

KBS-3 개념에 따른 포화된 암반내 사용후핵연료 처분을 위한 열, 수리, 역학적 특성 해석

장근무¹⁾ · 황용수²⁾ · 김선훈³⁾

Thermal, Hydraulic and Mechanical Analysis for Disposal of Spent Nuclear Fuel in Saturated Rock Mass in the KBS-3 Concept.

Keun-Moo Jang, Yeong-Soo Hwang and Sun-Hoon Kim

ABSTRACT Reference concepts for the disposal of spent nuclear fuel and the current status of underground rock laboratory were studied. An analysis to simulate the deep disposal of spent nuclear fuel in saturated rock mass was conducted. Main input parameters for numerical study were determined based on the KBS-3 concept. A series of results showed that the temperature distribution around a cavern reached the maximum value at about 10 years after the emplacement of spent fuel. The maximum temperature at the surface of canister was more than about 120°C at about 4 years. This temperature was not much higher than the temperature criteria to meet the performance criteria of an artificial barrier in the KBS-3 concept. The maximum upward displacement due to the heat generation of spent fuel was about 0.9 cm at about 10 years after the emplacement of spent fuel. It turned out that the vertical displacement became smaller with the decrease in heat generation of a canister. The quantity of groundwater inflow into a disposal tunnel increased by about 1.6 times at 20 years after the emplacement of spent fuel with the increase of pore pressure around a cavern.

1. 서 론

전력수용의 급격한 증가에 따라 현재 우리나라에서는 11기의 원자력발전소가 운영중에 있으며 2006년까지 가압중수로형(Pressurized Heavy Water Reactor, PHWR) 원자로 5기, 가압수로형(Pressurized Water Reactor, PWR) 원자로 18기 등 총 23기의 원자력발전소가 건설 및 운영 예정에 있다. 이러한 원자력 발전은 필연적으로 중저준위 방사성 폐기물 및 사용후핵연료를 발생시킨다. 중저준위 방사성폐기물은 주로 피복, 종이류, 공구류 등의 잡고체가 그 대부분을 구성하고 있으며 97년 3월 시점으로 200리터 드럼을 기준으로 48,241드럼이 발생되어 원자력발전소 부지내 임시저장고에 보관되어 있다. 그리고 사용후핵연료는 현재 약 3000 톤이 발생되어 있으며 원자력발전소내 중간저장 시설에 엄격하게 관리되고 있다.¹⁾ 사용후 핵연료의 구성원소의 대부분은 우라늄 238이다. 우라늄 238은 그 자체로는 핵분열가능물질이 아니나, 고속중성자로(Fast

Breeder Reactor, FBR) 에 장전되어 잉여 중성자를 흡수할 경우 핵분열 가능물질인 플루토늄 239로 전환되어 새로운 에너지원이 된다. 사용후핵연료를 고속중성로의 원료로 활용하기 위해서는 상업적재처리가 필요하며 이 단계에서 유리고화 형태의 고준위 방사성폐기물이 발생한다. 이러한 고준위 방사성폐기물 및 사용후 핵연료의 처분 안전성을 확보하기 위해서는 반감기가 수백만년에 이르는 방사성 핵종의 유출의 억제에 위한 매우 엄격한 기술적 평가가 필요하다.

현재 고준위 방사성폐기물 및 사용후핵연료의 유력한 처분방식은 KBS-3개념으로서 최근에 한국원자력연구소를 중심으로 처분개념 연구가 수행 중에 있으나 아직 초기의 연구단계이며 KBS-3 처분개념이 국내에서 발생하는 사용후핵연료의 특성 및 제반 조건에 부합되는 지에 대한 연구가 반드시 필요하다. 따라서 이 연구

1) 한국전력 원자력환경기술원 선임연구원

2) 한국원자력연구소 선임연구원

3) 영동공과대학교 토목공학과 교수

에서는 KBS-3 처분개념의 특성과 다른 처분개념과의 상호 장단점을 고찰하였다. 또한 세계 각국의 지하시험 시설의 현황에 대해서 간략히 알아보았다. 그리고 이 연구에서는 이러한 KBS-3 처분 개념에 근거하여, 사용 후핵연료 처분에서 중요하게 고려되어야 할 분야 중 하나인 사용후핵연료의 열발생으로 인한 처분터널 주위 암반의 열, 수리, 역학적 특성 변화해석을 수행하였다. 열, 수리, 역학적 특성 해석은 방사성폐기물 처분 분야에서 최근에 이르러 활발한 연구가 수행되고 있으며 DECOVALEX (DEvelopment of COupled models and their VALidation against EXperiments in nuclear waste isolation) 프로젝트 등의 국제공동연구도 매우 활발하다.²⁾ 현재 국내에서도 최근에 이르러 이 분야에 대한 연구가 수행되고 있으나 사용후핵연료 처분의 중요성에 비추어 볼 때 앞으로도 지속적인 연구가 필요할 것으로 판단된다.^{3,4)} 따라서 이 연구에서는 KBS-3 처분개념을 기본 모델로 설정하여 사용후핵연료의 열발생을 고려한 포화된 암반에서의 열, 수리 역학적 특성에 대한 해석을 수행하였다.

2. 고준위방사성폐기물 기준처분 개념 및 실험 현황

2.1 고준위방사성폐기물 기준처분 개념

현재 고준위방사성폐기물의 유력한 처분개념은 SKB(Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company) 사를 중심으로 연구개발된 KBS-3 방식이다. 이 처분개념은 1983년에 스웨덴내 2기의 추가 발전소 (Orskarshamn3, Forsmark 3) 운영허가를 위한 전제조건으로 스웨덴 의회에서 요구한 방사성폐기물 처분계획의 일환으로 제안된 개념이다. 그 후 자국내와 국제적인 연구를 통해서 스웨덴 정부는 KBS-3 처분개념은 처분안전성을 확보한다고 선언했다. 따라서 KBS-3 개념은 스웨덴 원자력 프로그램의 기준처분개념이 되었으며 후핵연료주기(Back-end cycle) 비용을 고려한 원자력발전소 운영비 계산을 위한 기준개념이 되고 있다. 이 논문에서는 KBS-3 처분방식을 포함한 몇가지 처분방식에 대한 비교 및 장단점 분석에 대한 연구결과^{5,6)}를 고찰하고자 한다.

고준위방사성폐기물 처분방식으로는 KBS-3 개념을 포함한 VDH(Very Deep Holes), VLH(Very Long Holes), MLH(Medium Long Holes) 개념이 고려되었

다. 이러한 기준처분방식연구는 처분대안개념연구(Project on Alternative System Study, PASS)라는 이름하에 수행되었으며 건설과 처분에 대한 기술적 측면, 장기적 성능평가 및 안전성 그리고 경제성 측면에서 비교 분석이 수행되었다.

