

방사성 폐기물의 지하저장과 지반공학

이 영 남*

1. 서 언

원자력발전소가 국내에서 가동되기 시작한지 14년이 지난 현재 경·중수로 원자로 9기를 가동하고 있으며, 원자력 발전에서 얻는 발전량은 총 535억Kwh로 국내 총 발전량의 47.5%를 담당하고 있다. 이 원자로를 가동하는 과정에서 연간 230~240톤의 사용후 핵연료(spent nuclear fuel)가 발생하고 있으며, 중·저준위 방사성 폐기물은 연간 약 6,250드럼 정도가 발생하고 있다.²⁾ 지난 78년 4월 준공된 고리 원자력 발전소(원전) 1호기의 경우에는 중·저준위 폐기물을 임시 저장고인 3개의 지상 건물(저장능력: 200ℓ 드럼통 27,200개)에 저장중인데, 1992년 현재 총 저장능력의 96.6%를 사용하여 현재 저장고 인근에 새로운 임시 저장고(저장능력 23,000드럼)로 지상 1층짜리 철근 콘크리트 건물을 건설하고 있다.³⁾ 한편 다른 원전의 중·저준위 방사성 폐기물 저장고는 울진 원전이 오는 93년, 영광 원전이 97년, 월성 원전은 2020년까지 저장 여유가 있는 것으로 알려졌다. 또한, 사용후 핵연료인 고준위 방사성 폐기물도 고리 원전 1호기의 경우에는 중간 저장을 위한 수중 저장조가 이미 포화 상태가 되어 3호기의 저장조로 옮겨야 하는 실정이고, 월성 1호기는 1991

년, 고리 3호기는 1996년에, 고리 4호기와 영광 1호기가 1997년에 저장능력의 한계에 이르게 된다.²⁾ 그동안 정부에서 추진하다가 현지 주민들의 반대로 후보지 선정이 난항에 부딪힌 방사성 폐기물 처분장은 중·저준위 처분장이지만, 머지않아 반감기가 지난 핵연료와 같은 고준위 폐기물의 영구보관이 문제가 될 것이다.

원자력 발전과정에서 생성되는 방사성 폐기물의 처분방법으로는 지하에 저장하거나, 생물권이나 대기권에 희석 또는 확산하여 방출시키거나, 우주공간에 폐기하는 방법이 고려되었으나, 환경적인 이유와 기술적인 이유 등으로 인해 방사성 폐기물을 육지나 해저의 지하공간에 저장하는 방법이 세계 각국에서 주로 이용되고 있다. 스웨덴은 1988년에 중·저준위 방사성 폐기물 처분장을 건설, 가동중에 있으며, 다른 나라들도 부지를 선정중에 있다. 고준위 방사성 폐기물 처분에 관해서는 대부분의 나라가 중간 저장한 후 재처리하여 고화체로 만들어 지하공동에 영구 처분하는 것으로 계획하고 있다.

스웨덴, 캐나다, 프랑스, 스위스, 일본 등은 고준위 폐기물 처분장으로 화강암층을, 서독과 미국은 암염층을, 벨기에에는 점토층을 고려중에 있는 것으로 알려졌다.⁴⁾ 특히 미국은 암염층

*정회원, 현대건설 주식회사 기술연구소 부장

외에 응회암층과 현무암층도 고려하고 있다.

방사성 폐기물이 인간과 환경에 미치는 영향이 지대하기 때문에 세계 각국은 방사성 폐기물의 안전하고 확실한 처분을 위해 전반적이고 장기적인 계획을 세워놓고 있다. 또한 이러한 계획에 의해 직·간접으로 영향을 받는 국민들의 호응내지 협조를 얻기위해 각국 정부는 방사성 폐기물의 처분으로 인한 영향이 주민들에게 미치지 않는다는 것을 기회있을때 마다 또는 정기적으로 홍보하고 있다. 이러한 영향과 처분효과의 평가과정은 물론 설계과정에서도 지반공학 기술자들의 역할은 상당히 중요한 것으로 판단된다.

본고에서는 방사성 폐기물 처리 일반에 관해서 알아보기 위해 가장 구체적이고 앞선 핵 폐기물 계획을 가지고 있는 스웨덴의 계획을 설명하고, 고준위 방사성 폐기물을 지하 공동에 저장할때 지반공학적인 관점에서 고려되어야 하는 사항들을 검토해 보고자 한다. 아울러, 고준위 폐기물 처분시 예상되는 암체(rock mass)의 열역학적인 거동에 관한 사항들을 살펴보려 한다.

2. 스웨덴의 핵폐기물 관리

2.1 개요

스웨덴에서는 1972년에 첫 상업용 원자로가 가동된 후 1985년에 12개의 원자로가 그림 1에서 보듯이 4개소에 설치되어 있는데, 원자력 발전용량은 9.650MW로써 스웨덴의 총 발전량의 50%수준에 이른다. 원자로들은 Ringhals(4개), Barsebäck(2개), Oskarshamn(3개) 그리고 Forsmark(3개)에 위치해 있다. 스웨덴의 핵 폐기물의 관리와 처분은 SKB(The Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Company)에 의해 계획, 설계, 시공 및 운영되고 있다. SKB는 그외에도 상당히 많은 방사성 폐기물 처분과 관련된 연구를

주도하고 있으며, 그 결과를 이용하여 많은 기술자료^{5~9)}와 홍보자료^{10~13)}를 발간했다. 여기에 필요한 비용들은 전기료에 포함되어 있는데, 예를들면 1986년에 소비자들은 Kwh당 약 31원 정도를 부담하였다.

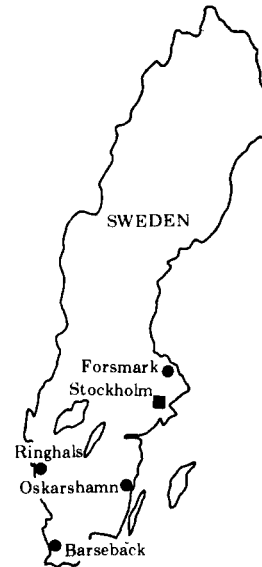


그림 1. Location plan for the swedish nuclear power plants.

스웨덴의 핵 폐기물 관리 시스템은 그림 2에서 보듯이 기본적으로 다음과 같은 부분으로 구성되어 있다.

- 중·저준위 방사성 폐기물의 최종처분장(SFR)
- 사용후 핵연료의 중간저장고(CLAB)
- 사용후 핵연료의 최종 처분장(SFL)

상기 핵 폐기물 관리 시스템의 상호연관 관계, 가동시기와 그 밖의 사항들이 그림 3에 요약되어 있다.

