Nuclides	Dose Conversion Factors (Sv/yr per Bq/yr)	
	우물음용피폭집단	해양어업피폭집단
^{14}C	7.08×10^{-15}	1.21×10^{-16}
^{55}Fe	4.03×10^{-15}	6.46×10^{-20}
^{90}Co	9.15×10^{-15}	9.60×10^{-17}
^{144}Ce	6.34×10^{-14}	5.24×10^{-18}
^{60}Co	4.15×10^{-14}	6.39×10^{-15}
^{137}Cs	1.59×10^{-13}	4.62×10^{-15}
3H	2.20×10^{-16}	1.27×10^{-20}
^{129}I	1.34×10^{-12}	4.76×10^{-16}
^{91}Nb	2.07×10^{-14}	2.61×10^{-14}
^{59}Ni	7.69×10^{-16}	6.37×10^{-19}
^{68}Ni	1.83×10^{-15}	1.16×10^{-18}
^{90}Sr	3.42×10^{-15}	4.55×10^{-17}
^{99}Tc	7.81×10^{-15}	3.44×10^{-18}
Total Alpha	3.05×10^{-12}	2.14×10^{-15}

다. Figure 13에는 BS-2 정상시나리오에서의 방사성 가스발생으로 인한 폐쇄후 연간 피폭선량결과를 나타내었다.

ES-1 비정상확률시나리오에서는 시발사건 (initiating event)으로 지진발생의 결과로 근계에서 사일로에 초기결함을 야기하되 원계와 생태계에서는 정상적인 해양유입을 고려하였다. 자연적요인에 의한 ES-1A 시나리오에서 지진발생의 확률 값은 처분 시설의 부지 인근의 읍천단층을 고려한 확률론적 지진재해도 분석결과를 이용하였으며, 인위적 요인에 의한 ES-1B 시나리오의 발생확률은 0.1을 적용하였다. 선량-위험도환산인자는 교육과학기술부고시 제 2008-63호[2]에 의한 시버트 당 5.0×10^{-2} 의 위험도 환산인자를 적용하였다.

ES-1 비정상확률시나리오에서 피폭선량 값에 위험

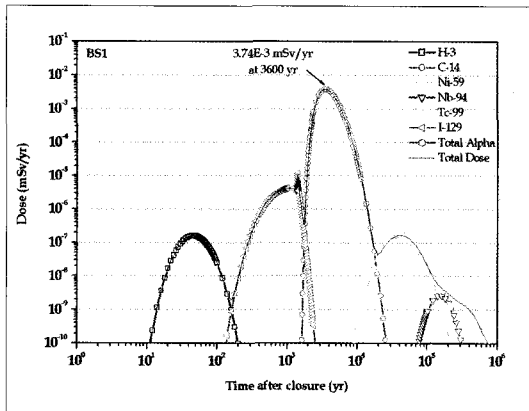


Fig. 12. Result of Safety Assessment for the BS-1 Scenario.

도환산인자와 평균발생확률을 적용한 위험도 평가결과를 Figure 14와 Figure 15에 각각 제시하였다. 자연적 요인과 인위적 요인 각각에 대해 $1.21 \times 10^{-10} \text{yr}^{-1}$ 과 $6.03 \times 10^{-8} \text{yr}^{-1}$ 로 평가되었으며, 규제기준치인 $1.0 \times 10^{-6} \text{yr}^{-1}$ 을 충분히 만족시키는 결과를 보여주고 있다. 최대 위험도는 정상 지하수이동 시나리오평가에서 보다 빠르게 도달하며, 최대 위험도를 나타내는 핵종은 ^3H 인 것으로 나타났다.

ES-2 비정상확률시나리오에서는 근계에서는 점진적인 과정의 변화가 일어나지만 원계에서의 급작스런 지질변동이나 예상치 못한 지질구조의 변화에 따른 초기 핵종이동이 발생하는 것을 고려하였다. 시발사건 (initiating event)으로 지진발생에 의한 지하수 흐름의 중대한 변화를 고려하되, 근계 부분에 대해서도 처분 구조물의 손상을 야기하는 것을 가정하였다.