KBS-3 처분개념은 핵종이동 지연이 가능한 암반을 대상으로 하여 약 500 m의 심도에 처분장을 건설 운영하는 개념이다. 처분터널의 간격은 25 m 이상으로 하여 벤토나이트 방벽의 온도가 100°C가 넘지 않도록 한다. 운반터널과 운송과 통기를 위한 두 개의 수갱이 건설되며 진입터널 및 공사용 터널은 TBM 굴착방식, 수갱은 상부천공굴착(raise boring technique)으로 건설된다. 그리고 처분터널의 굴착은 천공 및 발파로 이루어진다. 처분 완료 후 처분터널은 모래와 벤토나이트의 혼합으로 밀봉되며 모든 처분터널에서의 방사성폐기물의 처분이 모두 완료된 후에는 터널, 수갱, 진입터널은 모래와 벤토나이트의 혼합재로 밀봉된다. 현재 스웨덴에서는 사용후 핵연료를 채처리하지 않고 직접 처분할 예정으로서 사용후핵연료는 백만년 정도 부식방지가 가능한 구리-철 처분용기(Canister)에 격리된다.⁷⁾ 처분용기는 Fig. 1과 같이 수평터널 하부에 6 m 간격의 수직 처분공(Deposition Hole)을 굴착하고 처분용기를 넣은 후 매우 치밀한 벤토나이트로 충전한다. 처분용기의 설치 후 전체 터널 및 수갱 등은 모래 벤토나이트 혼합재로 밀봉된다.

MLH(Medium Long Holes) 개념은 KBS-3 방식에서의 수직처분공 대신에 1.6 m 직경의 수평처분공의 운영개념이다. 전체적인 처분시설의 배치는 KBS-3 방식과 유사하다. KBS-3에 비해서 처분터널 대신에 수평 처분공을 건설하므로 암반의 굴착량과 뒷채움재 양이 감소하는 장점이 있다. 처분용기의 운반 및 밀봉방식은 KBS-3 방식과 같다.

VLH(Very Long Hole) 방식은 MLH에서와 같이 수평처분공에 처분용기를 설치하고 압밀된 벤토나이트로 밀봉하는 개념에서는 유사하나 다른점은 처분공의 크기, 처분용기의 크기와 종류이다. VLH 방식에서는 약 500 m 심도에 100 m 간격의 각각의 길이 4.5 km, 직경 2.4 m인 3개의 처분공을 건설한다. 굴착은 TBM으로 이루어지며 처분터널의 최종방향은 처분터널 하부 100 m 심도에 조사터널을 통한 지질조사 결과에 근거한다. 처분심도까지는 KBS-3, MLH와 같이 진입터널과 수갱이 건설되며 조사터널은 진입터널의 연장이다.

처분용기는 차폐운반차로 처분심도까지 옮겨지며 소규모 터널에서의 운반을 위한 운송차로 옮겨진다. 처분은 먼저 처분공 바닥에 벤토나이트 층을 만들고 처분용기를 그 위에 설치한다. 그리고 그 다음단계로 벤토나이트로 충전한다. 처분후에는 진입터널, 수갱 등은 모래, 벤토나이트로 밀봉된다.

VDH (Very Deep Hole) 방식은 대심도에 방사성폐기물을 처분하여 방사성핵종이 생물권으로 이동을 최대한으로 지연시키는 개념이다. VDH 개념은 길이 약 4 km, 직경 0.8 m의 약 38개의 대구경 시추공을 천공한다. 처분심도는 약 2~4 km이며 시추공의 간격은 500 m 이상으로 하여 시추공 사이의 열이나 수리간섭작용을 억제한다. 사용후핵연료는 외경 500 mm의 콘크리트로 충전된 티타늄(Titanium) 처분용기에 채워진다. 처분공 상부는 압밀된 벤토나이트로 충전되며 최상부는 콘크리트 플러그와 아스팔트로 밀봉한다. 이러한 모든 작업은 지상에서 이루어진다.

이러한 4가지 처분개념의 설계변수를 요약하면 Table 1과 같다. 92년 당시 스웨덴에서 처분예정인 연료봉 다발(Fuel Assemblies) 수는 비등경수로(Boiling Water Reactor, BWR)에서의 33,394개, 가압경수로(Pressurized Water Reactor, PWR)에서 3,858개이다. 가압경수로형 연료봉다발과 비등경수로형 연료봉다발수의 관계는 다음과 같다.

$$1[\text{PWR}] = (470/178 \times 41/38) [\text{BWR}] = 2.85 [\text{BWR}] \quad (1)$$

470/178 : 우라늄 양의 차이

41/38 : 잔류열량에 영향을 미치는 연소도(Burn

up)에서의 차이를 나타낸다.

각각의 처분방식에 대한 상호 비교 결과, VDH 개념에 비교해서 KBS-3, MLH 그리고 VLH 처분개념에서의 건설 및 처분기술은 비교적 입증된 기술에 근거한다고 볼 수 있다. 특히 KBS-3 개념은 핵발전소 경제성 평가를 위한 비용계산을 위해 10 년 동안 정밀한 조사를 가졌다. 반면에 VDH 개념은 대구경의 대심도 시추공 굴착에 대한 검증을 위한 현장시험을 필요로 한다. 또한 대구모 지역에 대한 시추공 조사의 수행을 위해서는 많은 경비가 예상될 뿐만 아니라 4 km에 이르는 대심도에서의 지질조사 결과의 신뢰성도 다른 방식에 비해서 크지 않다는 단점이 있다. 그리고 대심도 시추공에서의 처분용기의 처분기술과 처분공의 밀봉기술도 매우 어려우며 깊은 시추공으로의 이동시 처분용기의 파괴 위험성도 VDH 방식의 기술적 단점이다. 또한 처분시추공이 넓게 분포되어 있으므로 지상에서 처분용기의 운송범위가 넓다. 그러므로 사고의 위험성도 크다. 그러므로 VDH 방식은 가장 심부에 처분용기를 처분한다는 장점에도 불구하고 많은 기술적 검증 및 개발을 필요로 하므로 현재까지는 적절한 처분방식으로 고려하기는 힘들다고 볼 수 있다.

