



KR0100972

KAERI/RR-2110/2000

IAEA CRP
연구용원자로 제염해체 기술

**IAEA/CRP for decommissioning techniques for
research reactors**

연구기관
한국원자력연구소

과학기술부

제출문

과학기술부장관 귀하

본 보고서를 “IAEA CRP 연구용원자로 제염해체 연구” 과제의 보고서로 제출합니다.

2001. 3

주관연구기관 : 한국원자력연구소

주관연구책임자 : 오 원 진

연구원 : 원 휘 준

연구원 : 김 계 남

연구원 : 이 근 우

연구원 : 정 종 현

제 1 장 서론

우리나라는 2008년 고리1호기의 설계수명이 종료되나 수명연장이나 1, 2호기 공동 해체 방향으로 추진될 가능성이 높아 원자력발전소 해체는 2020년 이후에나 시작될 것으로 본다. 그러나 노후화 되고 있는 원자력발전소의 수가 점점 증가하고 있고, 또 2002년부터 ICRP 60 적용에 따른 방사선피폭 규제가 강화되어 원자력발전소의 유지보수나 수명연장을 위한 제염이나 부분 해체 기술 수요가 크게 증가할 것이다.

우리나라 최초의 원자력시설 해체는 연구로와 원자력 연구개발시설이 대상이다. 서울 공릉동에 위치한 TRIGA Mark II, III 연구로의 해체가 1996년부터 시작되어 2008년에 종료될 예정이며, 원자력연구소 우라늄 변환시설 해체가 2001년부터 시작되었다.

정부에서는 본 연구로 및 우라늄 변환시설 해체 사업을 통해 국가 제염해체 기술대비의 계기로 삼고자 2001년부터 관련 연구개발을 종합적으로 추진할 예정이다.

선진국들의 연구로 해체 기술 및 경험을 공유하기 위해 IAEA에서는 “Coordinated Research Project for Decommissioning Techniques for Research Reactors” 과제(1997 - 2002)를 추진하고 있으며 우리나라도 여기에 참여함으로써 본 과제를 수행하게 되었다.

본 IAEA/CRP협력은 CRP 참여국에서 수행한 연구로 제염해체 사업 및 연구결과를 회의와 보고서 발간을 통해 공유하는 데 있으며, 우리나라는 1997년부터 1999년까지 원자력중장기 연구개발사업의 TRIGA 제염해체기술실증 연구로 수행한 연구로 해체공정 전산모사, 수중 벽면주행 로봇개발, 콘크리트 제염 및 분진처리기술개발, 해체 폐기물 처리기술개발 연구결과와 TRIGA 해체사업 결과를 제1차 및 제2차 IAEA/CRP회의 때 발표하였고, 2001년에는 원자력연구소의 당면한 TRIGA 토양폐기물제염기술개발 결과를 발표하고자 하였다.

제2장 연구개발 수행 내용 및 결과

제1절 TRIGA 연구로 방사성 토양폐기물 제염기술개발

1. 이론 정립

국내에는 12개의 원자력발전소가 가동 중이며, 6개의 원자력발전소를 새로 건설하고 있고, 의료 및 산업현장에서 사용되는 방사성동위원소를 생산하기 위한 시험용원자로가 있다. 이러한 원자력시설들의 가동 중에 세척 폐액이나 냉각수가 배수로를 통해 누출되거나 방사성핵종 오염물질의 유실에 의해 원자력시설 주변토양이 오염될 수 있다. 또한 오래된 원자력시설을 해체하거나 우크라이나의 체르노빌 경우처럼 뜻밖의 원전사고 발생시 주변토양은 방사성핵종으로 오염될 수 있기 때문에 우라늄, 코발트, 스트론튬, 그리고 세슘 등의 방사성핵종 오염 토양에 대한 토양제염 기술 개발이 필요하다.

지난 10년간 선진외국에서는 넓은 지역에 오염된 토양을 복원하기 위한 효과적인 기술을 개발해왔다. 토양세척 (Soil Washing) 방법은 보다 깊은 토양입자에 흡착된 오염물질을 용매를 사용하여 수거된 토양으로부터 분리하는 것이며, 제염효율을 증대시키기 위해 Leaching Agent, Surfactant, Chelating Agent 등을 첨가제로 사용한다. 그러나 이 방법은 많은 토양세척폐수가 발생하여 폐수처리 및 폐수재생연구가 수반되어야 한다. 그러나 동전기적 방법은 폐수발생량이 토양세척법에 비교하면 매우 적다. 수리전도도가 낮은 지역에 적용할 수 있고 처리지역 밖으로 오염물질이 누출되지 않으며 현장과 이송제염 모두 가능하며 동전기적 방법에 의한 복원에 있어서, 한 쌍의 전극을 오염된 토양 양쪽에 위치시키고 직류전위를 통과시킨다. 토양 내의 방사성핵종은 주로 세가지 현상에 의해 이동된다. 첫째는 전기삼투로 포화된 유체와 오염물질이 전극쪽으로 흐르는 전기동력학적 현상이며, 두번째는 컬럼내의 수압차에 의한 유체와 오염물질의 이동이며, 세번째는 하전된 이온이 전기장내에서 움직이는 전기이동이다.

본 논문에서는 동전기적 제염 장치를 제작하고 Kaolin Clay토양을 sr^{2+} 로 오염시켜 컬럼에 주입하고 컬럼 양 쪽 전극에 전압을 가하여 수일간 제염시험을 하였다. 컬럼 내의 pH상승을 억제하기 위해 초산완충액을 사용하였다. 제염기간 동안 음극에서의 흘러나오는 유체량, 농도, pH등을 측정하였고, 본 연구를 통해 토양내의 pH가 토양제염에 미치는 영향을 분석했다. 또한, 이 동전기적 토양제염을 모델링하기 위해 새로운 수치모델을 개발하고 모델값과 제염실험값을 비교하여 개발한 수치모델을 검증했다.

2. 이론 및 모델링

2.1. 이동원리

동전기적 방법에 의한 토양제염시 화학종은 전기이동, 압력이동, 전기삼투 (Electro-osmosis), 그리고 전기영동에 의해 이동된다. 전기이동은 전기장내의 토양 공극수 내에 존재하는 이온들의 이동이며, 양이온은 음극으로 이동하고, 반면에, 음이온은 양극으로 이동한다. 압력이동은 컬럼 양쪽 끝에 있는 전극들의 수압차에 의해 유체와 화학종이 낮은 수압쪽으로 이동하는 것이다. 전기삼투는 공극 내의 유체에 가해진 전기장과 토양 이종층에서의 제타전위 사이의 상호작용 때문에 일어난다. 전기삼투는 낮은 수리전도도를 가진 토양 내에서 유체의 이동을 빠르게 하며 점토 내의 제염작용에 상당히 기여한다. 전기영동(Electrophoresis)은 토양-액체 혼합물 내의 전하를 띤 콜로이드의 이동이다. 고체상태는 이동에 제한을 받기 때문에, 치밀한 매질 내에서 전기영동에 의한 이동에는 한계가 있다. 동전기공정에 대해 좀더 자세히 설명하면 다음과 같다.

화학종의 이동식은 유사실험을 통해 도출할 수 있으며, 모세관 모델을 사용하는 등방성 매질에서는 다음과 같이 정의된다. 유체속도 u_c 는 전기삼투속도 u_{eo} 와 압력속도 u_h 의 합으로 표시된다. 전기삼투속도는 Helmholtz-Smoluchowski 의 관계식으로 계산된다.

$$u_{eo} = \frac{\epsilon \zeta}{\tau^2 \mu} \nabla \phi \equiv k_e \nabla \phi \quad (1)$$

여기서 u_{eo} 는 전기삼투에 의한 속도(cm/min)이고, ϵ 는 공극수의 유전율 이며, ζ 는 토양의 제타전위(V) 이고, τ 는 모세통로에 대해 설명하는 1 보다 큰 값을 가진 무 차원의 비틀림 계수 이고, τ 는 공극용액의 점성계수이며, ϕ 는 정전기 전위(V)이고, 그리고 k_e (m/(Vmin))는 모델의 수치공식의 편의를 위해 사용한 유효 전기삼투 투수능계수이다. 또한 압력속도는 Darcy의 법칙으로부터 계산된다.

$$u_h = \frac{k_h}{n\mu} \nabla p \equiv k'_h \nabla p \quad (2)$$

여기서 u_h 는 압력경사에 의한 속도(cm/min)이고, k_h 는 매질의 수리투수능(cm^2) 이며, n 는 공극율이고, 그리고 p 는 압력(Pa)이다. 또한, 유효 투수능계수 k'_h ($\text{cm}^2 / (\text{Pamin})$) 는 편의를 위해 정의했다. 화학종 i 에 대한 전기이동속도 u_{ei} (cm/min)는 다음과 같다.

$$u_i = -v_i z_i F \frac{\nabla \phi}{r^2} \equiv k_{ei} \nabla \phi \quad (3)$$

여기서 이동속도는 공극용액과 관련되며, v_i 는 몰 당 단위 힘으로 인한 속도로 정의되는 유동능(mobility)이고, z_i 는 전하수이고, F 는 Faraday's 상수이고, 그리고 k_{ei} 은 유효유동능계수($\text{cm}^2 / (\text{Vmin})$)이다.