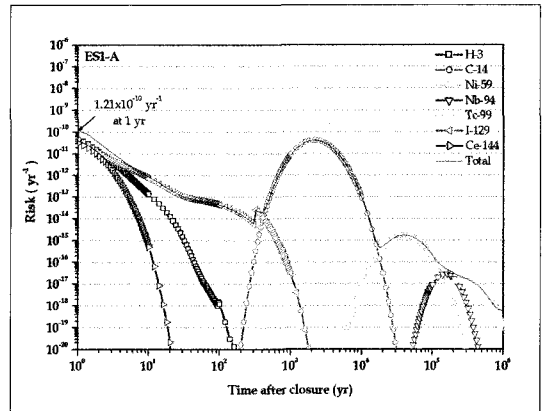


Fig. 14. Result of Safety Assessment for the ES-1A Scenario.

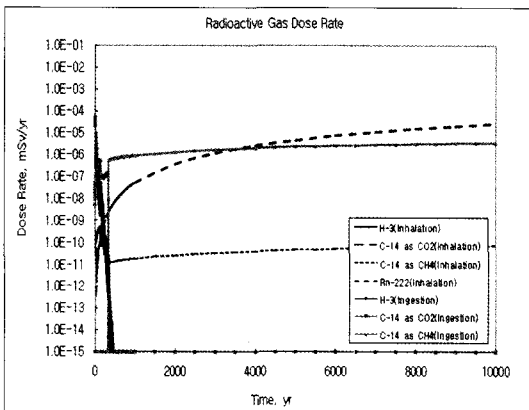


Fig. 13. Result of Safety Assessment for the BS-2 Scenario.

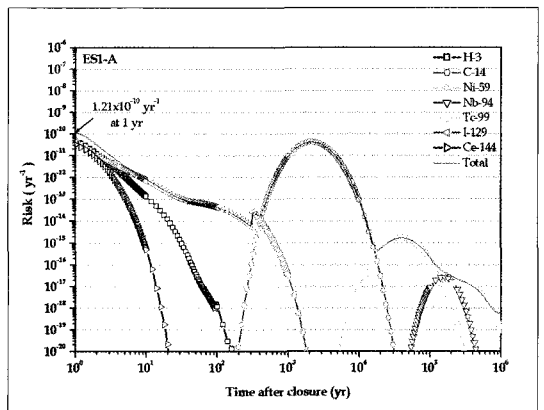


Fig. 15. Result of Safety Assessment for the ES-1B Scenario.

ES-2 비정상확률시나리오에서 지하수 유동속도를 10 배로 한 경우인 ES-2A 시나리오와 가장 보수적으로 원계지역 자연방벽을 관통하여 핵종이 생태계로 유입되는 것을 가정한 ES-2B 시나리오로 구분하여 평가하였다. ES-2A 비정상시나리오에 대한 평균 발생 확률을 적용한 위험도는 Figure 16에 나타낸 바와 같이 처분시설 폐쇄 후 1,640년 경에 최대 위험도 $4.66 \times 10^{-10} \text{yr}^{-1}$ 에 도달하는 것으로 평가되었다. Figure 17에서는 ES-2B 비정상시나리오에서 처분시설 폐쇄 후 1,402년 경에 최대 위험도 $2.01 \times 10^{-8} \text{yr}^{-1}$ 에 도달하는 것으로 평가되었다. Figure 18에서는 비정상확률시나리오에 대한 폐쇄 후 안전성평가를 종합하여 제시하였다.

처분시설 폐쇄 후 제도적관리기간 경과 후 HS-1

및 HS-2 인간침입시나리오에 대해 폐쇄 후 시간에 따라 침입자가 받는 개인 피폭선량 결과를 사일로 #1과 사일로 #3에 대하여 Figure 19에 나타내었다. Figure 19에 나타난 바와 같이 폐쇄 후 제도적관리기간이 길어짐에 따라 영향이 적어짐을 알 수 있으며, 폐쇄 후 시점에서의 인간침입으로 인한 피폭선량은 사일로 #1에서 HS-2 인간침입시나리오에 대해 $7.82 \times 10^{-2} \text{mSv/yr}$ 로 가장 높은 선량을 보이고 있다.