이러한 VDH 개념에 비해서 다른 방식은 진입터널을 통한 지질자료에 대한 정보를 획득하기가 더 용이하다. 그러나 MLH, VLH 방식의 경우에는 수평처분공에 다수의 처분용기를 연속적으로 처분하는 개념이기 때문에 KBS-3 방식에서처럼 단일처분공에 단일 처분용기를 처분하는 방식보다 기술적으로 어려움이 있다. 즉,

Table 1. General design parameters for KBS-3, MLH, VLH and VDH concepts⁶⁾

	KBS-3	MLH	VLH	VDH
Operation time (year)	20	20	20	20
Repository depth (m)	500	500	500	2,000~4,000
Access to the repository level	Ramp	Ramp	Ramp	-
Spacing of deposition drifts/holes (m)	25	25	100	500
Spacing of canisters (m)	6.0	5.0	5.9	5.4
Canister dimensions (dia×length) (m)	0.88×4.58	0.88×4.58	1.6×4.99	0.5×4.4
Diameter of deposition drifts/holes (m)	1.6	1.6	2.4	0.8
Typical length of deposition drifts (m)	250	250	4,500	-
type of canister	Cu-Fe	cu-Fe	Cu-Fe	Titanium
No. of BWR per canister	12	12	24	4
No of canisters	3,745	3,745	1,873	11,235
No of canister positions	4,120	4,120	2,285	14,040
No of deposition drifts/holes	3,745	-	3	-
Initial heat generation per BWR (W)	123	123	123	123
Max. allowed temp. in bentonite buffer (°C)	100	100	100	120
Thermal conductivity of bentonite (W/m, K)	1.5	1.5	1.5	1.5

1.6 m 또는 2.4 m 직경의 긴 원형터널에 처분하기 위해서는 매우 복잡한 수송시스템을 필요로 한다. 그러므로 처분과정에서의 어떤 문제의 발생시에는 한정된 공간으로 인해서 문제해결이 어렵다는 단점이 있다. VLH 방식의 경우에는 대부분의 굴착이 처분을 위한 것이므로 경제성 측면에서의 장점이 있는 반면에 다른 방식에 비해서 규모가 큰 처분용기로 인해서 한정된 터널공간에서의 방사선 방호가 쉽지 않다. 그리고 벤토나이트 블록의 설치 및 성능조절이 수평처분공에서의 경우보다 복잡한 단점이 있다.

KBS-3 처분개념에서는 VLH 개념에 비해서 처분용기의 크기와 무게가 작으며 운반시에 차폐가 가능하고 방사선적 위험이 낮은 장점이 있다. 그리고 처분공에 처

분용기의 처분 후에는 암석과 벤토나이트는 충분한 방사선적 차폐가 가능하여 터널에서의 작업자의 지속적인 작업이 가능하다. 그리고 KBS-3 개념에서 처분용기의 설치전에 벤토나이트의 설치가 먼저 이루어지므로 벤토나이트 방벽의 성능유지 측면에서의 장점이 있다.

처분비용은 1992년 기준으로 ① MLH이 16,397 MSEK ② KBS-3이 17,623 MSEK ③ VLH가 17,710 MSEK ④ VDH는 44,446 MSEK이다. ①과 ② 그리고 ③의 차이는 매우 미약하나 VDH 방식은 다른 개념에 비해서 많은 비용을 필요로 하는 것으로 평가되었다.

2.2 세계 각국의 방사성폐기물 처분연구 현황

원자력 발전소를 운영하고 있는 대부분의 국가에서

Table 2. Current status of underground rock laboratory around the world¹⁸⁾

국가	시설명	암반	착공시기	원자력현황	운영주체	비고
스웨덴	Stripa	결정질암	1980	12기 (51%)	SKB(1)	OECD/NEA 국가들과 10여년간 국제 공동연구 1992년 종료
	Aspo	결정질암	1986 (1996년 준공)			1991년부터 미국, 캐나다, 일본, 영국, 독일, 필란드, 프랑스, 스위스 국제공동연구 1986년 준공, 2008년
미국	ESF(Extraplotaqry Study Facility)	응회암(지하 300 m)	1933	109기 (22%)	US DOE(2)	불포화대에 위치
	WIPP(Waste Isolation Pilot Plant)	암염(New Mexico 주 650 m 지하)	1975			군사용중저준위폐기물 영구처분 인 허가신청중
	Vault	암염	1970			저준위폐기물 처분장내 위치
필란드	VLJ Research Tunnel	결정질암 (지하 50 m)	1992	(30%)	POSIVA	저준위폐기물 처분장내 위치
독일	Gorleben	Bedded Salt(지하 840-1200 m)	1979	21 (30%)	DBE	실제 처분장 후보지임(부지조사 2003년 완료, 처분 2011년 시작)
	Asse	Bedded salt	1966			유럽최초 Url, 1995, 12폐쇄
	Konrad	폐철광	1975			실제 중저준위폐기물 처분장 후보지
일본	토노	결정질암반	1995.8	49(28%)	PNC(3)	계획수립단계
영국	RCF(Rock Characterisation Facility)	BVG(6) (지하 700 m)	1997	34 (26%)	UK Nirex	중저준위폐기물 처분후보지
프랑스	Vienne	화강암	2000	56 (75%)	ANDRA(4)	이 중 최소 2곳에 URL 건설예정
	동부 프랑스	Clay	2000			
	Gard	Clay	2000			
벨기에	URF(underground Research Facility)	Clay	1980	7 (56%)	ONDRAF/ NIGRA	2035년 처분예정
캐나다	URL	결정질암	1980	22	AECL(5)	80년 중반부터 운영중
스위스	GTS(Grimsel Test)	결정질암	1983	5	NAGRA	처분실증시험 진행중
	Terri	Clay	1995. 12			계획수립단계

는 원자력시설에서 발생한 저준위, 중준위 그리고 고준위 및 사용후핵연료 영구처분을 위해 국가 주도하에 방사성폐기물 전달기구를 성립하여 운영하고 있다.

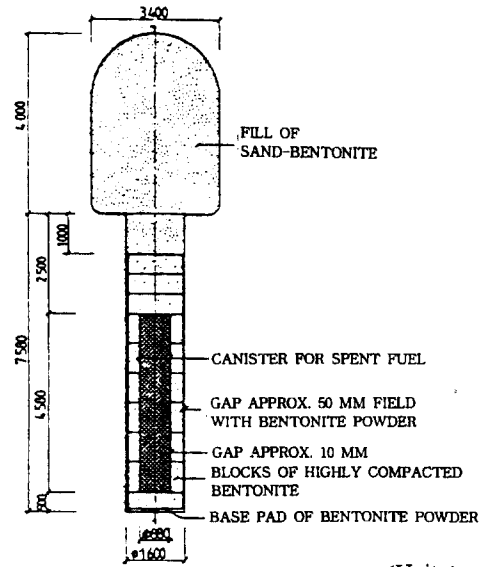
고준위 방사성폐기물은 반감기가 수 백만년에 이르는 핵종의 유출을 억제해야 하며 처분장 인접 주민에 대해서 암을 유발할 수 있는 확률이 백만 명 중 한사람 이하의 피폭선량 기준을 만족해야 한다. 그러므로 세계 각국에서는 이러한 엄격한 기술적 기준을 만족하기 위해 1970년대부터 개발된 각종기술의 실증을 위한 지하 실증시험시설을 계획, 건설 또는 운영하고 있다. 이러한 지하시험시설을 각 국가마다 운영하는 이유로는 심지층 환경조건을 지상에서 재현하는 것이 곤란하고 실험실에서 얻어진 데이터를 실증할 필요성이 있기 때문이다 즉, 심지층에서는 산소농도가 매우 낮은 환경조건이라고 할 수 있으며 이를 지상의 실험실에서 재현하기에는 곤란한 경우가 많다. 그리고 이와 같이 얻어진 지상실험실의 데이터는 어디까지나 심지하환경을 상정한 조건하에서의 결과로서 최종적으로는 심지층 조건에서도 유사한 결과가 얻어지는 지에 대한 실증이 요구된다. 그리고 또 하나의 중요한 이유로는 지하매질의 불확실성이다. 즉 지하매질의 불균질성 및 이방성을 지상에서 재현하는 것은 거의 불가능하며 외국의 동일지층 특성과 비교하여 자국 고유의 지질특성을 정리할 수는 있으나, 자국내에 지하시험시설을 설치하지 않으면 외국과의 차이 및 자국고유의 문제점은 파악할 수 없으며, 외국에서 얻어진 수많은 결과도 활용하기에는 상당한 제약이 따른다. 세계각국의 실증시험시설을 요약하면 Table 2와 같다.⁸⁾