2.2 폐기물 종류

원자력 발전소에서 전기를 생산하는 과정에

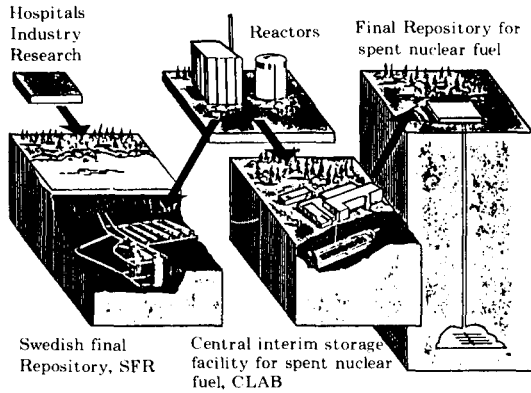


그림 2. The Swedish system for radioactive waste management.¹⁰⁾

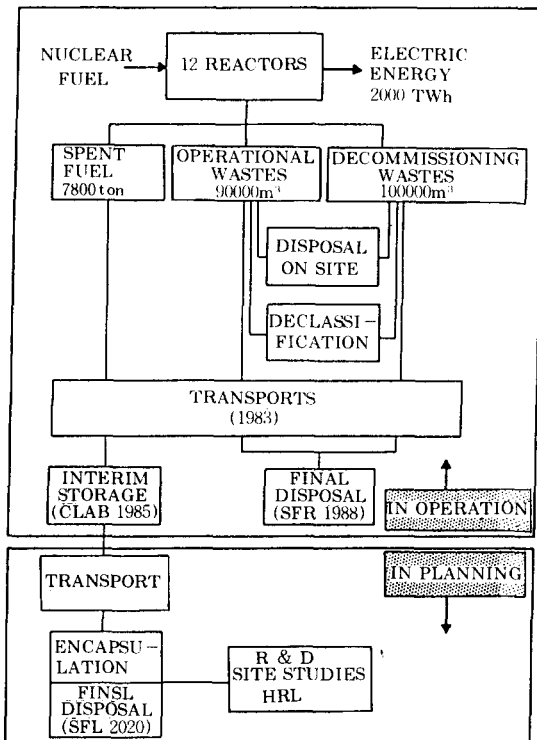


그림 3. Present status of the Swedish radioactive waste management program.¹¹⁾

서 몇 가지 종류의 방사성 폐기물이 발생하는데 이는 사용후 핵연료(spent nuclear fuel)와

발전소 운영과정에서 생성되는 운영 폐기물 (operational waste)로 대부분된다. 또한 방사능 및 발열정도에 따라 저·중 및 고준위 폐기물 (Low, Intermediate and High Level Waste : LLW, ILW and HLW)로 구분된다.

a. 사용후 핵 연료(Spent Nuclear Fuel)

핵연료는 가장 안정된 세라믹 재질로 된 골무크기의 수 많은 원통형 이산화 우라늄펠레트 (pellet)로 구성되어 있다.(그림 4(a) 참조) 이 원통형 펠레트들은 부식에 대한 저항력이 강한 재질로 만들어진 긴 관속, 즉 연료봉(fuel rod) 속에 차곡차곡 채워진다. 연료봉들은 4 각형 관모양의 채널내에 삽입되는데, 이를 fuel bundle 또는 fuel assembly라 한다.(그림 4(b)와 (c)). 원자로에서 4-5년 사용하고 나면 fuel assembly는 사용 완료된 것이며, 사용후 연료는 겉으로 보기에는 새연료같이 보이나 강력한 방사능열을 방출한다. Fuel assembly 들내에 있는 우라늄 원자들은 원자로 가동중에 분열되어 다른 종류의 새로운 원자들을 형성하게 되며, 이 분열 과정에서 열과 방사능의 형태로 에너지를 방출한다. 연료의 방사능 정도와 발열 정도는 시간이 경과함에 따라 감소하나, 장기간에 걸쳐서는 발열량이 너무 커져 연료는 계속적으로

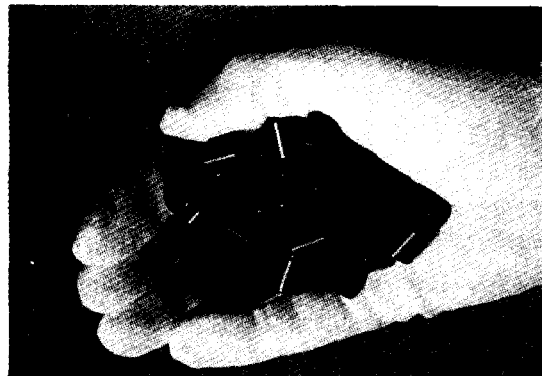


그림 4(a). Photo showing "pellets" of uranium dioxide; one pellet in a nuclear reactor is equivalent to about 800 liters of oil.¹¹⁾

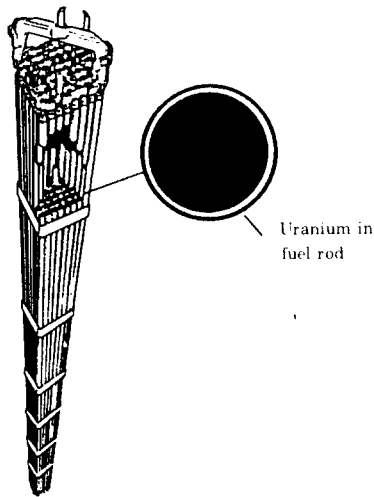


그림 4(b). Cut away view of fuel bundle with fuel rods containing the nuclear fuel in the form of uranium dioxide.¹²

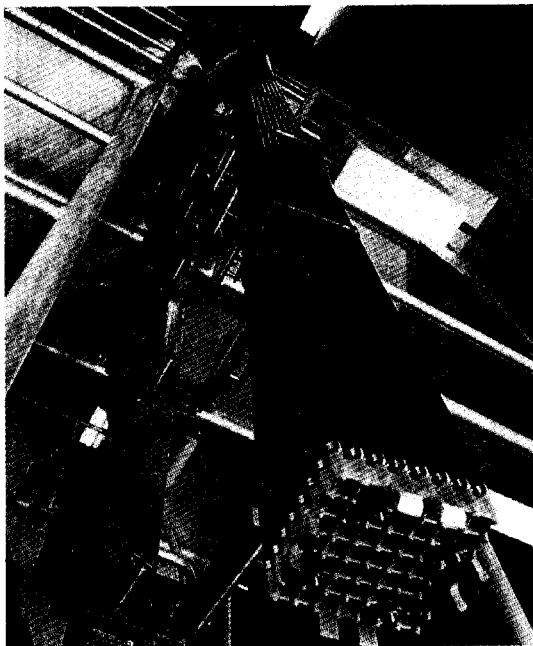


그림 4(c). Photo showing a fuel bundle during fabrication. Each fuel bundle yields about 60 million Kwh¹³

냉각되어야 한다. 연료를 수중에서 관리함으로써 효과적인 방사능 차단과 냉각을 피할 수 있게 된다.

b. 운영 폐기물(Operational Waste)

저·중준위 폐기물은 원자로 운영 과정이나 CLAB에서 발생하게 된다. 운영 폐기물중에 포함된 방사성 물질의 농도는 사용후 핵연료보다 훨씬 낮다. 중준위 폐기물은 원자로 용수를 정화하는데 사용했던 필터나 이온 교환 수지가 주종을 이루는데, 이를 취급하기 위해서는 냉각시킬 필요는 없지만 어느 정도의 방사선 차단은 필요하다. 저준위 폐기물로는 방사선 차단없이 취급할 수 있는 사용이 끝난 보호복, 쓰레기, 연장 등이 있다.

2.3 중·저준위 방사성 폐기물 처분장(SFR)

SFR은 중·저준위 폐기물의 최종 처분장으로 Forsmark 원자력 발전소 앞, 발틱해 밑 60m 깊이에 건설되었다. 그림 5에서 보듯이 해변에서 터널에 이르는 1,000m 길이의 쌍굴 진입 터널과 4개의 수평공동, 1개의 사일로와 다수의 연결터널로 구성되고 있다. 콘크리트 사일로는 중준위 방사성 폐기물의 40%를 패키지 형태로 각 cell내에 저장하게 되는데, (그림 5) 이 사일로는 70m높이의 원추형 공동 내에 건설되었다. 사일로와 기반암 사이의 공간은 매우 낮은 투수성을 갖는 벤토나이트 점토로 완전히 채워졌다. 이와같은 두층(콘크리트벽, 점토벽)의 인공벽은 방사성물질의 지하수에 의한 유출을 막기 위해 고안된 것이다. 길이 160m의 수평공동들은 중·저준위 방사성 폐기물을 저장하는데 사용하고 있다.