다음으로, 묶은 용액의 화학종 유동률에 대한 확산은 아래의 Fick의 법칙으로 표시된다.

$$j_i^d = -\frac{D_i}{r^2} \nabla C_i \quad (4)$$

여기서, j_i^d 는 확산으로 인한 몰 유동률($\text{mol}/(\text{cm}^2 \text{min})$)이고, C_i 는 공극수 내의 화학종의 몰농도(mol/l)이며, D_i 확산계수(cm^2/min)이다. 다른 질량이동 식들을 총합하면, 각 화학종에 대한 총 유동률은 아래와 같다.

$$j_i = (u_{io} + u_h + u_{ei}) C_i - \frac{D_i}{r^2} \nabla C_i \quad (5)$$

또한 압력, 정전기전위, 그리고 농도의 개념으로 표시하면,

$$j_i = [(k_e + k_{ei}) \nabla \phi + k_h \nabla p] C_i - \frac{D_i}{r^2} \nabla C_i \quad (6)$$

그리고 여기서 j_i 는 단위면적 마다 화학종 i 의 몰 유동률 ($\text{mol}/(\text{cm}^2 \text{min})$) 이다. k_e, k_{ei}, k_h 그리고 D_i/r^2 은 시간과 공간에 따라 변하는 계수이다. 이온의 이동량은 이온농도와 이온전위경사도에 비례한다.

2.2. 전하방정식

전하방정식은 액체와 고체상태 모두를 포함한 다공성 매질의 한정된 부피에 대해 질량보존식을 적용하여 유도된다. 흡착된 화학종의 이동은 무시하고, Gauss의 분산이론을 한정된 부피에 대해 적용하면,

$$\frac{\partial(C_i + C_i^a)}{\partial t} + \nabla \cdot j_i = R_i \quad (7)$$

C_i^a (mol/l)는 흡착상태 내에서 화학종 i 의 몰농도이고, R_i 는 화학 반응으로 인한 화학종 i 의 생성률이다. 수치적으로 이동식을 적분하는 것은 매우 어렵다. 왜냐하면, 화학반응은 이동작용 보다 훨씬 빠르기 때문이다. 수치적 개념에서의 차분방정식의 문제점은

화학반응을 통해 보존된 양의 개념으로 이동방정식을 다시 정리함으로 해결된다. 질량보존 원리에 근거하면, 보존총량 T_k 는 여러 방법으로 정의된다. T_k 중의 하나가 총전하이다. 또한, 적합한 보존총량 식들은 화학방정식의 화학량론을 고려함으로 정의되며, 보존 총량식은 다음과 같다.

$$T_k = \sum_{i=1}^N \alpha_k (C_i + C_i^a), \quad \forall k=1, \dots, M \quad (8)$$

여기서, α_k 는 보존총량 k 에 대한 각 화학종의 비율이며, N 은 화학종의 수이고, 그리고 M 은 시스템 내의 원소의 수 즉 보존총량의 수이다. 이 방법은 원소질량보존 개념으로 설명된다. 이동방정식(식 (7))에 α_k 를 곱하고 i 로 총합을 표시하면,

$$\sum_{i=1}^N \alpha_k \left(\frac{\partial(C_i + C_i^a)}{\partial t} + \nabla \cdot J_i \right) = R_i, \quad \forall k=1, \dots, M \quad (9)$$

그러나, 각 원소의 총질량은 보존되므로,

$$\sum_{i=1}^N \alpha_k R_i = 0 \quad (10)$$

그런 다음, 식(8)을 사용하여 위식을 다시 쓰면,

$$\frac{\partial T_k}{\partial t} + \sum_{i=1}^N \alpha_k \nabla \cdot J_i = 0, \quad \forall k=1, \dots, M \quad (11)$$

화학종 보존총량과 총 유동률을 대입하면,

$$\frac{\partial(C_i + C_i^a)}{\partial t} + \sum_{i=1}^N \alpha_k \nabla \cdot ((u_{i0} + u_k + u_{a,i})C_i - \frac{D_i}{\tau^2} \nabla C_i) = 0, \quad \forall k=1, \dots, M \quad (12)$$

토양에 흡착된 화학종은 식 (13)과 같고, 식 (12)를 다시 쓰면 식 (14)와 같다.

$$C_i^a = \frac{\rho}{n} K_d C_i \quad (13)$$

$$\frac{\partial C_i}{\partial t} \left(1 + \frac{\rho}{n} K_d \right) = - \sum_{i=1}^N \alpha_k \left(\frac{\epsilon \zeta}{\tau^2 \mu} \nabla \phi - \frac{k_k}{n\mu} \nabla p - v_z F \frac{\nabla \phi}{\tau^2} \right) \frac{\partial C_i}{\partial x} + \sum_{i=1}^N \alpha_k \frac{D_i}{\tau^2} \frac{\partial^2 C_i}{\partial x^2} \quad \forall k=1, \dots, M \quad (14)$$

여기서 K_d 는 분배계수이다.

2.3. 전하평형과 전기적 중성

공극용액과 접촉되기 전의 토양은 중성이기 때문에, 시스템 내의 총전하밀도 T_0 (C/m^3)는 용액과 고체상태의 화학종으로부터 구할 수 있다.

$$T_0 = F \sum_{i=1}^N z_i (c_i + c^a_i) \quad (15)$$

여기서, 고체상태는 얇은 이중층을 포함하며, 토양과 이중층에서의 충전하는 0이므로,

$$F \sum_{i=1}^N z_i c^a_i = 0 \quad (16)$$

또한, 위의 식과 전기중성화 조건에 근거하여,

$$\sum_{i=1}^N z_i c_i = 0 \quad (17)$$

그래서 식 (15)는 다음과 같이 된다.

$$T_0 = 0 \quad (18)$$

식(17)이나 (18)을 사용하면, 이동방정식중의 하나는 대수방정식으로 대체될 수 있다.

2.4. 초기 및 경계조건

위에서 주어진 식 (14)를 풀기 위해, 적당한 경계 및 초기 조건이 필요하며, 염화스 트론튬 (SrCl₂)이 원통형 컬럼에 균등하게 오염되었기 때문에 컬럼 실험의 초기 및 경 계조건은 다음과 같다.

$$C(0,x) = C_0, \quad 0 < x < 20$$

$$C(t,0) = 0$$

$$\frac{\partial C}{\partial x}(t,20) = 0$$

$$\phi(t,0) = 40(V)$$

2.5. 코드 개발

동전기적 토양제염 후 토양컬럼 내의 잔류 오염농도를 예측하기 위한 수치코드를 개발했다. 위 식 (14)의 지배방정식에 근거한 일차원 코드는 FORTRAN 77 언어로 작성하였고, Linear Basis Function을 이용한 Galerkin 유한요소법을 사용했으며, 시간미분을 위해 Implicit Difference Scheme을 사용했고, Tridiagonal Matrix를 계산하기 위해 Thomas Algorithm을 사용했다.

3. 토양제염 실험

3.1. 입력변수 측정

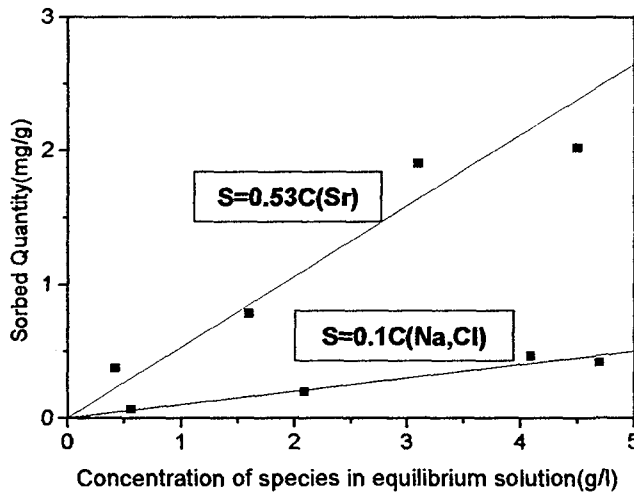


Fig.1. Distribution coefficients of Sr^{2+} , Na^+ , Cl^- with kaolin clay

모델링에 필요한 입력변수는 Table 1과 같다. Kaolin Clay의 Bulk Density(ρ_b)는 시료의 건조 질량을 현장부피로 나누어 준 값이다. 공극률은 식 $1 - (\rho_b/\rho_s)$ 로 구했다. 여기서 ρ_s 는 샘플의 건조 질량을 토양입자 부피로 나누어 준 값이다. 함수비(θ)는 샘플의 물부피(V_w)를 전체부피(V_T)로 나누어 구했다. 분배계수(K_d)는 Kaolin Clay를 여러 농도의 Sr^{2+} , Cl^- , Na^+ 용액으로 포화시켜 3일 동안 교반기에 넣어 평형에 도달하도록 교반시킨 후 포화 Kaolin Clay를 10g 취하여 원심분리기에 넣고 약 15분간 가동시켜 공극용액을 Kaolin Clay와 분리시키고 상등액을 취하여 원자흡광광도법으로 농도를 측정하였다. 측정된 각 이온의 평형농도에 대한 등온흡착량은 Fig. 1과 같고, 분배계수는 Table 1에 나타내었다.