3. 포화된 암반내 사용후핵연료 처분을 위한 열, 수리, 역학적 특성 해석

3.1 해석개요 및 이론

이 연구에서는 사용후핵연료의 발열량을 고려한 포화암반의 열-수리-역학적 상호특성해석을 실시하였다. 해석모델은 Fig. 1에서와 같이 SKB사가 제안한 KBS-3 개념의 처분터널⁵⁾을 기본 모델로 설정하였다.

해석은 Fig. 2의 해석절차에서 볼 수 있는 바와 같이 먼저 처분터널 굴착에 따른 역학적 안정성 해석을 실시한다. 그리고 터널내부로의 지하수 유입량이 안정화되는 시간단계까지 수리-역학적 상호특성을 실시한다. 그리고 이 후 처분용기의 설치를 가정하여 사용후핵연료



<Unit : mm>

Fig. 1. Deposition hole with canister, buffer material and backfill of the storage tunne[5].

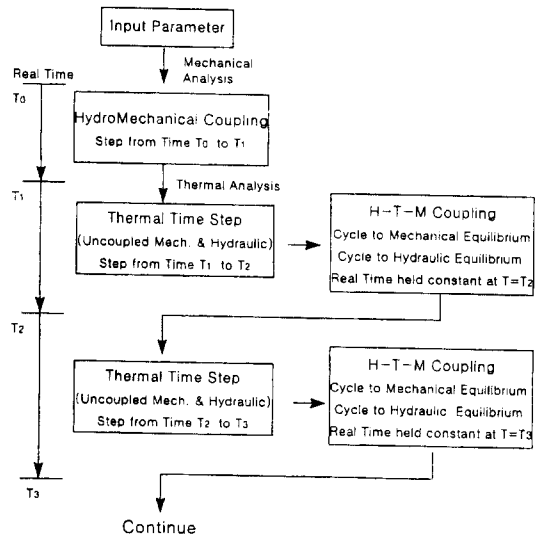


Fig. 2. Flow chart of the hydro-thermo-mechanical analysis.

의 발열량을 고려한 열전달 및 역학적, 수리학적 해석을 통해서 일정시간 단계에서 열-수리-역학적 특성 해석을 하였다. 해석에 사용된 프로그램은 Flac 3.2 (Fast Lagrangian Analysis of Continua)이다.

Flac에서 가능한 열, 수리, 역학적 해석의 기본방정식으로는 뉴우턴의 운동방정식, 응력-변형을 상관관계식, Darcy 방정식 그리고 Fourier 방정식이다. 각각의

방정식에 대해서 간략하게 기술하여 질량-스프링 시스템에서 뉴우턴의 운동방정식을 일반화하여 표현하면 식(2)과 같다.

$$\rho \frac{\partial \dot{u}}{\partial t} = \frac{\partial \sigma_{ij}}{\partial x_j} + \rho g_i \quad (2)$$

식 (2)에서 ρ =밀도
 t =시간
 x_i =좌표벡터 성분
 g_i =중력가속도
 σ_{ij} =응력텐서

응력-변형을 관계식은 아래식으로 표현된다.

$$\dot{\epsilon}_{ij} = \frac{1}{2} \left[\frac{\partial \dot{u}_i}{\partial x_j} + \frac{\partial \dot{u}_j}{\partial x_i} \right] \quad (3)$$

식 (3)에서 $\dot{\epsilon}_{ij}$ =변형율도
 \dot{u}_i =속도 성분

그리고 등방탄성체에서 응력은 전 단계 응력과 변형을 증분으로 계산된다.

$$\sigma_{ij} := \sigma_{ij} + \left\{ \delta_{ij} \left(K - \frac{2}{3} G \right) \dot{\epsilon}_{kk} + 2G \dot{\epsilon}_{ij} \right\} \Delta t \quad (4)$$

δ_{ij} =Kronecker delta
 Δt =시간단계
 G, K =전단계수, 체적계수

이방성다공성 암반에서의 Darcy 법칙은 아래의 식으로 표현된다.

$$V_i = K_{ij} \frac{\partial P}{\partial x_j} \quad (5)$$

v : 속도 벡터
 p : 압력
 K_{ij} : 투수계수 텐서

해석모델에서 유량 속도벡터(specific discharge vector) 합은 식 (6)와 같다.

$$V_i = \frac{K_{ij}}{A} \sum P n_j s \quad (6)$$

그리고 절점에서 유량은 식 (7)으로 계산된다.

$$Q = V_i n_i s \quad (7)$$

완전포화조건에서 절점에서의 불균형 유량 ΣQ 는 공극수압의 변화를 일으키며 다음식으로 표현된다.

$$P := p - \frac{C_w (\sum Q \Delta t + \Delta V_{mech})}{nV} \quad (8)$$

p : 공극수압
 C_w : 물의 압축율
 n : 공극율
 V : 전체 체적
 ΔV_{mech} : 변형으로 인한 등가절점체적
 이차원 열전달 방정식은 아래의 확산방정식(Diffusion Equation)으로 표현할 수 있다.

$$\frac{\partial T}{\partial t} = \frac{1}{C_p \rho} \left[k_x \frac{\partial^2 T}{\partial x^2} + k_y \frac{\partial^2 T}{\partial y^2} \right] \quad (9)$$

T : 온도
 C_p : 비열(Specific Heat)
 ρ : 비중
 k_x, k_y : x,y 방향의 열전달계수

그리고 매질내 온도변화로 인한 응력변화는 다음의 식으로 계산된다.