처분장은 2단계로 건설되도록 계획되었는데 1988년에 완공된 제1단계에서는 60,000m³의 폐기물을 저장하기 위한 사일로 1개와 4개의 수평공동이 건설되었으며, 건설시 암의 굴착량은 430,000m³이었다. 제2단계에서는 1개의 사일도와 1개 내지 2개의 지하공동이 1998년까

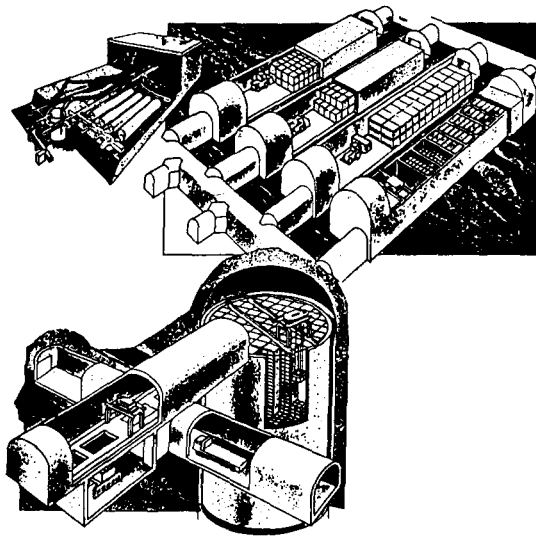


그림 5. Final repository for radioactive operational waste - SFR.¹¹⁾

지 건설될 예정이다. 이들 저장소는 폐기물로 모두 채워지는 시점인 2013년경에는 완전히 폐쇄시킬 예정이며, 각 출입구는 콘크리트로 막고 터널 입구는 암석으로 채우며, 지상건물은 철거할 계획이다.

2.4 사용후 핵연료 중간 저장고(CLAB)

스웨덴의 원자력 발전소에서 나오는 모든 사용후 핵연료는 Oskarshamn 원자력 발전소 근처에 있는 CLAB 시설속에 임시로 40년동안 저장된 후, 뚜껑을 씌워서 정해진 장소로 운반, 영구 저장될 것이다. 이 기간중에 연료의 방사능 양과 발열량은 약 90% 감소하게 되어 이 연료들을 다른 장소로 운반하는 것이 가능하게 된다. 이 저장고는 1985년부터 가동되어 60년 동안 운영될 것으로 기대된다.

CLAB은 지상의 reception building 과 지하 암반동공에 건설한 저장수조 건물로 구성되어 있다.(그림 6) 저장수조는 현재 3,000톤의 사용후 핵연료를 수용할 수 있는데 이는 적어도

90년대 중반까지는 스웨덴내의 수요를 충족시킬 수 있는 규모다. 90년 중반이후에는 현재의 CLAB 시설을 확장하여 스덴의 모든 원자력 발전소에서 생성되는 7,800톤의 사용후 핵연료를 저장할 계획이다. CLAB 시설중 저장수조는 결정질암인 화강암층에 건설되었는데, 그 천정은 지표면하 25-30m 깊이에 위치하고 있다. 암반공동은 슛크리트와 록 볼트로 지보되었고, 이 공동내에 저장수조 건물을 건설하였는데, 바닥과 벽은 콘크리트로 지붕은 금속판으로 시공하였다. 이 건물의 규모는 폭 21m, 높이 27m 그리고 길이 120m이며, 4개의 연료저장 수조 실과(운송채널과 연결된 약간 작은) 중앙 수조 1개소로 구성되어 있다. 각 수조는 3,000m³의 물을 담수하고 1,200톤의 사용후 핵연료를 저장할 수 있다.

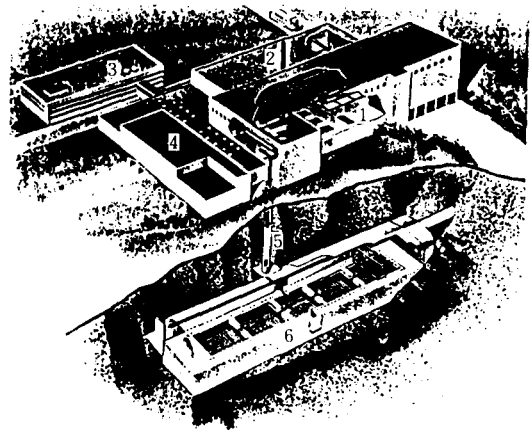


그림 6. Major facilities of Central interim storage facility for spent nuclear fuel - CLAB, consisting of an operation center(3), an above-ground reception building(1) and an underground storage building(6)¹²⁾

사용후 핵연료는 특별히 고안, 제작된 방사성 차단용 용기인 카스크(transport cask) 내에 밀봉되어 CLAB으로 운반되고, 오버헤드 크레인에 의해 수직으로 세워진 상태로 냉각조

로 보내져 카스크와 그 속에 있는 연료가 냉각된다. 냉각된 카스크는 수조(unloading pool)로 보내진후 카스크의 뚜껑을 열어 fuel assembly 들을 카스크에서 들어낸다. Fuel assembly는 중간저장을 위해 4각형 통내에 삽입된 후, 연료 수송용 엘리베이터를 이용하여 지하에 위치한 저장건물내로 수송되고, 여기서 저장 수조내의 미리 지정된 장소에 삽입, 저장된다.

2.5 사용후 핵연료의 최종처분장(Final Storage of Spent Fuel)

사용후 핵연료와 장수명 방사성 폐기물들의 저장을 위해 SKB는 방사성으로부터의 보호와 안전에 역점을 두어 개발한 계획을 스웨덴 정부에 제출, 승인을 받았다. 이 계획에 의하면 사용후 핵연료는 밀봉된 구리통에 넣어 지하 500m 깊이의 결정질 암반층에 저장하는 것으로, KBS3 multi-barrier disposal system이라고 알려져 있다. 각 통들은 그림 7에서 보듯이 터널 바닥에서 천공한 공속에 내려진 후 상당히 조밀하게 다져진 벤토나이트로 둘러싸이게 된다. 모든 처분장이 채워지고 나면 샤프트와 터널들은 모두 뒷채움하여 밀봉된다. 폐기물은 여러종류의 차단층들에 의해 주변 환경으로부터 격리되는데, 그들은 다음과 같다.

- (1) 물의 흐름이 느리고, 방사성 물질이 상당히 많이 흡수되는 암체
- (2) 거의 불투수성에 가까운 벤토나이트층
- (3) 부식 저항력이 상당히 강한 구리통
- (4) 사용후 핵연료의 낮은 용해성

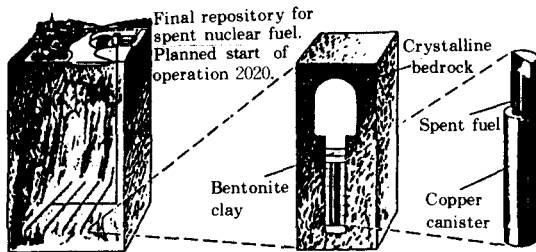


그림 7. Final repository for spent nuclear fuel.¹³⁾

사용후 핵연료의 최종저장은 2020년경에나 시작될 것이며, 현재는 종합적인 연구 개발프로그램이 진행중에 있다. 그 목적은 사용후 핵연료의 처분장 위치와 최종 저장방법에 대한 결정을 위한 기본자료를 마련하기 위한 것이다. 연구개발 프로그램은 다음과 같은 4개 분야로 대별된다.