토양겔럼 내의 화학종의 종류는 Table 2와 같고 공극용액 내의 농도는 C를 사용하여 표시했다. 또한 토양겔럼내 물질의 보존총량은 T를 사용하여 표시했다. 제염 실험 전 토양겔럼 공극용액 내의 화학종 농도는 Table 3과 같다. Kaolin Clay를 0.01 M의 NaCl 과 용액으로 교반시킨 후 Kaolin Clay의 공극용액을 채취하여 pH를 측정한 결과 4.0이었다. 또한 공극용액 내의 Sr^{2+} , Cl^- , Na^+ 의 초기농도는 Table 3과 같다. 토양겔럼 내의 공극용액에서의 양이온과 음이온의 농도는 같아야 한다.

Table 1. Parameters for simulation

Parameter	Values
Cell dimensions, L	$\varnothing 2.8\text{cm} \times 20 \text{ cm}$
Bulk density, ρ_b	0.77 g/cm^3
Faradays constant, F	96487 C/ mol
Electroosmosis velocity, $\frac{\epsilon \zeta}{\mu} \frac{\partial \phi}{\partial x}$	$1.7 \times 10^{-3} \text{ cm / min}(0.3\text{day}),$ $2.7 \times 10^{-3} \text{ cm / min}(0.8\text{day})$ $4.7 \times 10^{-4} \text{ cm / min}(after 0.8\text{day})$
Potential at the anode well, ϕ_1	0.0 V
Potential at the cathode well, ϕ_2	38.2 V
Porosity, n	0.615
Tortuosity, τ	1.2
Distribution coefficient (ml/g), Kd	0.53(Sr ²⁺), 0.1(Cl ⁻ ,Na ⁺)

Table 2. Symbols of species and conserved total quantity

Species Conc. in Pore Solution	Symbol	Conserved Total Quantity	Symbol
H ⁺	C ₁	Charge	T ₀
OH ⁻	C ₂	Sr	T ₁
Sr ²⁺	C ₃	Na	T ₂
Cl ⁻	C ₄	Cl	T ₃
Na ⁺	C ₅		
Ca ²⁺ , Mg ²⁺ , Fe ²⁺	C ₆		

Table 3. Initial concentration in pore solution used on simulation

Species	Conc.(mol/l)
H ⁺	1×10^{-4}
OH ⁻	1×10^{-10}
Sr ²⁺	6×10^{-3}
Cl ⁻	8.9×10^{-3}
Na ⁺	8.9×10^{-3}
Ca ²⁺	2.0×10^{-3}

Kaolin Clay의 성분인 Mg^{2+} , Ca^{2+} , Fe^{2+} 가 약산성인 공극용액에 의해 용출되어 부족한 양이온 농도를 보충시켜 줌으로 $T_0 = 0$ 를 만족시키는 것으로 사료된다.

$$T_0 = C_1 - C_2 + 2C_3 - 3C_4 + C_5 + 2C_6 = 0$$

3.2. NaCl 용액 사용시

큰 용기에 Kaolin Clay를 넣고 포화에 필요한 0.01 M의 NaCl 과 $srCl_2$ 용액을 넣어 포화된 점토 샘플 $150cm^3$ 을 만든다. 이것을 용기에 넣어 토양과 혼합한 후 sr^{2+} 이 Kaolin Clay에 흡착 평형에 이르도록 용기를 밀폐하여 교반기에 넣고 3일간 교반시킨다. 교반 후 이 포화 토양을 토양제염장치 Column에 조금씩 다져 주입했다. 이때, 컬럼토양 내부에 틈새가 발생하지 않도록 충분히 다져주면서 서서히 Kaolin Clay를 주입했다. Fig. 2는 실험장치이다. 실린더 형태의 토양컬럼은 길이가 20.0 cm 이고, 직경은 2.8 cm이다. 토양컬럼 양쪽 끝에는 여과지가 있고, 컬럼 양쪽의 저수조 내에는 티타늄 전극이 위치한다. 토양컬럼의 부피가 $123cm^3$ 이고 컬럼을 채운 Kaolin Clay의 무게는 94.8g 이며, 또한, Kaolin Clay를 포화시키기 위해 필요한 0.01 M sr^{2+} 용액 용량을 Kaolin Clay의 밀도 및 공극률에 근거하여 계산한 결과 75.7ml 이었다. 이 토양컬럼의 한쪽은 양극에 다른 한쪽은 음극에 연결되어 있다. 컬럼토양에 전압경사를 주기 위해 양쪽전극에 40V의 전압을 가해주었고, 이때 전류는 약 0.1 mA를 나타냈다.

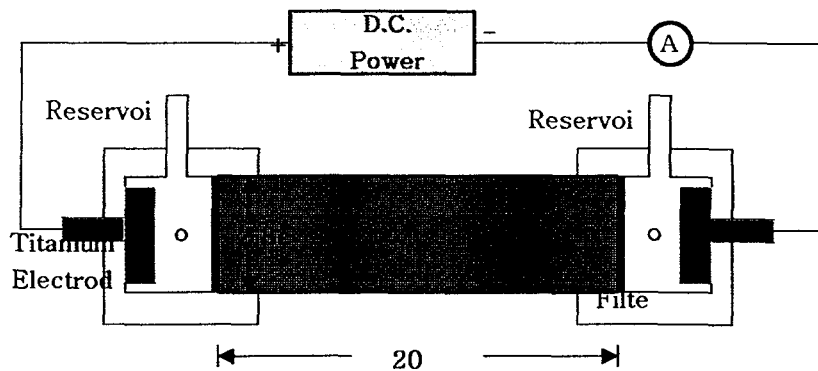


Fig. 2. Schematic of cylindrical column

전기장력을 높이기 위해 전해질용액으로 0.01 M NaCl을 사용하였다. 실험초기에 양쪽 전극 저수조를 전해질용액으로 채우고 양극에서 음극으로 전기삼투에 의해 용액이 계속 유동하므로 양극 저수조 윗쪽에 구멍을 내어 전해질용액을 연속적으로 주입하여

저수조에 전해질용액이 가득차도록 하였다. 음극 저수조 윗쪽 옆으로 구멍을 내어, 주기적으로 유출수의 유량을 측정하고, 원자흡광광도법을 사용하여 유출수 내의 Sr^{2+} 농도를 측정했다.

토양제염 실험은 두번 수행했다. 첫번째는 약 6.7일간 수행했으며 두번째는 0.8일간 수행했다. 제염실험 완료 후 컬럼 내의 토양을 균등하게 나누어 잔류농도를 XRF를 사용하여 측정하고, 또한 pH를 측정했다. 0.8일 이후부터는 공극용액의 유동속도가 매우 작아졌으며, 컬럼으로부터의 유출수의 Sr^{2+} 농도도 매우 감소되었다. 제염실험은 6.7일간 수행했으며 6.7일 이후에는 컬럼토양 음극쪽의 pH가 높아져서 $Sr(OH)_2$ 의 침전을 형성하므로 유출수의 유량 및 농도가 매우 작아져서, 컬럼토양 내의 Sr^{2+} 제염효율이 매우 낮아지므로 제염실험을 중단했다. 두번째의 제염 실험을 마친 후 컬럼 토양을 몇 토막으로 균등하게 등분하고 10g의 토양을 채취하여 XRF로 Kaolin Clay에 함유된 Sr^{2+} 농도를 측정했다.

3.3. 초산완충액 사용시

pH를 저감하기 위한 방법으로 양극저수조에 0.1M의 CH_3COO^- 용액을 음극저수조에 0.1M의 CH_3COOH 용액을 첨가하였다. 토양컬럼 내에는 pH완충액으로써 0.01M CH_3COO^- 와 0.1M CH_3COOH 의 혼합물을 주입하였다. 토양제염 실험은 다음과 같이 수행했다. Kaolinite 샘플(Kaolinite + Ethanoate 완충액과 strontium ion 용액)을 준비하여 컬럼에 채운 후 컬럼 양쪽에 일정한 전압을 가하여 토양제염실험을 수행한다. 음극과 양극 저수조의 부피는 약 20ml 이다. 실험을 시작할 때 양극저수조에 0.1M CH_3COOK 를 19ml 채우고 음극저수조에는 0.1M K^+ 를 13ml 채운다. 실험개시 후 컬럼 내의 공극용액은 전기삼투현상에 의해 음극저수조 쪽으로 유출된다. 음극저수조가 약 19ml 정도 채워지면, 실험을 중지한 후 음극저수조 내의 용액부피를 정확히 측정하고, 저수조 용액 중 약 3ml를 채취하여 보관한다. 이 채취된 용액들은 모든 실험을 완료한 다음 한꺼번에 원자흡광광도법을 사용하여 용액 내의 스트론튬 농도를 측정했다. 토양제염 실험을 마친 후 컬럼내의 Kaolin Clay 를 6조각으로 세분한 후 각 조각에서 10ml를 채취하여, 약15분 동안 원심분리기를 사용하여 상등액을 분리시키고 이 상등액 내에 남아 있는 스트론튬농도를 측정했다. 이 실험은 NaCl을 사용한 실험 보다 컬럼음극에서의 유출량이 많기 때문에 제염실험은 3.8일 간만 수행했다.