$$\Delta \sigma_{ij} = -\delta_{ij} 3K \alpha \Delta T \quad (10)$$

δ_{ij} : kronecker delta
 K : bulk modulus
 α : 열팽창계수
 ΔT : 온도변화

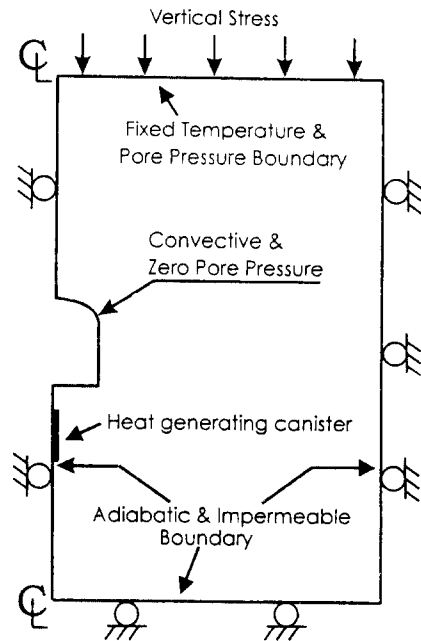


Fig. 3. Boundary conditions of the numerical model.

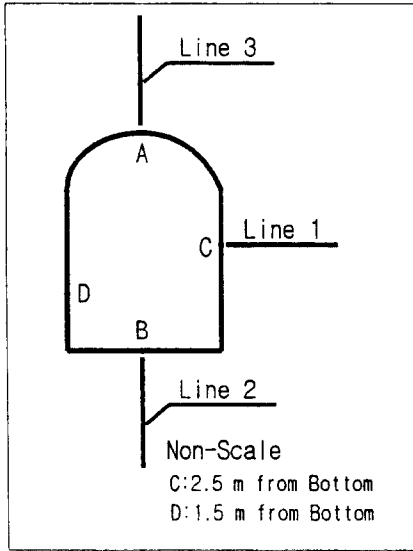


Fig. 4. Location of monitoring points and lines.

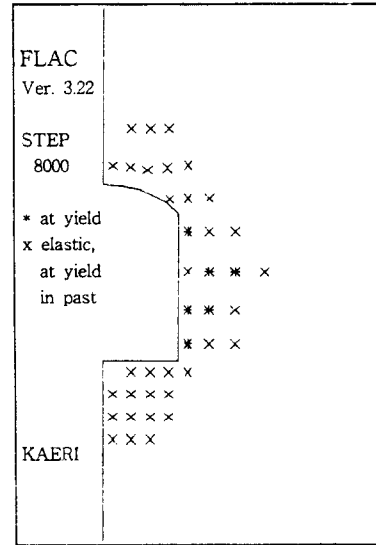


Fig. 5. Disturbed zone around disposal tunnel.

Table 3. Input parameters for hydro-thermo-mechanical analysis

Elastic Modulus	60 GPa	R
Poisson Ratio	0.23	R
Density	2700 kg/m ³	R
Cohesion	2 MPa	R
Friction Angle	35°	R
Specific Heat Capacity	800 J/kg ^o K	R
Thermal Conductivity	3.6 W/m ^o K	R
Thermal Expansion Coefficient	8.3×10 ⁻⁶ 1/ ^o K	R
Hydraulic Conductivity	1.0×10 ⁻¹⁰ m/sec	R
Porosity	0.2%	R
Specific Heat Capacity	1100 J/kg ^o K	R
Thermal conductivity	1.5 W/m ^o K	B
Thermal Expansion Coefficient	8.0×10 ⁻⁶ 1/ ^o K	B
Hydraulic Conductivity	1.0×10 ⁻¹¹ m/sec	B

*R: Rock, B: Bentonite

3.2 해석모델 및 주요 입력변수

해석모델은 Fig. 3에서와 같이 대칭성을 고려하여 모델을 설정하였다. 처분터널의 크기는 Fig. 1과 같다. 그리고 캐니스터는 Fig. 1에서와 같이 4.58 m의 선요소로 모델화 하였으며 처분공은 벤토나이트로 충전되는 것으로 가정하여 Table 3에서 볼 수 있는 바와 같이 벤토나이트의 물성을 고려하였다. 해석대상 암반체는 완전포화체이며 처분동굴은 지하 500 m에 위치하는 것으로 가정하였다. 초기응력조건은 수직대 수평응력비가 동일하다고 가정하였으며 수직응력은 암반의 자중을 고려하여 계산하였다. 해석모델은 탄소성체로 간주하였으며 항복조건은 Mohr-Coulomb 식을 이용

하였다.

경계조건으로 Fig. 3에서와 같이 하부면은 수직변위를 구속하였으며 두 측면은 수평변위를 구속하였다. 지하수 유동해석을 위한 경계조건은 정수압 조건으로 설정하여 모델의 상부면은 해석모델의 깊이를 고려하여 일정 공극수압을 가하였다. 해석모델의 좌우측면 및 하부면을 통한 지하수 유동은 없다고 가정하여, 경계조건은 불투수면 조건으로 설정하였다. 그리고 처분터널은 공동으로 가정하여 벽면의 공극수압은 영으로 설정했다. 열해석을 위한 경계조건으로는 암반의 초기온도를 27^oC로 가정하였으며 좌우측면 및 하부면은 단열조건으로 설정하였으며 처분터널 경계면은 터널내부로의 공기 흐름을 가정하여 대류(Convection) 조건으로 설정하였다. 처분용기의 단위면적당 열발생량 산정은 아래의 관계식을 이용하였으며⁹⁾ 초기 열량은 200 W/m로 가정하였다.¹⁰⁾

$$q_0 = \frac{Q_0}{2\pi r} \quad (11)$$

식 (11)에서 Q₀: 열량 (200 W/m)

r: 처분용기 반경

그리고 시간에 따른 처분용기 열발생량의 감소관계는 식 (12)을 적용하였으며¹¹⁾ 이를 Flac의 Fish 함수기능을 이용하여 표현하였다.

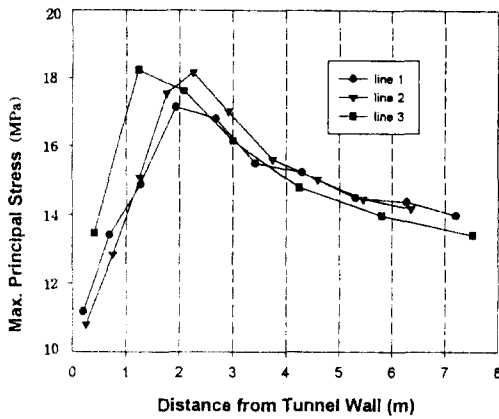


Fig. 6. Maximum principal stress along three monitoring lines.