- (1) 여러 차단층에 대한 연구 - 대안 설계와 대체 재료
- (2) 지반과학적(Geoscientific)조사 - 지질조건과 지반조사 방법에 대한 연구
- (3) 수행성과 안전성 분석을 위한 모델 개발
- (4) 부지 선정을 위한 측량 및 지형조사

지질 및 지반조사는 스웨덴내의 몇 개의 후보지에 대해서 수행되었고, 1992년경에는 2내지 3개의 후보지를 선정, 상세 조사를 수행하게 될 것이다. 처분장 위치는 1990년대 말에 결정될 예정이다. 지질 및 지반조사중에서 특기할 만한 사항은 계획중에 있는 Hard Rock Laboratory(HRL)로 Oskarshamn 원자력 발전소 근처에 위치한 Aspö 지역에 건설될 것이다.(그림 8) HRL에서 수행할 연구개발 계획은 다음의 3단계로 나누어 이루어 진다.

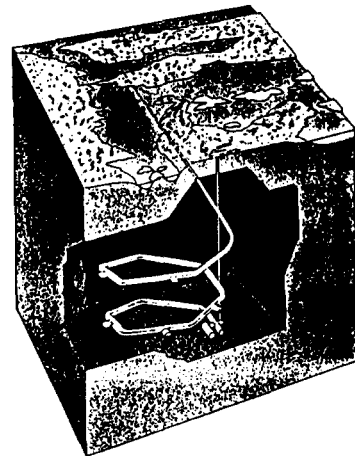


그림 8. Conceptual sketch of Aspö hard rock laboratory, consisting of access tunnel down to a depth of 500 meters and research stations.¹¹⁾

(1) 제1단계 : 1986-1989 예비조사와 관련한 연구

주로 지하수와 관련된 사항, 즉 지하수의 흐름과 용해된 물질 등에 대한 연구가 수행되었고, 여기서 수집된 자료는 다음 단계인 건설활동에 의해 영향받을 지하수 흐름을 설명하기 위한 수치 계산 모델 선정과 해석에 사용되었다.

(2) 제2단계 : 1990-1993 건설활동에 의한 영향 연구

지하 500m 깊이에 이르는 약 4km 길이의 터널 공사에 의해 영향받는 지하수 상태를 터널과 보링공에서 측정하고, 이를 수치 계산 해석치와 비교할 것이다.

(3) 제3단계 : 1993-2010 특수시험과 HRL 운영기간중의 연구

최종처분장 건설을 위한 실질적인 방법의 실험과 평가가 계획되고, 지하수 흐름과 지하수속에 용해된 물질의 수송 등에 대한 실험 연구도 포함되어 있다. 또한 자연 차단층인 암과 인공 차단층인 벤토나이트 층과 구리 층사이의 상호작용에 대한 실제 규모의 실험 연구도 포함되어 있다.

사용후 핵연료의 최종처분을 위한 기본설계 개념인 KSB3 대신 새로운 처분 개념들이 연구되고 있다. 활발하게 연구되고 있는 개념중의 하나는 Akesson 등¹⁴⁾에 의해 보고된 WP-CAVE 저장시설 개념이다.

3. 방사성 폐기물 지하저장시 지반공학상의 문제

방사성 폐기물을 처리하는 목적은 생물권을 방사성 물질의 해로운 영향으로부터 차단, 보호하는 것이다. 이러한 과제를 해결하기 위해서 방사성 폐기물을 지하 암반에 저장하는 방법이 주로 사용되고 있는데, 이는 지하 암반이 해로운 방사성 물질이 인간의 환경속으로 유출

되는 것을 막아줄 수 있기 때문이다. 방사성 폐기물을 지하에 안전하게 저장하기 위해서는 집중적인 연구, 상세한 사전조사와 세밀한 계획의 수립이 선행되어야 하는데, 주요연구와 사전조사 및 설계분야는 다음과 같다.¹⁵⁾

(가) 환경 영향평가와 안전성 분석

(Environmental Studies and Safety Analysis)

(나) 지반 공학적 조사

(Geotechnical Investigations)

(다) 수리지질 및 지화학적 연구와 조사

(Hydrogeological and Geochemical Research and Investigations)

(라) 암석역학 연구

(Rock Mechanics Research)

(마) 폐기물 포장연구와 설계

(Waste Packaging Research and Design)

(바) 저장고 설계(Repository Design)

상기분야중 (나), (다), (라)가 지반공학 분야와 관련이 있고 이분야의 문제는 크게 두 가지로 대별되는데, 지하 공동주위의 지하수에 의한 방사성 물질의 이동으로 인한 오염을 다루는 수리지질 및 지화학 문제와 폐기물 저장 공동의 안정성을 다루는 지반공학상의 문제이다.

지하수의 흐름의 문제는 지하저장소 건설이나 운영시에 지하공동 내로의 지하수 유입량이 허용치내에 들어야하는 것이 첫째이고, 저장소의 설치와 폐기물 저장으로 인해 변화되는 지하수계(groundwater regime)가 주변 생물권으로부터 오랜 기간동안 분리되어야 한다는 것이 둘째이다.¹⁶⁾ 첫번째 문제는 대부분의 대심도 공동 굴착공사에서 당면하는 문제로서 현재 충분한 기술수준에 있다. 반면에, 몇 천년 동안에 걸쳐서 지하수 흐름에 의한 방사성 물질의 이동을 막아야 한다는 두번째 문제는 경암층에 폐기물 저장소를 설계하는데 있어서 가장 중요하고 어려운 문제이다. 따라서 지하 저장소의

설계시에는 철저한 현장조사 결과와 복잡한 수리지질 현상을 다룰 수 있는 가장 첨단 이론(또는 수치)해석 결과를 종합 검토하여야 한다.

폐기물 저장 공동의 안정성 문제는 공사중의 단기 안정성과 장기적인 안정성 문제로 대별되는데, 단기 안정성의 문제는 대부분의 대심도 지하공동 굴착에서 당면하는 문제로서 현재의 기술수준으로 별 문제가 없는 분야이다. 장기적인 안정성은 발열하는 고준위 폐기물을 지하에 저장함으로써 발생하는 주변 암반의 열 및 열역학적 설계 문제이다. 고준위 폐기물은 장기간에 걸쳐 열을 발생하게 되는데, 이로 인해 주변 암반에 열응력(thermal stress)으로 인한 크랙이 발생하고, 이 크랙을 통해 방사능 물질이 지하수로 유출되게 되는 것이다.(실제로는 2-3점의 인공차단벽이 설치되어 방사성 물질의 유출 가능성은 작은 것으로 예측되나¹⁷⁾, 일단 유출되면, 유출에 의한 피해가 너무 엄청나기 때문에 철저한 조사와 연구가 필요한 것이다) 따라서, 고준위 폐기물에서 장기간에 걸쳐 발생하는 열로 인한 주변 암반의 온도상승과 이로 인한 열응력을 해석하고 암반의 거동을 예측해야 하는 문제가 집중적으로 연구, 조사되어 왔고, 앞으로도 계속될 것이다.

상기에 언급한 지하수 흐름에 의한 방사성 물질의 이동에 관한 사항은 본 특집 중 "지하수 오염과 지반환경" 부분에서 다루어지기에, 본고에서는 암석의 열역학적 거동과 안정성에 관한 문제를 주로 다루고자 한다.