4. 결과 및 고찰

4.1. NaCl을 사용한 토양제염 실험

토양제염 실험전 측정된 토양컬럼 내의 Kaolin Clay + NaCl + SrCl₂의 pH는 4.0, 양쪽 저수조 내의 NaCl 전해액의 pH는 6.5이었다. 그러나 토양제염실험 직후 아래 식과 같이 양극에서는 수소이온 방출로 인해 pH

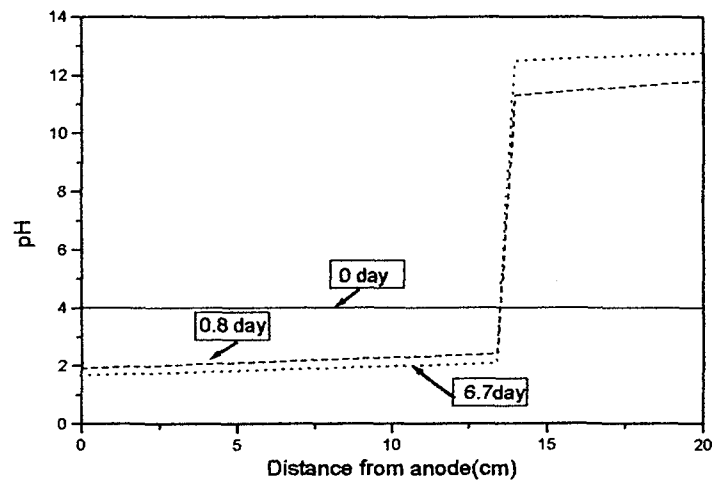
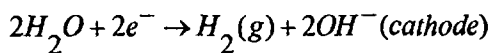
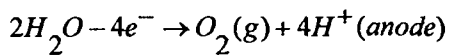


Fig.3. pH measured at 0, 0.8, and 6.7 days

가 낮아지고, 음극에서는 수산이온 방출로 인해 pH가 높아지므로 양극 저수조에서의 pH는 1.6 음극 저수조에서의 pH는 12.9로 변화했다.



0.8일 이후부터는 공극용액의 유동속도가 매우 작아졌으며, 컬럼으로부터의 유출수의 Sr²⁺ 농도도 매우 감소되었다. 그 이유는 0.8일 경과후 Fig. 3처럼 컬럼 양극에서 약 14 cm되는 지점과 컬럼끝 사이에 있는 Kaolin Clay의 pH가 12 가까이 높아지면서 Sr(OH)₂의 침전이 형성되기 시작했고, 이 침전으로 인해 컬럼 내의 토양은 딱딱해지면서 수리전도도가 작아졌기 때문인 것으로 사료된다. 6.7일 경과 후 컬럼의 음극쪽 pH는 약 12.6으로 증가했다. 한편, 컬럼토양에 주입된 0.01M Sr²⁺ 용액은 토양에 흡착된 후 0.006 M Sr²⁺ 만이 공극용액에 남았다. 이 공극용액을 채취하여 NaCl을 가하여 침전실험

을 했다. 이때 pH가 12.6로 높아졌을 때 약 73%의 침전이 생기고 27% 만이 용액 내에 남았다. 즉, 침전 후 컬럼 공극용액 내의 Sr^{2+} 는 0.006 M로부터 0.0016 M로 감소되는 것으로 나타났다. 또한, 제염실험 결과 전기삼투에 의한 공극용액의 유동속도는 Table 1에서와 같이 0.3일 까지는 약 $1.7 \times 10^{-3} \text{ cm/min}$ 이고, 0.8일 까지는 $2.7 \times 10^{-3} \text{ cm/min}$ 이었으며, 6.7 일까지는 $4.7 \times 10^{-4} \text{ cm/min}$ 나타났다.

Fig. 4는 제염시간 경과에 따른 토양컬럼 내에 포함된 총 Sr^{2+} 농도를 나타낸다. 0.8 일 후에는 토양컬럼

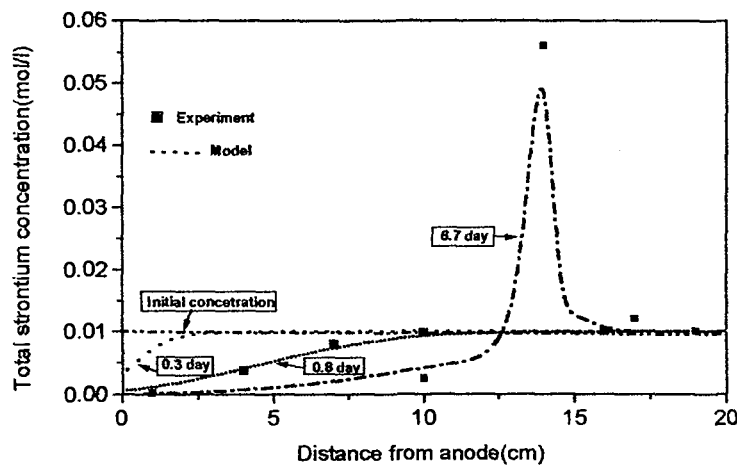


Fig.4. Distribution of total strontium concentration in soil column versus time

내의 초기 총농도의 25%가 제염되었고, 6.7일 후에는 32%가 제염되었다. 즉 초기에 토양컬럼에 주입한 Sr^{2+} 총량은 66.4 mg이었고, 제염실험 0.8일 후 토양컬럼 밖으로 유출된 Sr^{2+} 총량은 16.52 mg이며, 6.7일 후 토양컬럼 밖으로 유출된 Sr^{2+} 총량은 21.02 mg이었다. 6.7일 후의 모델과 실험에 의한 잔류농도분포는 그림에서 보듯이 pH가 높은 토양컬럼의 14 cm지점에서는 약 0.055M로 매우 높게 나타났다. 그 이유는 컬럼토양 앞부분에서 Sr^{2+} 이 탈착된 후 이동하여 pH가 높은 14cm 지점에서 침전을 형성하며 계속 쌓였기 때문이다. 6.7 일 이후는 유출수의 유량 및 농도가 낮아져서 제염효율이 극히 저하되었다. 개발된 모델로 계산한 컬럼 내의 잔류농도에 대한 예측값과 제염실험후 토양컬럼에 남은 잔류농도를 XRF로 직접 측정된 실험값과 서로 상당히 일치하는 것으로 나타났다.

4.2 초산 완충액을 사용한 토양재염 실험

컬럼의 14cm 뒤쪽 부분의 pH는 Fig.5와 같이 초기에는 4.0이었으나 실험이 끝나는 3.8일 후에는 단지 약 6.0으로 상승하였다. 이와 같이 컬럼 내의 pH가 낮기 때문에 $Sr(OH)_2$ 는 형성되지 않았다. 토양컬럼 음극쪽 끝

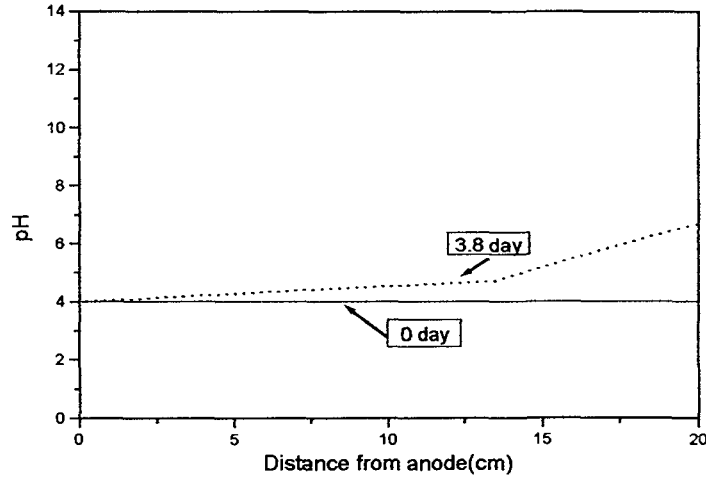


Fig.5. pH measured at 0.0, and 3.8 days

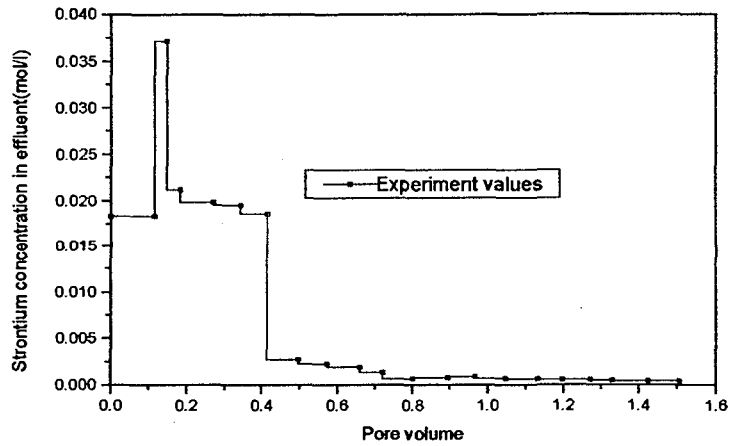


Fig. 6. Strontium concentration in effluent

에서 나오는 유출수를 채취하여 농도를 측정한 결과는 Fig. 6과 같았다. 초기로부터 Pore Volume 0.12(0.6일 경과)까지 유출수의 Sr^{2+} 농도는 0.018M로 증가했다. 이것은 컬럼내 공극용액의 초기 Sr^{2+} 농도 0.006M 보다 약 3배 높은 농도이므로 이온이동에 의해 Sr^{2+} 이 이동됨을 알 수 있다. Pore Volume 0.12부터 0.15(0.9일 경과)까지는 다시 농

도가 급격히 증가하여 0.037M로 초기 공극용액 농도 보다 약 6배로 높았다. 그러나 유출농도는 다시 감소하여 Pore Volume 0.42(1.6일경과)까지는 약 0.02M이었다. Pore Volume 0.72(1.6일경과) 까지는 유출농도가 좀더 감소되어 약 0.002M이었다. Pore Volume 1.5까지는 약 0.00035M(3.8일 경과)로 초기농도 보다 매우 낮은 농도를 나타냈다.