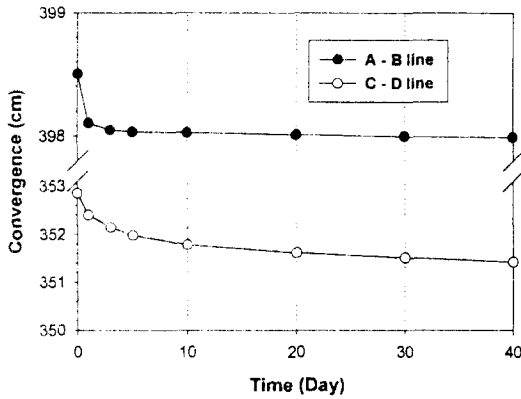


Fig. 7. Variation of convergence with time between measuring point A and B, C and D.

$$q(t) = \exp(-0.024t) + \exp(-0.0075t) + \exp(-0.046t) + \exp(-0.0068t) - \exp(-0.0073t) \quad (12)$$

식 (12)에서 t: 처분 후 시간

해석에 사용된 주요 물성은 처분개념 모델 연구에서 적용된 값을 참고로 하여 설정하였다.^{5,6,10)} Table 3은 해석모델에 사용된 주요 입력변수를 보여준다.

3.3 해석결과 및 분석

3.3.1 처분터널 굴착에 따른 수리, 역학적 특성 해석

처분공동의 굴착은 전단면 굴착으로 가정하였으며 처분공의 굴착은 고려하지 않았다. 공동굴착 후 변위는 Fig. 4의 공동의 상하부 지점(A, B)에서 공동내부 방향으로 각각 8.7 mm, 6.2 mm의 변위가 발생했으며 공동 벽면(C)에서 내부방향으로의 최대 수평변위는 약 7.8

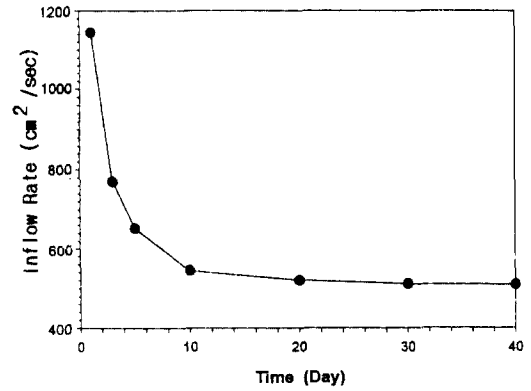


Fig. 8. Variation of groundwater inflow into disposal tunnel.

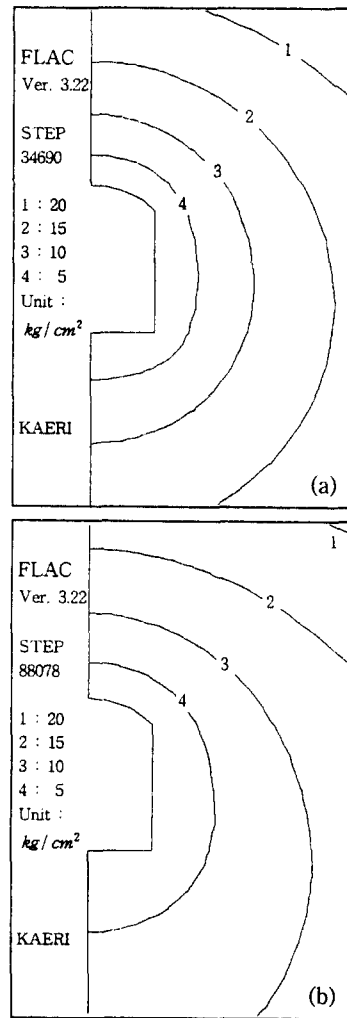


Fig. 9. Distribution of pore pressure around disposal tunnel. (a) 5 days, (b) 40 days

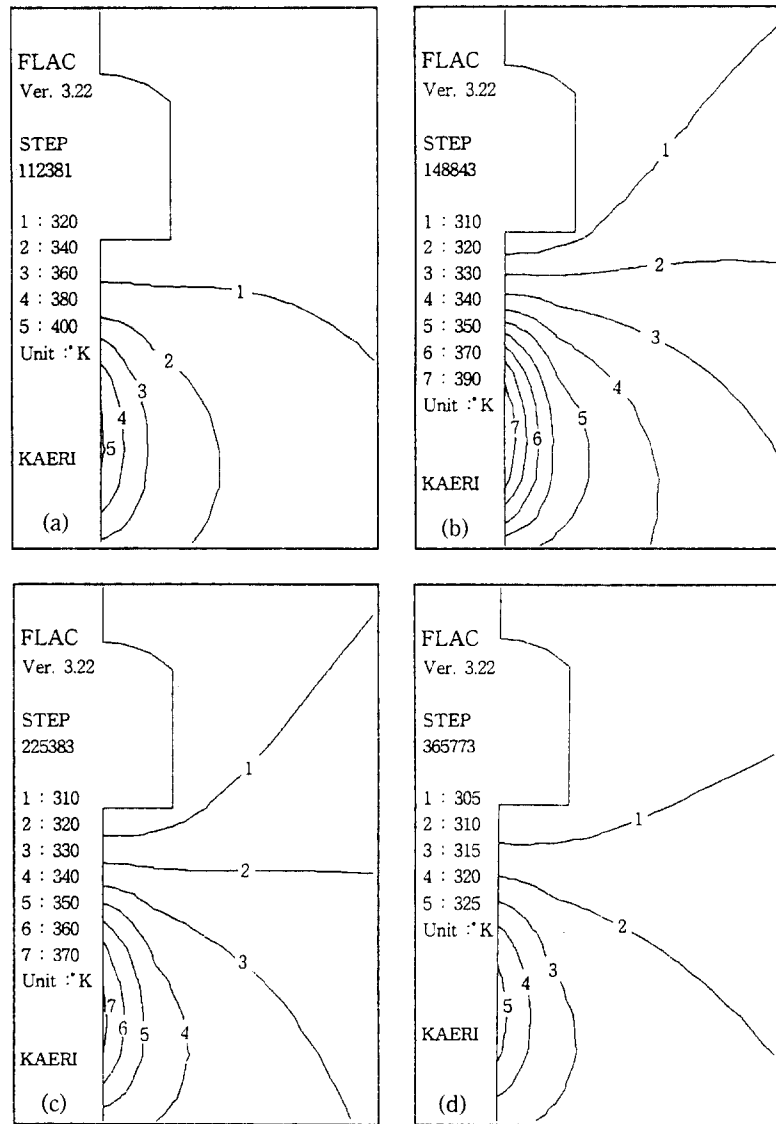


Fig. 10. Distribution of temperature around deposition hole and disposal tunnel.
 (a) 4 years, (b) 10 years, (c) 30 years, (d) 100 years

mm이다. 공동주위 소성영역은 Fig. 5에서와 같이 공동이 폭에 비해 길이가 긴 형상으로 인해서 공동벽면 암반에서 발생함을 알 수 있으며 공동 상하부도 불안정함을 알 수 있다. Fig. 4의 각각의 축선에 따른 공동주위 암반의 주응력은 Fig. 6과 같다. 그림에서 볼 수 있는 바와 같이 공동의 상부에서는 약 1.3 m, 그리고 하부와 측벽부에서 약 2 m 지점까지 응력개방이 발생한다고 판단된다.