4. 상승된 온도하에서의 지하공동의 열역학적 안정성

4.1 거동조사 방법

지하에 건설한 고준위 방사성 폐기물 저장소 부근 암반의 열역학적 거동을 조사하기 위해서는 현장상황과 현상을 가장 잘 나타낼 수 있는 수치해석 모델의 선정과 이에 필요한 재료 정

수들을 합리적으로 결정하는 것이 중요하다.

일반적으로 지하 암반내의 열응력의 문제는 두단계로 나누어서 다루게 되는데 온도 상승으로 인한 주변 암체내의 온도분포를 구하는 것이 첫단계이고, 이로 인해 발생하는 열응력을 구하여 전체 공동의 안정성을 평가하는 것이 두번째 단계이다. 지하암반 내의 온도 분포는 열전도 이론에 의해서 구하게 되는데, 재료내에 유입된 열 flux와 유출된 flux를 고려해서 다음과 같이 표시된다.

$$\frac{\partial}{\partial x} (K_x \frac{\partial T}{\partial x}) + \frac{\partial}{\partial y} (K_y \frac{\partial T}{\partial y}) + \frac{\partial}{\partial z} (K_z \frac{\partial T}{\partial z}) + \frac{q}{\rho c} = \frac{\partial T}{\partial t} \dots\dots\dots(1)$$

여기서 K는 열확산으로, $\frac{k}{\rho c}$ 로 표시되며, k는 열전도(thermal conductivity), c는 비열(specific heat), ρ는 재료의 밀도(density of material), q는 단위 시간, 단위 체적당에 생성된 열량, T는 초기 온도와의 차이 그리고 t는 온도변화가 시작된 후의 시간이다.

1차원의 경우에 식(1)은

$$K_x \frac{\partial^2 T}{\partial x^2} + \frac{q}{\rho c} = \frac{\partial T}{\partial t} \dots\dots\dots(2)$$

로 표시되는데, 이식은 1차원 압밀 이론식과 유사한 모양을 띄고 있다.

온도변화(ΔT)로 인해 지하 암체내에 발생하는 응력은 다음과 같이 표시된다.

$$\sigma_x = A[(1-\nu)\epsilon_x + \nu\epsilon_y + \nu\epsilon_z] - B \cdot \alpha \cdot \Delta T \quad (3)$$

$$\sigma_y = A[\nu\epsilon_x + (1-\nu)\epsilon_y + \nu\epsilon_z] - B \cdot \alpha \cdot \Delta T \quad (4)$$

$$\sigma_z = A[\nu\epsilon_x + \nu\epsilon_y + (1-\nu)\epsilon_z] - B \cdot \alpha \cdot \Delta T \quad (5)$$

$$\tau_{xy} = G \gamma_{xy} \dots\dots\dots(6)$$

$$\tau_{yz} = G \gamma_{yz} \dots\dots\dots(7)$$

$$\tau_{zx} = G \gamma_{zx} \dots\dots\dots(8)$$

여기서 $A = \frac{E}{(1+\nu)(1-2\nu)}$, $B = \frac{E}{1-2\nu}$ 이며 E는 영율(Young's modulus), ν는 포아슨비, α는 열팽창 계수 그리고 G는 전단율이다.

열 전도식(1)과 열 탄성론식(3)-(8)을 조합하면 변화된 온도로 인해 발생하는 응력과

변위를 구할 수 있다. 원형 단면과 같은 간단한 단면을 가진 경우에는 closed form 이론해가 있지만 복잡한 기하 구조를 갖는 단면이나 온도 의존 재료정수를 해석에 사용해야 하는 경우에는 유한요소법(Zienkiewicz¹⁸⁾ : Tsui와 Lee¹⁹⁾ : Wai 등²⁰⁾, 유한차분법, 경계요소법과 Finite Layer Method(Small과 Booker²¹⁾) 등을 이용하여 해석하게 된다.

상승된 온도하에서의 지하공동의 열역학적 안정성은 다음과 같은 요소들에 의해 영향받는다.

- (가) 주변 암체의 열 특성(열확산이나 열전도, 비열과 밀도의 조합)
- (나) 주변 암체의 열탄성 특성(열팽창 계수, 영율과 포아슨비)
- (다) 주변 암체의 역학적 특성 및 거동(강도정수, 응력-변형률 거동과 불연속면)
- (라) 열원의 에너지와 열 증가율

상기 항목들 중 지하공동의 열역학적 거동을 조사하기 위한 이론해석이나 수치해석상에 필요한 주요 재료 정수들은 열탄성 특성과 열 특성을 나타내는 영율(E), 포아슨비(ν), 열팽창 계수(α) 그리고 열확산(K) 등이다.

영율과 포아슨비는 기본적으로 상온에서의 강도시험(일축 또는 삼축 압축)방법과 같은 방법으로 결정되나, 다만 수조(water bath)나 전기로(electric furnace) 등을 이용하여 시편의 온도를 상승시킨 후 시험하여 결정하게 된다. 열팽창 계수는 시편을 수조나 전기로에 넣고 온도상승에 따른 변위 증가를 측정하여 결정하게 된다. 열확산은 열전도(k), 비열(c) 그리고 밀도(ρ)를 결정하여 $k/(\rho c)$ 로 부터 구하는 방법과 직접 실험하여 측정하는 방법들(Hanley 등²²⁾ : Lo와 Wai²³⁾)이 있다.

4.2 암의 열역학적 특성

a. 실내시험 결과

일축 압축응력 상태하에서의 암의 열역학적

거동은 화강편마암에 대해서 Wai 등²⁰⁾에 의해 보고되었다. 그림 9a에서 보듯이 탄성률(E)은 온도 상승에 따라 비선형으로 감소하며, 특히 온도 이력(temperature history)에 의존하는 거동을 보이고 있다. 특히 온도 이력에 따라 탄성률이 변하는 것은 구성 광물사이의 열

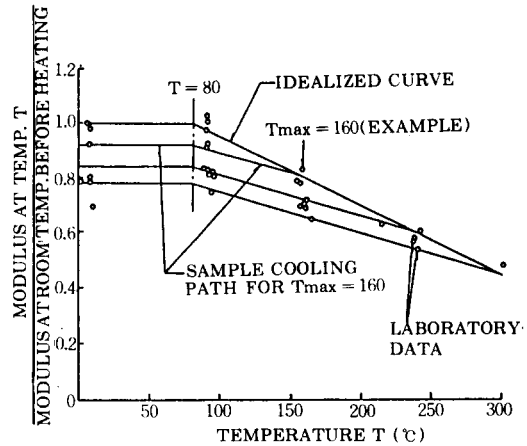


그림 9(a). Idealized relationship between deformation modulus and temperature for granitic gneiss.²⁰⁾

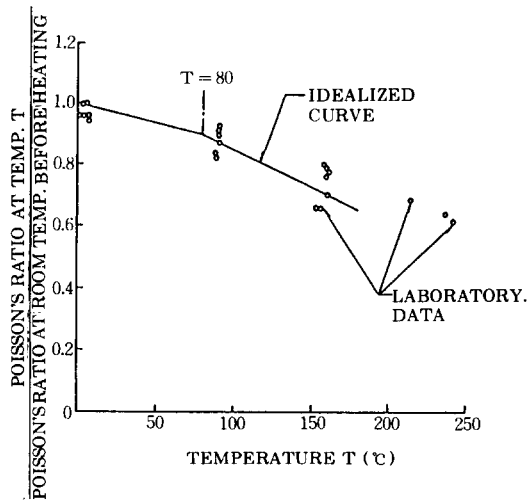


그림 9(b). Idealized relationship between Poisson's ratio and temperature for granitic gneiss.²⁰⁾

팽창 차이와 시편 내외의 온도 경사(temperature gradient)에 의해 발생하는 열 크랙(thermal crack)에 기인하는 것으로 보고되었다. 포아슨비도 그림 9b에서 보듯이 온도가 상승하면 감소하는 것을 볼 수 있다.