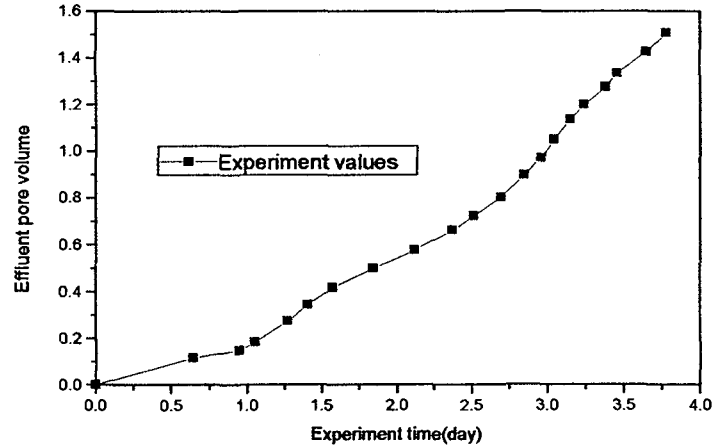


Fig. 7. Effluent pore volume versus time

또한, 제염실험 결과 전기삼투에 의한 공극용액의 유출속도는 Fig.7과 같다. 1.0 일까지는 약 $8.68 \times 10^{-3} \text{ cm/min}$ 이고, 2.5일까지는 $1.84 \times 10^{-2} \text{ cm/min}$ 이었으며, 3.8일까지는 $3.27 \times 10^{-2} \text{ cm/min}$ 로 나타났다. 이 방법은 앞의 방법과는 달리 제염 시간이 경과함에 따라 공극용액의 유출속도가 점점 증가하는 것으로 나타났다.

Fig. 8은 토양제염 시간 경과에 따른 토양컬럼 내에 잔류한 총 Sr^{2+} 농도를 나타낸다. Fig. 8은 Fig. 3과는 달리 실험 중에 토양컬럼 내의 pH값이 억제되어 침전이 발생하지 않으므로 제염효율이 높게 나타났다. 즉, 0.6일 후에는 토양컬럼 내의 초기 Sr^{2+} 총량의 21%가 제염되었고, 0.9일 후에는 33%가 제염되었다. 또한 1.6일 경과 후에는 84%가 제염되었고, 2.5일 후에는 92%, 그리고 3.8일 후에는 97%가 제염되었다. 다시 말하면, 초기에 토양컬럼에 주입한 Sr^{2+} 총량은 66.4 mg이었고, 제염실험 0.6일 후 토양컬럼 밖으로 유출된 Sr^{2+} 총량은 13.9 mg이며, 0.9일 후 토양컬럼 밖으로 유출된 Sr^{2+} 총량은 21.9mg이었다. 또한, 제염실험 1.6일 후 토양컬럼 밖으로 유출된 Sr^{2+} 총량은 55.8 mg이며, 2.5일 후 토양컬럼 밖으로 유출된 Sr^{2+} 총량은 61.1mg이었고, 3.8일 후 토양컬럼 밖으로 유출된 Sr^{2+} 총량은 64.4mg이었다. 제염 실험 후 토양 컬럼 내의 Kaolin Clay를

꺼내서 6등분하여 Kaolin Clay의 공극용액 내의 sr^{2+} 농도를 측정된 결과는 Fig. 8과 같고 모델로 계산한 값과 상당히 일치했다. 그러므로 pH상승 완충액을 사용한 토양제염 실험결과 3.8일 경과후 토양컬럼 내의 sr^{2+} 총량의 97%가 제염되는 것으로 나타났다.

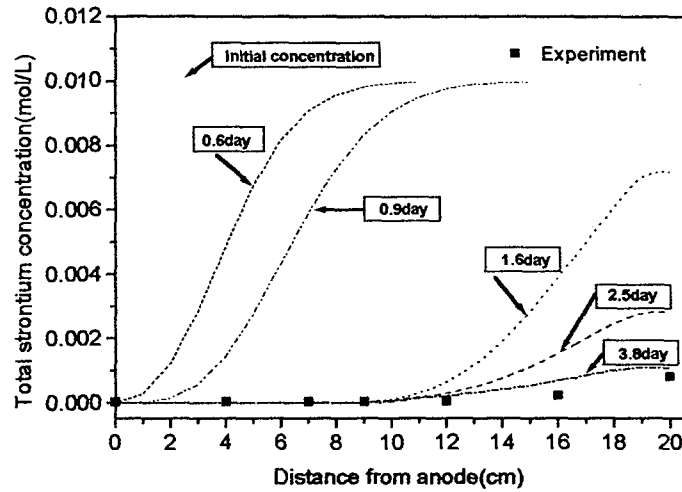


Fig.8. Distribution of total strontium concentration in soil column versus time

5. 결론

NaCl을 전해질로 사용하여 sr^{2+} 오염 토양을 제염한 결과 0.8일 경과 후 토양컬럼의 음극쪽 부분의 pH가 초기의 4.0으로부터 약 11.7로 상승하면서 $sr(OH)_2$ 가 형성되기 시작했다. 6.7일 후 토양컬럼 앞부분은 거의 제염되었지만 양극에서 14 cm되는 지점에서는 계속 침전을 형성하며 쌓였기 때문에 sr^{2+} 농도는 약 0.055M로 매우 높게 나타났으며, 그 지점 뒷부분은 거의 초기 오염 농도와 같이 0.01M이고, 총제염 효율은 32%에 불과했다. 반면에, pH의 상승을 억제시키기 위해 토양컬럼 내의 공극용액을 초산 완충액으로 만들었고, 음극저수조에는 0.1M의 CH_3COOH 를 주기적으로 넣어 pH의 상승을 억제시켰다. 컬럼의 pH는 초기에는 4.0이었으나 실험이 끝나는 3.8일 후에는 단지 약 6.0으로 상승하여 $sr(OH)_2$ 가 형성되지 않았다. 토양제염실험결과 0.6일 후에는 토양컬럼 내의 초기 총농도의 21%가 제염되었고, 0.9일 후에는 33%가 제염되었다. 또한 1.6일 경과 후에는 84%가 제염되었고, 2.5일 후에는 92%, 그리고 3.8일 후에는 97%가 제염되었다. 또한 개발된 잔류농도 예측 모델에 의한 계산 값과 토양제염실험에 의한 실험 값은 상당히 일치했다.

제2절 제2차 IAEA 연구용원자로 제염해체 CRP 한국 유치

인도 문바이에서 개최한 제1차 IAEA/CRP회의에 이어 제2차 회의를 한국에서 다음과 같이 개최하였다.

- 1) 대 회 명 : 연구용원자로 제염해체기술 IAEA CRP(협동연구사업) 회의
- 2) 기 간 : 2000. 2. 14(월)~ 2000. 2.18(금)
- 3) 장 소 : 대전시 유성구 흥인호텔
- 4) 주관/주최 : 국제원자력기구(IAEA)/한국원자력연구소(KAERI)
- 5) 참여국가 및 인원 : (해외) 12개국 14명, (국내) 16명
- 6) 회의내용 : - 연구용원자로 제염해체기술 연구 중간진도 발표 및 토의
- 연구용 원자로 제염해체 경험 및 기술자료 발표 및 토의
- 원자력연구소 연구시설 및 TRIGA연구로해체 방문

논문발표 및 토의 등 세부회의 프로그램은 부록1에 수록하였으며 우리나라에서는 다음과 같은 논문을 발표하였다

- ① TRIGA 연구로를 이용한 제염해체 기술개발 및 기술실증
- ② TRIGA연구로 부지 제염 및 토양폐기물 제염기술개발

IAEA/CRP Coordinator인 Mr Laraia의 본 CRP회의에서 발표한 자료를 부록2에 수록하였다.

제3절 IAEA/RCA 연구로 및 소형 원자력시설 제염해체 기술훈련

IAEA/RCA 연구로 및 소형 원자력시설 제염해체 기술훈련을 2001년 10월 23일부터 2주간 한국원자력연구소 국제연수원에서 다음과 같이 개최하기로 하였다

- 1) 대 회 명 : IAEA/RCA 연구로 및 소형 원자력시설 제염해체 기술훈련
- 2) 기 간 : 2001. 10. 22(월)~ 2001. 11.2(금)
- 3) 장 소 : 원자력연구소 국제연수원
- 4) 주관/주최 : 국제원자력기구(IAEA)/한국원자력연구소(KAERI)
- 5) 한국측 Technical Program Director : 원자력연구소 오원진
- 6) 기술훈련 일정표 : 부록 3

제3장 연구개발 목표 달성도 및 기대효과

TRIGA 토양제염 연구는 원자력연구소에 발생한 약 4500드럼의 토양폐기물을 제염하

여 환경에 방출할 수 있는 기술을 개발하였고, 국내외 학술지에 논문 5편 게재 및 전산코드2개등록 함으로 학술진흥에도 성과가 많았다

IAEA/RCA 연구로 및 소형 원자력시설 제염해체 기술훈련을 국내에 유치함으로 국내 관련 기관의 종사자들이 IAEA 제염해체 기술훈련을 손쉽게 받을 수 있게 하였으며, 또한 본 훈련프로그램에 국내 전문가가 강사로 참여함으로 국위 선양에도 기여하게 되었다.