HS-3 인간침입 시나리오에 대한 폐쇄 후 안전성평가에서는 처분사일로를 통과한 오염된 지하수가 모두 양수정으로 유입되는 것으로 가정하며, HS-3 인간침입 시나리오는 우물양수정의 위치에 따라 양수정 1의 경우 HS-3 인간침입 시나리오 중 양수정의 위

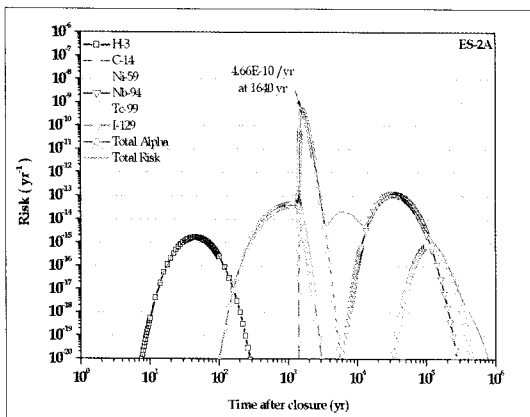


Fig. 16. Result of Safety Assessment for the ES-2A Scenario.

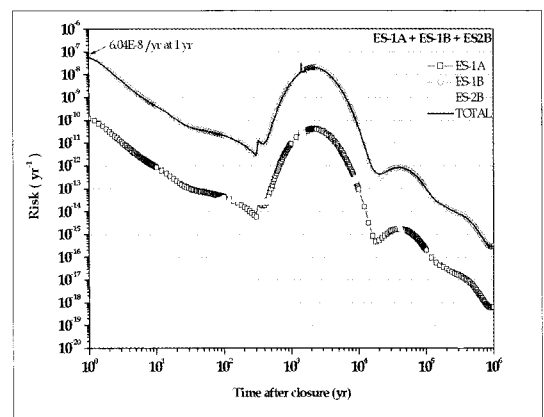


Fig. 18. Result of Safety Assessment for the ES-1A/ES-1B/ES-2B Scenarios.

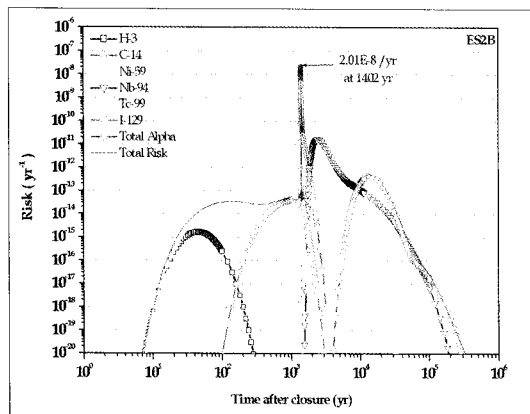


Fig. 17. Result of Safety Assessment for the ES-2B Scenario.

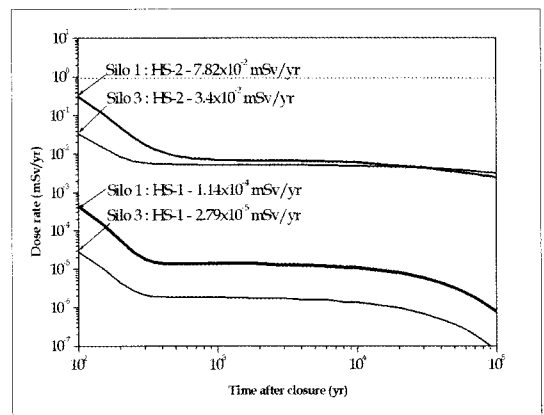


Fig. 19. Result of Safety Assessment for the HS-1 and HS-2 Human Intrusion Scenarios.

치가 사일로 #5와 사일로 #6 사이에 위치한 경우에 해당되며 양수정 2의 경우 처분사일로에서 지하수 유동방향으로 100m에 양수정이 위치한 경우에 해당된다.

HS-3 인간침입시나리오에 대한 지하수 배출지점에서의 결정집단에 대한 개인 피폭선량 평가 결과를 우물의 이용을 위한 굴착 위치에 따라 양수정 1과 양수정 2에 대하여 각각 평가하여 Figure 20과 Figure 21에 제시하였다. 우물을 이용한 인간침입결과 양수정 1이 위치할 경우 $9.50 \times 10^{-1} \text{mSv/yr}$ 의 연간피폭선량이 폐쇄후 1,780년에 개인에게 최대한 발생하는 것으로 평가되었으며, 양수정 2가 위치할 경

우 $8.54 \times 10^{-1} \text{mSv/yr}$ 의 연간피폭선량이 폐쇄후 2,040년에 개인에게 최대한 발생하는 것으로 평가되었다.