삼축 압축응력하에서의 화강암들의 열역학적 거동은 Heuze²⁴, 신희순 등²에 의해 요약·보고되었다. 그림 10에서 보면 탄성률은 온도가 상승함에 따라 모든 화강암에 대해서 상온에서의 값에서 감소하는 것을 알 수 있으나, 구속응력의 변화에 대해서는 같은 화강암에서도 일정한 경향을 관찰할 수 없었다. 같은 구속응력(50Mpa)하에서 시험한 4개의 화강암도 온도 상승에 따른 탄성률의 감소량이 서로 상이함을 관찰할 수 있다.

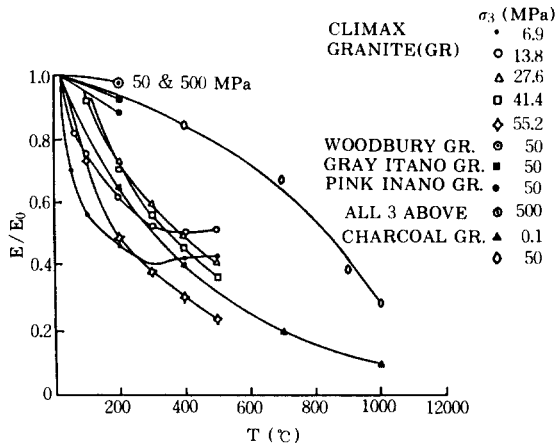


그림 10. Normalized modulus vs temperature, as influenced by pressure, for several granites.²⁴⁾

여러 종류의 화강암에 대한 열적 특성은 그림 11과 12에 도시되어 있다. 열팽창 계수(α)는 그림 11에서 보듯이 온도 상승에 따라 증가하는 것으로 나타났으나, 그 관계는 화강암의 종류와 시험시의 응력상태에 따라 다르며, 온도의 간단한 함수로 표시될 수 없음을 알 수 있다. 그림 12에 도시한 열확산 시험 결과들은

대부분 대기압 하에서 측정하였으나, Climax 화강암은 50Mpa 응력하에서, USBM 화강암은 10⁻¹¹Mpa 응력하에서 시험하였다. 시험한 모든 화강암의 열확산 값(K)은 온도가 상승함에 따라 감소하는 경향을 띄고 있으며, 시험시 응력의 크기에 의존하는 경향을 보이고 있다.

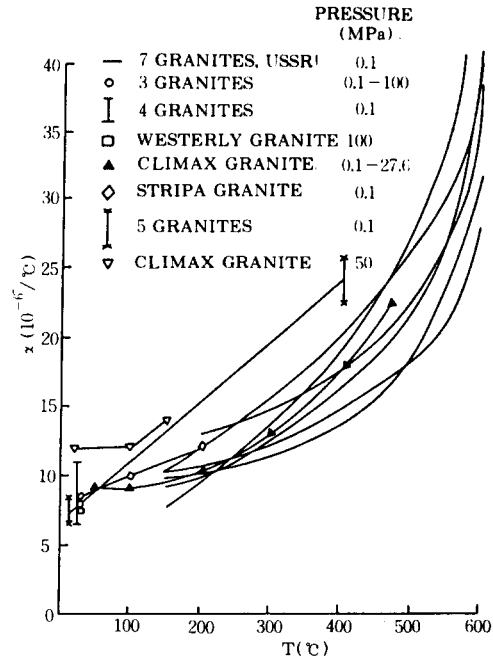


그림 11. Linear thermal expansion of several granites vs temperature.²⁴⁾

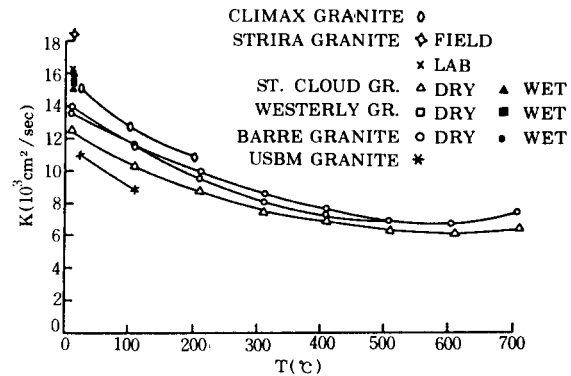


그림 12. Thermal diffusivity vs temperature for several granites.²⁴⁾

b. 현장사례 관측 및 현장시험 결과

지하 공동내의 상승된 온도로 인해 주변 암반의 온도 상승을 조사한 현장 연구사례는 그리 흔하지 않는데, Chan 등²⁵⁾이 보고한 스웨덴 Stripa 지역 338m 지하의 화강암체 내에서 수행한 일련의 현장 가열실험(in-situ heating experiment) 결과가 잘 정리, 보고되어 있는 편이다. 사용후 핵연료에 의한 주변 암반으로의 열 이동에 관해 조사하기 위해 3종류의 현장 가열실험을 행하였다. 보고된 한 실험의 배치를 예로 들면, 직경 0.32m에, 높이 2.6m인 원통형 전기가열기를 지하 터널내에 천공한 직경 0.406m의 수직 공속에 설치하여 3.6Kw의 일정한 발열량으로 실험하였다. 실측 결과와 FEM 해석 결과를 비교하여 열의 이동이 주로 열전도에 의한 것이라고 밝혔으며, 적절한 초기 및 경계조건, 온도 의존 전도율과 다른 운영 조건 등을 고려 할 수 있는 FEM 모델을 사용하면 암체내의 온도 분포를 상당히 정확히 계산할 수 있다는 것을 보였다.

지하에 굴착된 공동주위의 암반의 상승된 온도 하에서의 열역학적 거동에 대한 현장사례는 그리 흔하지 않는데, 가장 잘 정리 보고된 것은 캐나다 온타리오의 North Bay에 소재한 디젤 연소 지하 발전 시설용 배기통로(exhaust passage)의 경우이다.²⁶⁾ 이 지하통로는 지하 150m 깊이에 위치한 수평통로로, 화강편마암내에 폭 1.8m에, 높이 2.1m로 발파에 의해 굴착되었다. USBM 변형 게이지를 사용한 지중응력 측정 결과 이 지역에는 상당히 큰 초기 수평지중응력(크기 약 7.6Mpa)이 작용하는 것으로 나타났다.

온도가 약 315℃인 배기가스로 인해 배기통로의 천장에서 약 1.8m, 양쪽 벽에서 각각 0.6m 씩 스포링(spalling: 본문에서는 암이 비늘모양으로 떨어지는 현상을 말함)이 생겨서 최종단면은 직사각형에서 타원형으로 바뀌었다. 스포(spall)은 굴착표면에 평행하게 발생했고, 전형적으로 0.3~0.6m 직경에 평균 2.5cm 두께의 굵

은 평판 모양이었다. 스포의 발생 양상을 보면 편마암의 엽상구조를 가로 질러 파괴되는 등 암의 구조에 의해 좌우되는 것이 아니라, 열응력에 의해 좌우된다는 것이 관찰되었다.