제4장 연구개발 결과의 활용 계획

국내에 유치한 IAEA/RCA 연구로 및 소형 원자력시설 제염해체 기술훈련에 국내 관련 종사자들이 무료로 기술 훈련을 받을 수 있도록 IAEA와 협의 할 계획이다.

TRIGA 토양제염 연구 결과는 원자력연구소에 발생한 약 4500드럼의 토양폐기물을 제염하여 환경에 방출할 수 있는 기술로 활용할 수 있도록 2001년도에 기획되는 원자력 증장기 제염해체 연구에 과제화 할 예정이다.

제5장 결론

본 연구를 통해 개발한 토양폐기물 제염기술은 원자력연구소 토양폐기물 제염기술로 활용할 수 있으며, 본 연구를 통해 국내외 학술지에 논문을 게재하고 전산코드 등록을 함으로 학술진흥에도 성과가 많았다

또한 2000년도에 IAEA/CRP 회의를 유치하였고, 2001년도에는 IAEA/RCA 연구로 및 소형 원자력시설 제염해체 기술훈련을 국내 유치하는 등 국제 협력에도 성과가 많았다.

제6장 참고 문헌

1. Acar, Y.B., and Alshawabkeh, A.N. Principles of Electrokinetic Remediation,

- Environ. Sci. Technol. Vol.27, No.13, pp.2638-2647(1993).
2. Hicks, R. E., and Tondorf, S. Electrorestoration of Metal Contaminated Soils, Environ. Sci. Technol., Vol.28, pp.2203-2210(1994).
 3. Largeman, R., Electroreclamation: Application in Netherlands, Environ. Sci. Technol. Vol.27, No.14, pp.2648-2650(1993).
 4. Pamukcu S., and Wittle, J. K. Electrokinetic Removal of Selected Heavy Metals from Soil, Environmental Progress, Vol.11, No.3, pp.241-250(1992).
 5. Reddy, K. R., and Chinthamreddy, S., Electrokinetic remediation of heavy metal-contaminated soils under reducing environments, Waste Management, 19, 269-282(1999).

제7장 부록

1. 연구 성과물 목록

가. 논문

- 김계남, 오원진, 원휘준, 유재형, 정종현, “동전기적 토양제염에 미치는 pH의 영향”, 한국폐기물학회지, vol. 17, no. 6, 781 (2000).
- 김계남, 오원진, 원휘준, “김포매립지 주변 지하수오염 감소방법분석”, 대한지하수환경학회지, 7(1), 1 (2000).
- 김계남, 박근일, 박희성, 오원진, 원휘준, “동전기적방법에 의한 스트론튬 오염 토양 제염”, 한국토양학회지, 5(1), 25 (2000).
- 김계남, 오원진, 원휘준, “Water와 Citric Acid Flushing방법에 의한 스트론튬 이온 오염토양 제염 특성 비교”, 한국폐기물학회지, 17(2), 158 (2000).
- 김계남, 서경석, 심준보, 오원진, 원휘준, “A Study on Remediation of Silt Loam Contaminated With Cobalt by Solvent Flushing”, 한국원자력학회지, 32(4), 342 (2000).

나. 전산코드개발

1. 토양내 방사성핵종 이동 해석 코드	00-01-12-7181	김계남, 오원진
2. 동전기적방법을 이용한 방사성핵종 오염토양 제염효율 해석코드	00-01-12-7180	김계남, 오원진

2. 부록 자료

(부록1) 제2차 IAEA/CRP 회의 프로그램

(부록2) 제2차 IAEA/CRP Coordinator 발표 논문

(부록3) 2001 IAEA/RCA 연구로 및 소형 원자력시설 제염해체 훈련 일정표

(부록 1)

**Coordinated Research Project on Decommissioning Techniques for Research Reactors,
Research Coordination Meeting, Taejon, Korea
14-18 February 2000**

Sunday, 13 February 2000

Arrival in Seoul- Transfer to Taejon
Review the meeting arrangement with Mr. Laraia

Monday, 14 February 2000

Morning 9:30-12:30

Welcome by Mr. H.S. Park, vice president of KAERI
Opening of the RCM, Introductions, Administrative notes
IAEAs Activities in Decommissioning of Nuclear Facilities
Review of the Coordinated Research Project, Meeting
Objectives
Research Presentation (Won-Zin Oh, Korea)

Afternoon (Chair: Mr. L. Boing, USA)

14:00-17:00 Research Presentations (Belarus, Denmark, UK)
18:00-20:00 **Welcoming Reception hosted by KAERI**

Tuesday, 15 February 2000 (Chair: Mr. P. Olgaard, Denmark)

Morning 9:30-12:30 Research presentations (Belgium , USA, Canada)

Afternoon 14:00-15:30 Research presentations (Russian Fed. (Mr. Nechaev),
Russian Fed (Mr. Suvorov), India, Egypt)
15:30-20:00 Sight Tour to Science museum and Tonghak temple

Wednesday, 16 February 2000

Morning 9:30-13:00 KAERI Facility Tour
Lunch hosted by KAERI

Afternoon (Chair Mr. A. Nechaev, Russian F.

14:00-17:00 Research Presentation (Pakistan, Spain Indonesia)

Thursday, 17 February 2000 (Chair: M. Laraia)

Morning 9:30 -12:30 Review of presentations; methods to exchange
results; tentative venue, date and plans for next meeting

Afternoon 14:00-17:30 Debate on subject of common interest (record keeping in
decommissioning of research reactors); closing of the meeting -
TRIGA decommissioning issues (Mr. K.J. Jung, KAERI)

Friday 18 February 2000

Morning 8:00-10:00

Transportation to the Korean folk museum

10:30-14:00

Sight tour and lunch at the Korean folk museum

Afternoon

14:00-15:30

Transportation to TRIGA site

15:30-17:30

TRIGA decommissioning sight tour

17:30-20:00

Return to Taejon by way of Tower hotel, Seoul

(부록2)

IAEA RECENT ACTIVITIES ON DECONTAMINATION AND DECOMMISSIONING OF NUCLEAR INSTALLATION

Research Co-ordination Meeting on Decommissioning Techniques
for Research Reactors, Taejon, Korea, 14-18 February 2000

1. INTRODUCTION

The International Atomic Energy Agency (IAEA) has included decommissioning in its regulatory programmes since the early 1970's. Since 1985, decommissioning has been considered as a separate programme within the IAEA. Decommissioning has become a topic of great interest to many countries because of the large number of facilities that have reached or are nearing the end of their operating lifetime. Until recently, attention was focused on the decommissioning of nuclear power plants, and to a lesser extent, research reactors. Some countries, however, are now devoting greater attention to the decommissioning of non-reactor facilities, with implementation of these programmes being seen as a high priority. The IAEA has also expanded its programmes to include guidance on decommissioning these non-reactor facilities.

By the beginning of the next century, a significant number of nuclear power plants, research reactors, fuel cycle and non-reactor facilities will have exceeded their normal design lifetimes. Many of these facilities are already shutdown and are either awaiting decommissioning. The IAEA is well aware of the need for a good regulatory infrastructure and technical competency in performing safe decommissioning activities, and provides guidance and assistance to Member States facing the difficult decisions associated with the termination of the operational phase of a nuclear facility.

This paper provides an update on current and foreseen IAEA activities in the field of decommissioning. It should be read in conjunction with the terms of reference of two new tasks which will be initiated in 2000 (Annex 1 and 2)

2. TECHNICAL CO-OPERATION PROGRAMME CONCERNING DECOMMISSIONING

2.1 Objectives

The programme for the development of technical information in the D&D field has been described in section sec.3. The other programme is the technical co-operation (TC) through which the IAEA directly assists Member States in the transfer of knowledge in the use of nuclear techniques. Technical co-operation with Member States is commonly provided in the form of workshops, expert missions, equipment design and procurement, training courses, fellowships and scientific visits, etc. A few examples are provided below to illustrate ongoing TC activities and typical mechanisms by which such activities are implemented.

It is expected that TC projects on D&D attract Member States' attention on timely planning for decommissioning. In some Member States, particularly those with old reactors, this should lead to the formulation of specific decommissioning plans. Competent authorities, in particular those involved in the decision-making process, play the major role. The IAEA projects are expected to offer Member States the opportunity of estimating financial and other impacts from the decommissioning of their installations, so that detailed decommissioning plans may be drafted with no undue delay. Aspects such as fuel and waste management and provision of other technical, administrative and financial resources need timely preparation. When the time of permanent shutdown comes for their NPPs, countries will not be caught by surprise, and implementation of decommissioning activities will start as planned.

In more general terms, TC projects in the D&D field will contribute to enhance Member States' organizational capabilities at large. As decommissioning is a multi-disciplinary process, the project will stimulate Member States to develop an integrated approach to decommissioning by making use of resources available both domestically and in world market.