V. 결론

국내에서 최초로 건설되는 중저준위 방사성폐기물 처분시설인 월성원자력환경관리센터의 1단계 폐쇄후 안전성평가에 대하여 처분시설현황, 안전성평가 개요, 처분시설 폐쇄개념, 처분부지 지하수 유동특성에 대하여 기술하였다. 폐쇄후 안전성평가를 위한 시나리오 개발과 관련하여 시나리오 개발방법과 도출된 정상시나리오, 비정상확률시나리오 그리고 인간침입 시나리오에 대하여 기술하였다. 폐쇄후 안전성평가 모델링을 위하여 안전성평가 도구 및 입력인자와 핵종누출, 기체발생 및 이동, 시추를 고려한 인간침입 및 생태계 모델링에 대하여 기술하였다.

Table 6에는 정상적인 지하수 및 공기를 통한 핵종이동, 비정상확률현상 및 처분시설 폐쇄후 제도적관리기간 후 부주의한 인간침입에 의해 침입자가 받는 연간 최대 피폭선량 및 연간 위험도를 나타내었다. 폐쇄후 지하수 이동경로에 의한 연간 피폭 선량과 공기 이동경로에 의한 연간 선량, 자연적 또는 인위적 요인으로 비롯된 예상하기 어려운 현상에 의한 연간 총 위험도 그리고 부주의한 외부침입에 의한 연간 피폭선량은 교육과학기술부 고시 제2008-63호[2]에서 규정하고 있는 연간 피폭선량 및 위험도 규제치를 만족하고 있음을 알 수 있다.

본 폐쇄후 안전성평가는 처분시설 1단계 건설 및 운영을 위한 초기 안전성평가로 수행되었으며 제한된 정보와 전체적인 보수적 모델 및 입력인자를 사용하여 수행되었다. 향후 월성원자력환경관리센터의 건설 및 운영단계에서 취득되는 신규 입력인자와 평가방법 및 평가도구의 보안을 통하여 처분시설 안전성에 대한 불확실성 저감과 평가내용의 신뢰성 증진을 위해 지속적인 다방면의 노력이 필요할 것으로 판단된다.

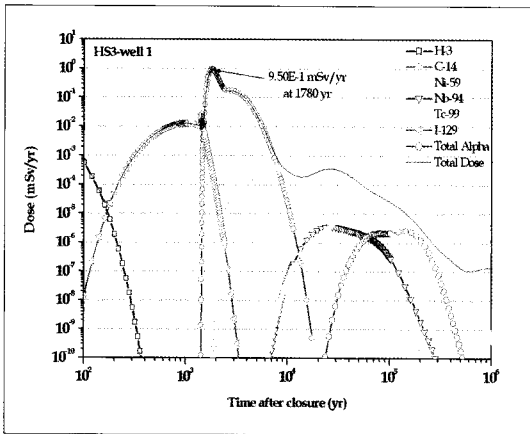


Fig. 20. Result of Safety Assessment for the HS-3 Human Intrusion Scenarios (Well 1).

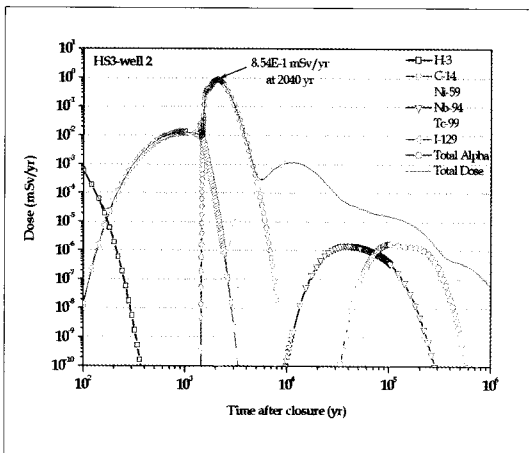


Fig. 21. Result of Safety Assessment for the HS-3 Human Intrusion Scenarios (Well 2).