후에 현장실험을 위해 똑같은 암체내에 길이 3m에, 0.76m와 0.76m의 단면을 갖는 시험통로를 굴착하였는데, 이 통로에서도 비슷한 형태의 스포링이 관찰되었다. 이 통로의 벽에는 thermocouple 들을 설치하였고, 기름연소(oil-fired furnace)에서 가스류를 연소시켜서 통로를 가열하였다. 시험결과 61℃ 정도의 낮은 표면온도 상승에도 불구하고 스포링이 발생했고, 또 8시간 30분동안 진행된 한 시험에서는 대량의 스포가 발생했다. 스포의 모양은 상기의 현장사례와 같은 판형 모양이나 크기와 두께는 약 1/3 정도였다는 사실에서 스포의 크기는 지하공동의 크기와 관계가 있는 것으로 보고하였다. 이 경우에도 암의 구조보다는 열응력의 분포상태에 따라 스포가 발생했다.

방사성 폐기물 저장을 위해 긍정적으로 고려되고 있는 암중층의 하나인 암염층내에 굴착한 지하공동에서의 현장 시험결과가 Starfield와 McClain²⁷⁾ 과 Rothfuchs²⁸⁾ 에 의해 보고되었다. 상기 실험들은 미국 캔사스 Lyons의 암염과 독일의 Asse 암염에 대해서 수행되었는데, 주로 상승된 온도하에서의 암염의 크리프 변형을 측정하고, 이를 예측하는 능력 향상에 주력한 연구이었다.

5. 국내 방사성 폐기물 저장공장 건설에 대한 제언

방사성 폐기물을 안전하고 경제적으로 지하에 관리·저장하기 위하여는 상당히 방대한 규모의 연구 및 조사가 수행되어야 하는데, 이를 지반공학 분야와 관계있는 분야와 그렇지 않은 분야로 나누어 살펴보려한다.

지반공학과 관련있는 연구 분야로서는 지반

조사, 수리지질 및 지화학 연구와 조사 그리고 암석역학 연구가 포함된다. 지반조사에서는 선정된 부지에 대해서 구조지질 특성 및 저장소의 구조설계를 위한 지반공학 자료의 수집이 이루어진다. 수리지질 및 지화학 연구 및 조사분야에서는 저장소 건설 전후와 운영기간중의 지하수 흐름과 그 변화와 방사성 물질로 인한 자연환경의 오염 등에 대한 연구를 주로 수행하게 된다. 이를 위해 수리지질 및 지화학 관점에서 상세한 현장조사가 선행되고, 이를 근거로한 해석과 전체 시스템의 모델링이 필요하며, 수리지질 측면에서의 안정성 해석 및 현장계측 등이 수행되어야 한다. 암석역학 연구는 지하공간 구조물의 설계, 방사성 폐기물 용기 설치를 위한 설계, 지하공동의 장·단기 안정성 평가, 장·단기 계획계획을 목적으로 한다. 이를 위해 상세 현장조사와 실내시험을 통해 재료정수를 구하고, 이 정수들을 이용하여 열역학적인 해석을 하고, 초기에는 현장 가열시험 등의 결과를 이용하여 건설 및 가동시에는 계측결과를 이용하여, 해석결과에 대한 평가 및 재분석을 행하게 된다.

지반공학 분야와 직접 관련이 없는 분야로서는 환경 영향평가 및 안정성 분석 분야와 폐기물 포장 연구 및 설계 분야가 있다. 환경 영향평가와 안정성 분석 연구에서는 방사성 폐기물 저장소 건설 예정지역의 물리적, 생물학적, 인간 및 사회 경제적 자료와 특수환경에 대한 자료를 수집하여, 저장소 건설 및 운영으로 인한 영향평가를 하게 된다. 폐기물 포장 연구 및 설계 분야에서는 장기간에 걸쳐 주위환경과 조화될(compatible) 수 있는 방사성 폐기물 용기의 개발, 설계 및 현장실험을 수행한다. 이를 위해 포장할 연료에 대한 열역학적 및 열화학적 반응을 평가하고, 용기의 기하학적인 설계를 하며, 현장실험을 통해 포장연료와 설계된 용기의 기하구조에 관한 사항을 평가하게 된다.

상기 연구 및 조사 결과를 토대로 하여 저장소의 설계, 시공 및 운영 계획을 수립하게 되는

데, 세부항목들은 저장소 시설물의 배치, 현장 부대시설 및 설비, 지하공동 굴착과 관련된 모든 공종, 방사성 폐기물의 안치 및 회수, 방사성 폐기물 핸들링 시스템, 시설 운영절차 수립, 운영상 안전관리, 장·단기 계획 계획, 저장시설의 폐쇄와 위험 부담 및 불확실성 분석 등이 있다.

방사성 물질로 인한 인체와 자연환경에 미치는 심각한 피해는 히로시마에 원폭이 투하된 사건에서 최근에는 소련의 체르노빌 원자력 발전소 사고에 이르기까지 이미 여러 차례 노출되어 왔다. 대부분의 국민들이 이러한 피해의 심각성을 인지하고 있는데다 점점 고조되고 있는 지역적 이기주의로 인해 방사성 폐기물 처분장의 위치선정 조차도 어려운 현실이다. 이러한 현실적인 어려움은 전체 사업을 수행하는 과정에서 정부가 현지 주민들과 국민들을 충분히 납득시킬 수 있는 전체 계획과 기술 및 홍보차원의 자료 제시 등을 소홀히 한데서 부분적으로 기인한다고 판단된다.

현재 9기의 원자로를 가동중에 있는 우리나라는 발전과정이나 발전후에 생성되는 여러가지 방사성 폐기물의 안전한 관리와 저장에 세심한 주의와 최선의 노력을 기울여야 할 것이다. 다시 말하면, 정부는 좀더 집중적이고 체계적인 연구와 조사를 수행하고 그 결과를 국민들에게 적극적으로 홍보하여 국민들의 협조와 호응하에 방사성 폐기물 처분 사업을 수행해야 할 것이다. 연구 및 조사, 저장소의 설계 및 시공, 저장소의 운영 및 세부지침 그리고 대민홍보 등의 방대한 양의 일을 윈만하고 조직적으로 수행하기 위해서는 스웨덴의 SKB와 같은 성격의 가치 "방사성 폐기물 관리공사"와 같은 기관을 설립, 운영하는 것이 필요할 것이다. 연구와 조사를 수행하는 과정에서는 정부 출연 연구기관을 이용하는 것도 좋으나, 여러 대학이나 민간연구소, 지반공학회와 같은 전문기관 등을 이용하여 공동연구나 위탁 연구를 수행하게 하는 것이 바람직 할 것이다. 또한, 연구 및

조사결과를 연구 수행기관의 연구원들이 현지 주민들이나 관심있는 국민들을 상대로 정기적으로 발표하거나 책자화하여 언론 매체나 직접 배부하는 방법 등을 이용하여 적극적으로 홍보하는 것이 중요하다고 판단된다. 이러한 과정을 통하여 국민들을 기술적으로 설득하고, 심리적으로 불안한 요소들을 제거하여, 이들의 호응과 협조를 유도해 내는 것이 장기간에 걸쳐 수행될 방사성 폐기물 처분사업을 원활히 진행할 수 있는 지름길이라 사려된다.