2.2 Specific projects

Within the framework of the IAEA's TC Programmes, the Regional Projects on "Planning and Management of Decommissioning WWER-Type Nuclear Power Plants" is worth mentioning. The project's emphasis is on WWER-40 reactors for which little consideration has been devoted to decommissioning at the plant design and construction stage, and little emphasis has been placed on planning for

decommissioning. An additional complication is that information on design, construction and operational aspects that will inevitably affect decommissioning is scarce and not readily available. Also, decommissioning-oriented studies are rarely found, which shows a lack of specific expertise in the operating countries. The project is thus directly related to a major need in the region. Representatives from Armenia, Bulgaria, Czech Republic, Hungary, Russian Federation, Slovak Republic and Ukraine attended the project workshops. Invited experts from Belgium, France, Germany and USA also contributed their experience. Established mechanisms for project workshops (two per year) included (1) peer review of selected decommissioning projects (2) progress reports of decommissioning studies (3) site visits and (4) in-depth discussions on selected topics of general interest. In 1997, a decision was made within the committee of experts to prepare a TECDOC on WWER decommissioning as the main goal of the project. To this purpose, working groups were created and responsibilities assigned to each group. The first draft of this document was reviewed by the whole committee at a workshop in Mol, Belgium, in December 1997. Eventually a small group of consultants finalized the TECDOC for publication in June 1999. This document is being published.

Several on-going national Technical Co-operation Projects are also of interest. One concerns the decommissioning of the EWA reactor in Poland. EWA is a water cooled and moderated WWR-S type. It commenced operation in 1957 with a nominal power of 2 MW, gradually upgraded up to 10 MW in 1973. The reactor was permanently shut down in February 1995.

As the reactor was shut down over four years ago, the operator has had the opportunity to work on the definition of a decommissioning strategy and a detailed decommissioning plan. In addition, extensive work has been performed on establishing a detailed radioactive inventory for the facility. The basic features of the decommissioning strategy developed by the operator are as follows:

- Dismantling most of the systems and components external to the reactor block.
- Dismantling most of the reactor internals, including the thermal column, the beryllium reflectors, the core structure, the separator tank and the inner and outer tanks. It is not proposed to remove the cast iron shielding rings.
- Retaining the reactor biological shield and the remaining systems in a safe storage condition appropriate to possible future modification and reuse as a dry

store for EWA and perhaps MARIA reactor spent fuel.

The key factor influencing the choice of the EWA decommissioning strategy is associated with spent fuel management. Concerns exist in Poland regarding long-term storage of this spent fuel, some of which has been stored under water at least 20 years. According to the operator, reprocessing and other spent fuel management options proved either impractical or too expensive. A further consideration for the operator in selecting a strategy involving removal of most of the reactor internals is that the necessary skilled staff will only be available for a relatively short time. Therefore, the operator wishes to complete as much decommissioning work as possible before commencing a period of safe storage. It should be noted that Poland has no nuclear power. Consequently, appropriate nuclear skills would be hard to find to replace any staff that retire or leave the EWA reactor.

Another factor allowing immediate dismantling of the EWA reactor is the reported capability of the Rozan waste repository to accept decommissioning waste.

Another TC project on decommissioning of a research reactor is underway in Latvia and addresses the IRT-type (also of Soviet design) reactor located at Salaspils near Riga. One basic problem with this project is that spent fuel is stored adjacent to the reactor. Until a removal route is identified for the spent fuel, no significant progress in decommissioning implementation will be possible. The reactor was shut down in June 1998. Regardless of the above-described constraints, the operator is developing preliminary decommissioning plans, including training of local experts. This TC project was initiated in 1997 and is expected to last until the end of year 2000.

A new TC project, also dealing with the decommissioning of a research reactor was initiated in 1999 in Georgia. In this case, the strategy preferred by the operator is entombment of the lower part of the reactor well to create the structural foundation for a new low-power, neutron-activation reactor to be installed within the biological shield. Reasons for this strategy includes costs, lack of a national disposal site, and the desire to maintain some nuclear expertise in the country.

Another TC project is underway with Argentina and is of a more conceptual nature. It includes providing guidance and expertise for planning of and creating infrastructures for decommissioning of the large number of nuclear installations

existing in that country. Like for other TC projects, this one also includes expert missions, provision of fellowships and scientific visits. It basically addresses the needs of the country on a national, rather than plant-specific, scale.

3. THE CLEARANCE PROCESS

The IAEA is assessing the need for consistent regulatory control of radiation and radioactive material. They are in the process of developing a Safety Guide concerning the application of basic principles related to this issue. The purpose of the Guide is to establish common terms used in describing the control of radioactive material and to clarify basic definitions. It will also elaborate on the concepts of this control.

There are eight basic categories in which all material can be grouped. Based on the placement of material into one of these categories, regulatory controls can be established and safety of the worker, general public and environment can be assured. These categories are:

- exclusion,
- exempt,
- clearance,
- regulated,
- authorized discharge/disposal
- authorized use,
- regulated disposal, and
- regulated transfer

There are two basic definitions that must be understood before discussing these categories. These are a “practice” and “intervention” A practice is defined as any human activity that introduces additional sources of exposure or exposure pathways, extends exposure to additional people, or modifies the network of exposure pathways from existing sources, so as to increase the exposure or the likelihood of exposure of people or the number of people exposed. An intervention is any action that is intended to reduce or avert exposure or the likelihood of exposure to sources which are not part of an authorized or exempt practice, or which are out of control as a consequence of an accident.

3.1 Exclusion

The concept of exclusion applies to exposures and not to sources or practices

giving rise to the exposures. An excluded exposure is one that is essentially uncontrollable or unamenable to control. This means that the exposure cannot be significantly reduced by reasonable means and may be common place in the human environment. These type of exposures would entail an unjustifiable expense if control were applied. Examples of excluded exposure are cosmic rays or natural occurring radioactive material (^{40}K) in the body. It would be very difficult to reduce the amount of exposure received from these sources.

3.2 Exemption

The purpose of exemption is to avoid expending resources on radiation protection in areas where little or no benefit would be achieved, i.e., where the radiological impact is sufficiently low as not to warrant regulatory control. Practices or Safety Standard issued by the IAEA (Safety Series Number 115).

The general principles for exemption are that:

- the radiation risks to individuals caused by the exempted practice or source be sufficiently low as to be of no regulatory concern;
- the collective radiological impact of the exempted practice or source be sufficiently low as not to warrant regulatory control under prevailing circumstances; and
- the exempted practices or sources be inherently safe, with no appreciable likelihood of scenarios that could lead to a failure to meet the above two criteria.

Most Member States have established a quantitative criterion for exemption based on trivial risk. An example of these values is provided on the Basic Safety Standard. This criterion allows the Regulatory Authority to reach a decision with a minimum of necessary deliberation. A practice or a source within a practice may be exempted without further consideration provided that the following criteria are met in all feasible situations:

- the effective dose expected to be incurred by any member of the public due to the exempted practice or source is of the order of 10 microSieverts or less in a year, and
- either the collective effective dose committed by one year of performance of the practice is no more than about 1 man-Sv or an assessment for the optimization of protection shows that exemption is the optimum option.

3.3 Clearance

Clearance is the removal of material from a system of regulatory control provided

that the radiological impact of these sources after removal from the system is sufficiently low as not to clearance are under regulatory control until a Regulatory Authority clears them. The Regulatory Authority is responsible for establishing the requirements for clearance and verify compliance with the requirements.

The basic criteria for determining whether materials regulatory control meet the clearance levels are identical to the exemption criteria. If the clearance criteria is higher than exemption levels, a dangerous loop may be encountered and material may never be released from regulatory control.

Clearance should not be expressed in terms of individual or collective does, since it is not practical to measure these parameters at the operational level. Rather, they should be expressed in terms of derived quantities that are directly measurable so that compliance with the requirements can be verified. The clearance requirements may relate to the total amount of material, to the total activity, to the radionuclide specific total activity and concentrations, or to the physical and chemical form of the material subject to clearance.

There are two approaches that can be used in developing the clearance criteria, generic levels or a case by case approach. The derivation of generic clearance levels requires consideration of a wide range of situations, including hypothetical situations, and may lead to very low clearance levels. When establishing these derived clearance levels, their practicability should be kept in mind. The ability to measure the corresponding parameters in the amount of material must be considered. The case by case approach would provide a more realistic approach, but would require that the licensee provide the justification for the developed clearance criteria, which will in most cases be greater than the generic levels. This approach would involve a pathway analysis taking into account possible pathways by which humans may be exposed to radiation.

In all cases, no matter which approach is used to establish the clearance criteria, a method must be established by the Regulatory Authority to verify that the clearance levels have been met and no further control is warranted.

3.4 Regulated

Regulated material is that material that must be controlled in order to meet the regulatory requirements of the Member States. This is material that requires licensing or some other control.

3.5 Authorized Discharge/Disposal and Authorized Use

Regulatory control of radioactive materials that do not meet the criteria for clearance may be released under certain conditions specified by the Regulatory Authority. This release from control is called either Authorized Discharge/Disposal or Authorized Use.