Table 6. Summary of the Safety Assessment Results

폐쇄 후 안전성평가 시나리오	평가 결과		성능목표 (mSv/yr 또는 1/yr)
	개인 최대 피폭선량 (mSv/yr)	개인 최대 위험도 (1/yr)	
○정상시나리오 -BS-1 -BS-2	3.74 × 10 ⁻³ 5.38 × 10 ⁻⁵	- -	1.00 × 10 ⁻¹ -
○비정상 확률시나리오 -ES-1 1) ES-1A 2) ES-1B -ES-2 1) ES-2A 2) ES-2B	-	1.21 × 10 ⁻¹⁰ 6.03 × 10 ⁻⁸ 4.66 × 10 ⁻¹⁰ 2.01 × 10 ⁻⁸ 합계: 8.05 × 10 ⁻⁸	1.00 × 10 ⁻⁶
○인간침입 시나리오 -HS-1 -HS-2 -HS-3 1) 양수정 1 2) 양수정 2	1.14 × 10 ⁻⁴ 7.82 × 10 ⁻² 9.50 × 10 ⁻¹ 8.54 × 10 ⁻¹	-	1.00 × 10 ⁻⁹

참고문헌

[1] IAEA, Safety Fundamentals, The principles of radioactive waste management, Safety Series No. 111-F, Vienna, (1995).

[2] 교육과학기술부 고시 제2008-63호, 중·저준위 방사성폐기물 처분시설에 관한 방사선 위해방지기준 고시, (2008).

[3] IAEA, Safety Assessment Methodologies for Near Surface Disposal Facility, Results of a co-ordinated research project, Vol. 1: Review and enhancement of safety assessment approaches and tools, Improvement of Safety Assessment Methodologies For Near Surface Radioactive Waste Disposal Facilities (ISAM), (2004).

[4] Sinclair, J.E. and Agg, P.J., MASCOT and MOP Programs for Probabilistic Safety Assessment PART A: Overview, NSS/R336 AEA-D&R-0476 PART A, AEA Technology, Harwell, (1994).

[5] Sinclair, J.E., Robinson, P. C., Cooper, N. S., Worgan, K. J and Cliffe, K. A, MASCOT and MOP Programs for Probabilistic Safety Assessment PART B: MASCOT Technical Details, NSS/R336 AEA-D&R-0476 PART B, AEA Technology, Harwell, (1994).

[6] Sinclair, J.E., Robinson, P. C., Cooper, N. S., Worgan, K. J and Williams, M. J., MASCOT and MOP Programs for Probabilistic Safety Assessment PART D: MASCOT(Version 3C) User Guide, NSS/R336 AEA-D&R-0476 PART D, AEA Technology, Harwell, (1994).

[7] Diersch, H.-J.G., Schatzl, P., Grundler, R., and Clausnitzer, V., FEFLOW 5.2: Finite Element Subsurface Flow & Transport Simulation System, User's Guide, WASY GmbH, (2005).

[8] AMBER 4.4 , Reference Guide, EnviroSci and Quintessa Ltd., (2002).

[9] Napier, B. A., R. A. Peloquin, D. L. Streng, and J. V. Ramsdell. Conceptual Representation. Volume 1 of GENII - The Hanford Environmental Radiation Dosimetry Software System. PNL-6584, Vol. 1, Pacific Northwest Laboratory, Richland, Washington, (1988).

[10] Napier, B. A., R. A. Peloquin, D. L. Streng, and J. V. Ramsdell. User's Manual. Volume 2 of GENII - The Hanford Environmental Radiation Dosimetry Software System. PNL-6584, Vol. 2, Pacific Northwest Laboratory, Richland, Washington, (1988).

[11] ICRP, Radiation Protection Recommendations as Applied to the Disposal of Long-lived Solid Radioactive Waste, ICRP Publication 81, Annals of the ICRP Vol. 28/4, (2000).

[12] ICRP, Age-Dependent Doses to the

Members of the Public from Intake of Radionuclides Part 5, Compilation of Ingestion and Inhalation Coefficient, 72, ICRP Publication 72, Annals of the ICRP Vol. 26/1, (1996).

- [13]U. S. EPA, External Exposure to Radionuclides in Air, Water, and Soil, Environmental Protection Agency, 402-R-93-81, (1993).