6. 결 언

우리나라는 제한된 발전 자원으로 인해 국가 발전량의 절반 정도를 원자력 발전에 의존해 왔으며, 이 과정에서 상당량의 고·중·저준위 폐기물이 발생했으며 현재 저장의 한계에 도달한 발전소들이 늘어나고 있는 실정이다. 더구나, 머지않아 고준위 폐기물의 최종(지하) 저장 문제도 대두될 것으로 예상되어, 방사성 폐기물의 처분이 심각한 과학적, 기술적, 사회적인 문제로 부각될 것이다. 특히도, 날로 확산되고 있는 환경 문제에 대한 일반 국민들의 민감한 반응과 지역적 이기주의 등으로 인해 방사성 폐기물의 관리 및 저장 계획이 상당한 난항에 부딪힐 것으로 예상된다.

방사성 폐기물의 관리 및 저장계획을 수행하는 과정에 수반되는 어려움을 극복하기 위해서는 우선 장기적이고, 전반적이며 세부적인 계획을 수립하고, 이 계획의 핵심인 여러분야에 대한 연구 및 조사를 수행하며, 그 결과를 국민들에게 정기적인 발표회나 홍보자료를 이용, 설명하여, 설득하고 협조를 구하는 것이 바람직하다고 생각된다. 이 모든 업무를 체계적이고 원만하게 운영해 나갈 공사 성격의 전담기관을 설립, 운영해 나가는 것이 방사성 폐기물 처분 사업의 성공적인 수행의 지름길이 될 것이다. 연구 및 조사는 정부 출연 연구기관은 물론 민간 연구소, 특히 지반공학회와 같이 제 삼자적인 입장에 있는 기관을 적극적으로 이용하

여 연구 결과에 대한 신빙성을 더하는 것도 국민들의 불안감과 불신감을 해소하는 중요한 역할을 할 것이다.

지하공동 해석 이론(또는 수치) 분석결과와 현장 사례 및 현장 실험 결과를 살펴보면, 방사성 폐기물을 장기간 동안 지하에 저장함으로써 발생하는 열로 인한 지하공동주위 암체의 열역학적 거동은 상당히 중요한 것으로 판단된다. 이러한 거동을 예측하기 위해서는 해석에 필요한 암의 열적 및 열역학적 거동을 나타내는 재료정수들을 현장 조건을 반영하도록 정확하게 측정해야 하고, 지하공동내의 온도 변화와 그 변화율, 온도와 온도 이력 의존정수 및 복잡한 경계조건 등을 반영할 수 있는 수치해석 모델을 선정해야 한다. 이러한 열역학적인 거동문제 뿐만 아니라 지하수의 흐름과 관련된 방사성 오염 물질의 이동을 다루는 수리지질 및 지하화학분야의 연구도 심도있게 이루어져야 할 것이다.

감사의 말

스웨덴의 방사성 폐기물 관리 시스템에 관한 자료수집에 도움을 주신 스웨덴 Rock Team의 Sjöström 씨와 캐나다에 관한 자료수집에 도움을 주신 AECL 한국지점의 Gadsby 씨에게 감사를 드립니다.

참고문헌

1. 문화일보(1992), 총발전량중 원전이 47.5%, 5월 22일자
2. 신회순, 정소결(1991), 방사성 폐기물 저장을 위한 화성암의 열역학적 거동 특성, 터널과 지하공간, 제 1권, pp49-65.
3. 문화일보(1992), 고리원전 폐기물저장 한계, 4월 6일자
4. 최기형(1988), 방사성 폐기물처분을 위한 대심도 굴착, 지하공간, 통권 제 3호, pp.37-43.
5. Bjurström, S.(1989), 'Storage of nuclear waste in Sweden, Tunnelling and Underground

- Space Technology, Vol.4, No.2, pp.139-142.
6. Carlsson, A. and Hedman, T.(1986) Tunnelling of the Swedish undersea repository for low and intermediate reactor waste, Tunnelling and Underground Space Technology, Vol.1, No. 3/4, pp.243-250.
 7. Stille, H. and Fredriksson, A.(1988) Measurements, calculations and stability prognoses at the SFR undersea repository for low-and medium-level nuclear waste, Tunnelling and Underground Space Technology, Vol. 3, pp.277-282.
 8. Pettersson, S. and Forsstrom, H.(1992) Costs for the Swedish radioactive waste management, presented at Waste Management 92, Tucson, Arizona, USA.
 9. SKB(1992) References from the Swedish nuclear waste management program and consulting services, pp.23.
 10. NEA and SKB(1988) Nuclear waste management.
 11. SKB(1991) Activities 1990, pp.31.
 12. SKB(1991) Central interim storage facility for spent nuclear fuel-CLAB, pp.15.
 13. SKB(1991) How Sweden takes care of its radioactive waste
 14. Akeson, B.A., Bergman, S.G.A. and Sagefors, K.I.(1982) WP-CAVE for dry underground storage of high-level nuclear waste, Proc. ISRM Symposium on Rock Mechanics: Caverns and Pressure Shafts, Aachen, Germany, Vol.2, pp.861-872.
 15. Atomic Energy of Canada Ltd.(1978) Radioactive waste repository study, Part I. AECL Report, No.6188-1, pp.189.
 16. Atomic Energy of Canada Ltd.(1978) Radioactive waste repository study, Part II. AECL Report, No.6188-2, pp.198.
 17. Pigford, T.H.(1982) Geological disposal of radioactive waste, Chem. Eng. Prog., Vol.78, No.3, pp.18-26.
 18. Small, J.C. and Booker, J.R.(1989) The effect of a decaying heat source in a rectangular-shaped rock repository, J. Energy Resour. Technol. Trans. ASME, Vol.111, No.4, pp. 264-269.
 19. Tsui, K.K. and Lee, C.F.(1980) Thermomechanical stability of heated rock caverns, Proc. 21st U.S. Symp. Rock Mech., pp.183-191.
 20. Wai, R.S.C., Lo, K.Y. and Rowe R.K.(1982) Thermal stress analysis in rocks with nonlinear properties, Int. J. Rock Mech. Min. Sci., Vol.19, pp.211-220.
 21. Zienkiewicz, O.C.(1977) The Finite Element Method, 3rd Edition, McGraw-Hill, London.
 22. Hanley, E.J., Dewitt, D.P. and Roy, R.F. (1978) The thermal diffusivity of eight well-characterized rocks for the temperature range 300-1000K, Engineering Geology, Vol.12, pp.31-47.
 23. Lo, K.Y. and Wai, R.S.C.(1981) Thermal expansion, diffusivity and cracking of rocks, Research Report, Geot-7-81, Univ. of Western Ontario, Canada.
 24. Heuze, F.E.(1983) High-temperature mechanical, physical and thermal properties of granitic rocks-Review, Int. J. Rock Mech. Min. Sci., Vol.20, pp.3-10.
 25. Chan, T., Witherspoon, P.A. and Javandel, I. (1980) Heat transfer in underground heating experiments in granite, Stripa, Sweden, ASME Heat Transfer Div. Publ. Htd. V. 11, Heat Transfer in Nuclear Waste Disposal, 1-8.
 26. Lee, C.F., Tsui, K.K. and Tsai, A.(1982) Thermomechanical response of a disposal vault in a high horizontal stress field, Proc. ISRM Symp. on Rock Mechanics: Caverns and Pressure Shafts, Aachen, Germany, Vol.2, pp. 961-969.
 27. Starfield, A.M. and McClain, W.C.(1973) Project salt vault: a case study in rock mechanics, Int. J. Rock Mech. Min. Sci., Vol.10, pp. 641-657.
 28. Rothfuchs, T.(1986) In situ investigations on the impact of heat production and gamma radiation with regard to high-level radioactive waste disposal in rock salt formations, Nuclear Technology, Vol.74, No.2, pp.209-214.