Authorized Discharge is applicable for liquid and gaseous wastes that can be discharged to environment. While control of the material is lost once released, the process of releasing the material to the environment is controlled. Control is carried out at the point of discharge and surveillance is performed in the environment. Conditions may be imposed concerning the form of the material, the rate at which it may be discharged, and the meteorological and environmental conditions required for discharge.

Authorized Disposal may be performed for radioactive material in low concentrations or in special form that can be disposed at a non-regulated landfill. Again, control is performed at the point where the material leaves the facility. This may include commercial items that contain radioactive material such as smoke detectors or lantern mantels. The overall impact on the environment must be evaluated and considered acceptably small.

Regulatory control of materials intended for re-use or recycling, but do not meet the criteria for clearance may be relinquished under conditions specified by the Regulatory Authority and when the Authorized Use has been verified. The control of the material is retained by a regulated practice until it has been established that it has been used for the purpose for which the authorization was given. For example, activated metal from a facility being decommissioned may be sent to a smelter for recycling into spent fuel casks. The practice of transporting the material to the smelter and the smelting facility will fall under regulatory control. Once the radioactive material is combined with non-radioactive metal and the cask is produced, the material is released from regulatory control. It is implicit in this concept of authorized use that the Regulatory Authority will take into account the likelihood and implications of other uses being made of the material in the future.

3.6 Regulated Disposal or Transfer

When it is unacceptable to release material from regulatory control, the material must be retained within the regulatory system through either Regulated Disposal or Regulated Transfer. Regulated Disposal refers to sending the material to a regulated waste management facility where there is no intention of retrieval. For

materials or equipment that may have a reuse, the Regulatory Authority may approve the transfer of the responsibility for the material to another regulated practice. This might be the case where a facility shuts down and transfers its sealed sources to another regulated facility. This is considered Regulated Transfer.

(부록 3)

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY

Regional Training Course on Decontamination and Decommissioning of Research Reactors

and Other Small Nuclear Facilities, Taejon, Korea, 22 October – 2 November 2001

Monday, 22 October

09:00 - 09:30 Registration

09:30 - 10:15 Opening of the Meeting (Korea's Host Organization) Administrative / Logistic Information

10:30 - 10:45 Outline of the course (Mr D. Reisenweaver, IAEA)

11:00 - 12:00 Brief introduction of the participants. Presentation of their countries activities related to decommissioning of nuclear facilities

13:30 - 15:00 IAEA safety guidance on decommissioning of research reactors and small nuclear facilities (Mr D. Reisenweaver, IAEA)

15:30 - 17:00 Decommissioning of Nuclear Labs and Other Small Facilities (Mr K. Langley,UK)

Tuesday, 23 October

09:00 - 10:30 The decommissioning of a research reactor in the USA: a case study (Mr L. Boing, USA)

11:00 - 12:30 IAEA safety guidance on waste management, clearance criteria, health and safety aspects of decommissioning (Mr D. Reisenweaver, IAEA)

14:00 - 15:30 Pre-decommissioning radiological characterization of shutdown research reactors (Mr L. Boing, USA)

16:00 - 17:00 Regulatory Issues and Licensing of the Korean TRIGA Decommissioning (Mr Kun-Jai Lee, Professor, KAIST, Korea)

Wednesday, 24 October

- 09:00 - 10:30 Planning, regulation and practical experience for research reactor decommissioning in the UK (Mr K. Langley, UK)
- 11:00 - 12:30 Costs and funding of decommissioning of US research reactors (Mr L. Boing, USA)
- 14:00 - 15:30 Selection of a decommissioning strategy for research reactors (Mr K. Langley, UK)
- 16:00 - 17:00 Regulatory Process for Decommissioning of Research Reactors and Other Small reactors

Thursday, 25 October

- 09:00 - 10:30 Planning Process for Decommissioning (Mr D. Reisenweaver, IAEA)
- 11:00 - 12:30 Preparation of Decommissioning Plan and other Documentation
- 14:00 - 15:30 Pre-decommissioning Activities (Mr L. Boing, USA)
- 16:00 - 17:00 The Transition from Operation to Decommissioning (Mr K. Langley, UK)
- 17:00 - 17:30 Technical videos e.g. (i) Decommissioning of the R-1 reactor in Stockholm (ii) JANUS reactor D&D Project, USA (iii) BR-3 Dismantling Project, Belgium (iv) Decommissioning of the University Research reactor, UK

Friday, 26 October

- 09:00 - 12:30 Departure from Taejon. Visit to Korea's research reactors under decommissioning and ancillary facilities

Monday, 29 October

day will be given to national presentations regarding operating experience in and prospects for decommissioning research reactors and other nuclear facilities in each country. Trainees are expected to report on the national situation and needs in this field. Each national presentation should last for 10 - 15 minutes and will be followed by a short

discussion. Coffee breaks and lunches will take place as normally scheduled.

14:00 - 15:30 Defuelling and Associated Issues (Mr S. Thierfeldt, Germany)

16:00 - 17:00 Organization and Management of Decommissioning Projects , incl. QA, Training, ect

Tuesday, 30 October

09:00 - 10:30 The decommissioning of a research reactor in Germany: a case study

11:00 - 12:30 IAEA Technical Co-operation Projects in Decommissioning: Examples and

14:00 - 15:30 Decontamination Technologies as part of Decommissioning (Mr S. Thierfe

16:00 - 17:00 Italian D&D Experience (Mr M. Laraia, IAEA)

Wednesday, 31 October

09:00 - 10:30 Dismantling incl. Remote Technologies (Mr S. Thierfeldt, Germany)

11:00 - 12:30 Planning for Decommissioning: Technology Development by Using of TRIGA Decommissioning in Korea (Mr Won-Zin Oh, KAERI, Korea)

14:00 - 15:30 Current and Anticipated Problems in Decommissioning of Research reactors in Korea : Waste Management Provisions, Funding, Radiological Characterization and Detailed Planning for Decommissioning (Mr Ki-Jung Jung, KAERI, Korea)

16:00 - 17:00 Safe Storage During the Decommissioning Process (M. Laraia, IAEA)

Thursday, 1 November

09:00 - 10:30 Final Status Surveys , Project Final Report, Licence Termination

11:00 - 12:30 Pending Issues in Decommissioning: a Summary Presentation

14:00 - 17:30 Panel discussion. Lessons learned , operating experience

Friday, 2 November

09:00 - 10:00 Evaluation of the course and discussions (M. Laraia, IAEA)

10:30 - 12:00 Continued Concluding remarks (M. Laraia, IAEA)

서 지 정 보 양 식

수행기관보고서번호	위탁기관보고서번호	표준보고서번호	INIS 주제코드
KAERI/RR-2110/2000			
제목 / 부제	IAEA/CRP 연구로 제염 해체 연구		
연구책임자 및 부서명	오원진, 핵화학연구팀		
연구자 및 부서명			
연구자: 원휘준, 김계남, 이근우, 정종현 부서명: 핵화학연구팀			
출판지	대전	발행기관	한국원자력연구소
페이지	34p.	도표	있음(○), 없음()
참고사항			
비밀여부	공개(○), 대외비(), _ 급비밀	보고서종류	연구보고서
연구위탁기관	과학기술부	계약번호	
초록 (15-20줄내외)	IAEA/CRP 연구로제염해체 연구와 관련하여 본 연구에서는 다음의 내용이 다루어졌다		
1. TRIGA 토양폐기물 제염기술개발 결과 동전기적 방법에 의한 토양제염 실험 및 수학적 제염거동 모사 결과 2. 제2차 IAEA/CRP 연구로 제염해체 회의 내용 회의 내용 및 프로그램 3. 2001 IAEA/RCA 연구로 및 소형 원자력시설 제염해체 기술훈련 과정 한국 유치			
주제명키워드 (10단어내외)	IAEA/CRP, 제염해체, 연구로, 토양제염		

BIBLIOGRAPHIC INFORMATION SHEET

Performing Org. Report No.	Sponsoring Org. Report No.	Standard Report No.	INIS Subject Code
KAERI/RR-2110/2000			
Title / Subtitle			
IAEA/CRP for Decommissioning Techniques for research reactors			
Project Manager and Department		Mr. Won-Zin Oh, Nuclear Chemical Engineering Department	
Researcher and Department			
Researchers : H. J. Won, K.N Kim, K.W. Lee, C.H Jung Department : Nuclear Chemical Engineering Department			
Publication Place	Daejon	Publisher	KAERI
			Publication Date
			March,2001
Page	34 p.	Ill. & Tab.	Yes(O), No ()
			Size
			210x297 Cm.
Note			
Classified	Open(O), Restricted(), ___ Class Document	Report Type	R&D Report
Sponsoring Org.	MOST	Contract No.	
Abstract (15-20 Lines)	The following were studied through the project entitled "IAEA/CRP for decommissioning techniques for research reactors <ol style="list-style-type: none"> 1. Decontamination technology development for TRIGA radioactive soil waste <ul style="list-style-type: none"> - Electrokinetic soil decontamination experimental results and its mathematical simulation 2. The 2nd IAEA/CRP for decommissioning techniques for research reactors <ul style="list-style-type: none"> - Meeting results and program 3. Hosting the 2001 IAEA/RCA D&D training course for research reactors and small nuclear facilities 		
Subject Keywords (About 10 words)	IAEA/CRP, decontamination and decommissioning, research reactor, soil decontamination		