공동 굴착의 완료 후에는 일정기간이 지난 후 처분작

업이 수행됨을 고려하여 처분터널 굴착 후 40일간 압밀 개념에 근거하여 수리-역학 상호특성을 실시하였다. 시간에 따른 공동의 내공변위 양상은 Fig. 7과 같다. 그림에서 볼 수 있는 바와 같이 시간의 증가에 따라 내공변위는 일정치에 수렴함을 알 수 있다.

공동내부로의 지하수 유입량의 변화는 Fig. 8과 같으며 2차원 단면의 경우, 굴착 초기에 약 150 cm²/sec에서 약 10일 후부터 거의 안정화되어 40일 이후에는 약 500 cm²/sec정도로 안정화됨을 알 수 있다. 이 해석

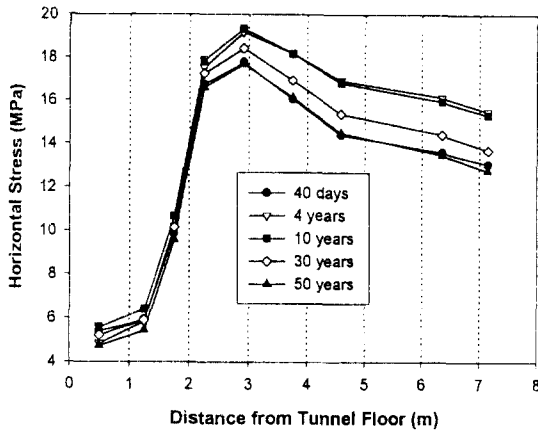


Fig. 11. Variation of horizontal stress with elapsed time after emplacement of canister along line 2.

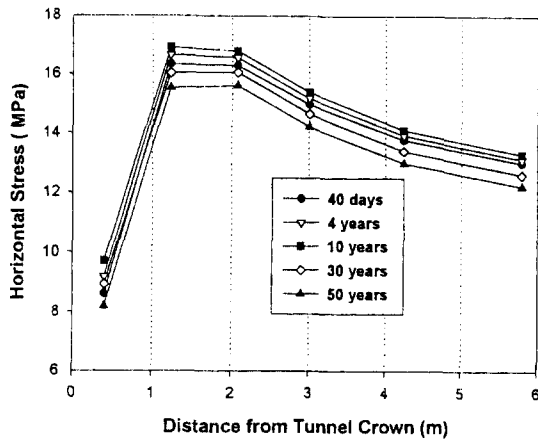


Fig. 12. Variation of horizontal stress with elapsed time after emplacement of canister along line 3.

에서는 지하수의 유입량이 안정화되는 시점에 처분용기가 설치되는 것으로 모델링 하였다. 공동굴착 후 5일 후와 40일 후의 공극수압의 변화 양상은 Fig. 9와 같다. 전체적인 공극수압의 양상은 공동을 중심으로 원형을 이루고 있으며 공동 외부로 갈수록 증가하는 양상을 보여준다. 그리고 시간의 증가에 따라 공극수압은 점차 감소하며 지하수 유입량의 안정화로부터 알 수 있는 바와 같이 공극수압도 시간의 증가에 따라 안정화 된다.

3.3.2 사용후핵연료의 열발생을 고려한 열, 수리, 역학적 특성 해석

이 해석에서는 처분용기의 설치 후 시간의 증가에 따

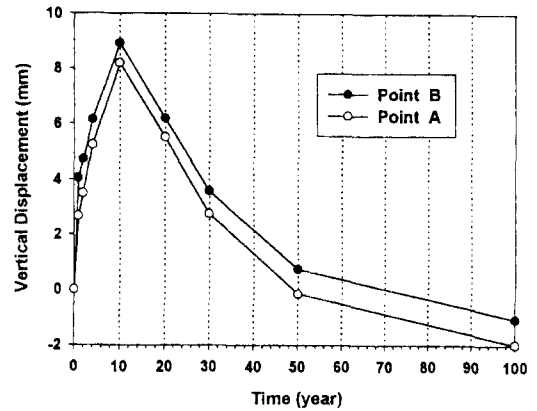


Fig. 13. Variation of vertical displacement with elapsed time after emplacement of canister at measuring points A and B.

른 열, 수리, 역학적 해석을 실시하여 전체 100년 기간의 공동의 안정성 및 지하수 유입량 변화 그리고 암반 내 온도변화 분포 특성에 대해서 고찰하였다.

해석은 먼저 처분용기의 열발생을 고려한 암반내 열전달 해석을 하였다. Fig. 10은 처분용기 설치 후 4, 10, 30, 100년에서의 온도 분포를 보여준다. 그림에서와 같이 약 4년 후에 처분용기 중심의 표면온도는 약 120°C 이상으로 가장 높은 온도에 도달하며 그 이후에는 온도의 점진적인 감소가 이루어져 100년 후에는 50°C 정도의 범위를 보여준다. KBS-3 처분개념에서는 인공방벽의 건전성을 유지하기 위해서 온도는 100~120°C 이하로 설정하고 있다.¹⁰⁾ 그러므로 이 연구에서 계산된 처분용기 중심점에서의 최대온도는 인공방벽의 성능에 큰 영향을 미치지 않는 것으로 판단된다. 이러한 온도에 대한 인공방벽의 건전성에 영향을 미치는 요소는 처분용기 열원의 산정 등을 포함한 다양한 요소가 있으며 이에 대한 연구가 필요할 것으로 본다. 공동주위 온도 분포는 처분용기 설치 후 약 10년 시점에서 최고 값을 나타내며 약 30년 정도 까지 비슷한 온도 분포를 보여준다.

공동하부 및 공동상부 암반에서 Fig. 4의 축선 2, 3에 따른 수평방향의 응력변화는 Fig. 11 및 12와 같다. 수평방향 응력은 수직방향 응력에 비해서 처분용기에서 발생하는 열의 영향을 직접적으로 받게 된다. 수평방향 응력의 변화 양상은 처분용기에서 발생열의 영향으로 지속적인 압축응력의 증가를 보이다가 처분용기 설치 후 10년 후 최고에 도달하며 약 50년 후에는

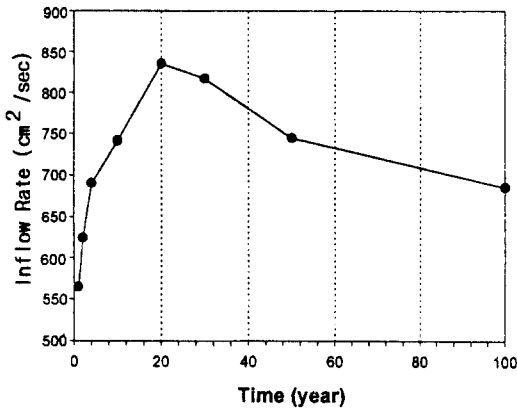


Fig. 14. Variation of groundwater inflow into disposal tunnel with elapsed time after emplacement of canister.

처분용기 설치 전의 응력상태를 보이고 있다. 그리고 공동 하부에서는 상부와 비교해서 처분용기 열발생의 영향으로 다소 높은 값을 나타내고 있으며 약 50년 시점에서는 처분용기 설치 전의 응력상태를 회복함을 나타낸다.

Fig. 13은 Fig. 4의 측정 A와 B에서의 시간에 따른 수직변위의 변화를 보여 준다. 그림에서 알 수 있는 바와 같이 공동하부 열원의 영향으로 압밀의 영향에도 불구하고 전체적인 양상은 상부 방향으로의 변위가 발생하며 처분용기에 인접한 공동하부 지점에서 수직상승 변위가 다소 더 큰 값을 나타낸다. 최대 변위는 처분터널 바닥면의 중심에서 약 0.9 cm이다. 이는 처분용기 설치 후 약 10년 시점이며 공동 주위 암반의 최대온도 시점과 거의 일치함을 보여준다. 그리고 50년 이후에는 처분용기 열발생의 감소와 함께 계속적인 압밀의 영향으로 오히려 하부 방향으로의 변위가 시작되어 처분터널의 전반적인 하강변위가 발생한다.

열발생에 따른 지하수 유입량은 Fig. 14와 같다. 그림에서 볼 수 있는 바와 같이 처분터널의 2차원 단면에서의 지하수 유입량은 20년 후 시점에서 약 800 cm²/sec 이상으로서 처분용기 설치 전의 지하수 유입량, 약 500 cm²/sec에 비해서 약 1.6배 정도 증가하였다. 이는 처분용기 열발생량으로 인한 암반의 열팽창 특성과 이에 따른 암반내 공극수압의 증가 현상으로 볼 수 있다. 그리고 지하수 유입량의 전체적인 변화 양상도 처분용기 열발생의 감소로 인한 공극수압의 감소로 시간의 증가에 따라 지속적인 감소를 보여주고 있으며 약 50년 이후에는 거의 안정화 단계에 이른 것으로 판단된다.

4. 결 론

이 연구에서는 방사성폐기물 처분개념 연구와 세계 각국의 지하시험시설의 현황에 대해서 알아보았으며 처분용기의 열발생을 고려한 포화된 암반에서의 열, 수리, 역학적 특성연구가 수행되었다. 이 연구에서 얻어진 결론을 요약하면 다음과 같다.

1. 우리나라는 중수로 사용후핵연료, 가압경수로 및 개량형 경수로에서 발생하는 핵연료, 사용 재처리 결과 발생하는 유리고화된 고준위 방사성폐기물, 원전해체 중준위폐기물, 장반감기 중준위폐기물 등 복합적인 고준위 방사성폐기물 발생원을 가지는 매우 독특한 입장이다. 따라서 우리나라 고유의 특성을 충족시킬 수 있는 고준위 방사성폐기물 처분개념의 정립에 대한 적극적인 연구개발이 필요하다.

2. 처분공동 하부의 처분용기의 열발생으로 인해서 수직방향의 상승변위가 발생하였다. 최대변위는 공동하부면에서 약 0.9 cm로 계산되었으며 처분용기의 설치 후 약 10년 시점이다. 그리고 시간이 지남에 따라 열발생량의 감소로 변위도 감소하였으며 약 50년 이후에는 초기의 변위를 회복하는 것으로 해석되었다.

3. 방사능 감소로 인한 처분용기의 열발생의 영향으로 처분터널 주위암반의 공극수압이 상승하였으며 이로 인해서 처분터널로의 지하수 유입량은 증가하였다. 지하수 최대유입량은 처분용기 설치 전의 지하수 유입안정화 단계에 비해서 최고 약 1.6배 증가하였다. 그리고 처분용기 열발생량이 감소함에 따라서 지하수 유입량도 점차적으로 감소하였다.

4. 공동주위 암반의 온도는 약 10년 시점에서 최고가 되며 약 30년 까지 높은 온도를 유지하는 것으로 해석되었다. 그리고 처분용기 중심의 온도는 처분용기 설치 후 약 4년 정도에 최고 온도에 도달하며 약 120°C이다. 이는 KBS-3 처분개념에서 인공방벽의 건전성에 큰 영향을 미칠 수 있는 온도범위는 아닌 것으로 판단된다. 그러나 사용후핵연료의 유형에 따른 처분용기 열원산정 및 이에 따른 인공방벽의 건전성 문제는 전반적인 처분 안전성에 있어서 대단히 중요한 문제이므로 이에 대한 지속적인 연구가 필요할 것으로 판단된다.

참 고 문 헌

1. 한국전력공사, 1997, "이 달의 원자력 발전 1997년 3월호".

2. L. Jing, J. Rutqvist O. Stephanson, 1993, "Decovalex Project-Mathematical Models of Coupled T-H-M Processes for Nuclear Waste Repositories" SKI Technical Report 93:31.
3. 문현구, 주광수, 1994, "방사성폐기물의 열하중에 의한 절리암반의 거동에 관한 수치해석적 연구", 한국암반역학회지 제4권 제2호.
4. 양형식, 이춘우, 1994, "암반내 열집중을 고려한 고준위 폐기물 캐니스터의 배열설계", 한국암반역학회지 제4권 제3호.
5. L. Ageskog *et al*, 1992, "Project on Alternative Study-PASS. Cost Comparison", SKB Technical Report 92-44.
6. L. Olsson *et al*, 1992, "Project on Alternative Study-PASS" SKB-TR-92-42.
7. Hwang *et al*, 1991, "Life of a Copper Canister Limited by Mass Transfer of Sulfide", SKI TR 91-26, Swedish Nuclear Power Inspectorate, 100.
8. 김진웅, 황용수, 1995, "세계 방사성폐기물 처분현황 분석보고서", KAERI-NEMAC-AR-2/95.
9. Jan Israeisson, 1995, "DECOVALEX1-Benchmark Test 3 : Thermo-Hydro-Mechanical Modelling", SKB Technical Report 95-33.
10. R. Pusch, 1994, "Waste Disposal in Rock" Development in Geomechanical Engineering, 76, Elsevier.
11. Hwang *et al*, May 1990, "Brine Migration in a Salt Repository" Nuclear Technology Vol. 90.