

Derivation of the Cathodic Current Density around the HLW Canister Due to the Radiolysis of Groundwater

Heui-Joo Choi* · Dong-Keun Cho · Jongwon Choi
and Pil Soo Hahn

Korea Atomic Energy Research Institute, 150 Dukjin-Dong, Yuseong, Daejeon

고준위 폐기물 처분용기 주변에서의 지하수의 방사분해에 의한 음 전류 밀도 유도

최희주 · 조동건 · 최종원 · 한필수
한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150

(2005년 6월 29일 접수, 2006년 4월 10일 채택)

Abstract - The oxidizing species are generated from the radiolysis of groundwater in the pore of buffer material around the canister used for the disposal of spent fuels. A mathematical model was introduced to calculate the cathodic current density induced by the oxidant around the canister, which determined the corrosion of carbon steel. An analytical solution was derived to get the cathodic current density in the cylindrical coordinate. The cathodic current densities from both the rectangular coordinate and cylindrical coordinate were compared with each other. The source terms and absorbed dose rate for the calculation of the radiolysis were calculated using the ORIGEN2 and MCNP computer code, respectively. The radius of the canister was determined with the new model in order to prevent the local corrosion. The results showed that the new solution made the cathodic current density around 25 % lower than the Marsh model.

Key words : oxidants, radiolysis, canister, corrosion, cylindrical coordinate

요약 - 사용후핵연료의 처분을 위해 사용되는 캐니스터 주변 완충재의 공극 내 지하수는 방사분해에 의해 산화제를 발생한다. 캐니스터 주변의 탄소강의 부식을 결정하는 산화제에 의해 야기된 음 전류 밀도를 계산하기 위하여 수학적 모델을 이용하였다. 실린더 좌표계에서 음 전류 밀도를 구할 수 있는 해석해를 유도하였다. 직교 좌표계와 실린더 좌표계에서 구한 음 전류 밀도를 서로 비교하였다. 방사분해 계산을 위한 선원항 및 흡수선량률은 ORIGEN2와 MCNP 컴퓨터 코드를 이용하여 계산하였다. 새로운 모델을 이용하여 부식을 억제할 수 있는 처분용기 반경을 결정하였다. 계산 결과 실린더 좌표계에서의 해를 이용할 경우 기존의 Marsh 모델보다 음 전류 밀도 값을 25 % 감소시켰다.

중심어 : 산화제, 방사분해, 캐니스터, 부식, 실린더 좌표

서 론

국내 원자력발전소에서 발생하는 사용후핵연료는 처분용기에 넣어져 지하 암반 내에 건설될 처분시설에 직접 처분될 예정이다. 사용후핵연료는 처분되기 전에 붕괴열을 줄이기 위하여 40년 정

도 임시 저장된다. 이 기간 동안 사용후핵연료에 포함되어 있는 방사성 핵종들의 대부분이 붕괴되지만 반감기가 긴 핵종들은 여전히 존재한다. 사용후핵연료에 포함되어 있는 방사성 핵종들로부터 방출되는 방사선은 캐니스터의 취급을 어렵게 할 뿐만 아니라 처분된 후에는 처분용기 주변의

지하수를 방사분해하여 처분용기의 부식을 촉진시킬 수 있다.

한국원자력연구소에서 개발 중인 고준위 폐기물을 위한 처분용기는 용기부식을 억제하기 위한 외부 용기와 내부 구조물의 이중 구조로 되어 있다[1]. 이중 구조의 처분용기를 고려하고 있는 스웨덴과 핀란드의 경우 처분용기가 10만년 이상 건전성을 유지할 것을 요구받고 있다[2, 3]. 이 기간은 사용후핵연료 중의 방사성 핵종들이 대부분 우라늄광 내에 존재하는 수준으로 붕괴할 것으로 예상되는 시간이다. 일본의 경우[4]는 처분용기가 갖추어야 할 성능으로 1,000년간 방사성 핵종들의 누출을 억제할 것을 요구하고 있으며, 처분용기 재료는 탄소강을 고려하고 있다. 국내의 경우 처분용기가 갖추어야 할 기준이 구체적으로 제시되고 있지 않으며, 처분용기 설계를 위하여 처분용기 수명으로 1,000년을 고려하였다.

처분용기 설계의 중요한 부분의 하나는 재질 선정과 용기 두께의 결정이다. 용기재질을 부식 허용 재질 물질로 선정할 경우, 처분용기의 설계에는 다음의 3가지 인자를 고려하여야 한다. 용기 부식으로 인해 영향을 받게 될 부분, 지하수 백 미터의 수압 및 완충재의 팽윤압 등 외력을 견디는 능력과 고준위 폐기물에 포함된 방사성 핵종으로부터 방출되는 방사선에 의한 지하수의 방사분해의 억제 능력이다. 일본[4]에서 고려하고 있는 처분용기를 예로 들면 부식되어 사라질 것으로 예상하는 두께는 4 cm, 500 m 지하수압 및 완충재 팽윤압을 견디는 데에 필요한 두께가 3 cm, 방사선에 의한 지하수 방사분해 억제에 필요한 두께가 15 cm로 예상하고 있다. 이들 결과로부터 실제 처분용기의 두께는 부식으로 인해 사라질 두께 4 cm와 지하수 방사분해 억제에 필요한 15 cm를 합하여 처분용기 두께 19 cm를 결정하였다. 즉, 처분용기 결정에 있어 가장 중요한 인자는 처분용기 주변 지하수의 방사분해를 억제하기 위한 것이다.

처분용기 두께 결정에 있어 일본의 경우에서 알 수 있듯이 지하수 방사분해 억제 능력이 중요하다. 일반적으로 탄소강 주변은 보호층에 의해 부식이 방지되고 있으나, 사용후핵연료로부터의 방사선은 처분용기 주변의 지하수를 방사분해하여 그 결과 산화제(oxidant)가 발생하고, 이 산화제에 의해 생성된 음 전류밀도가 처분용기 주변에 형성된 보호층을 통과하게 되면 부식이 발생한다. 이와 같은 사실은 실험을 통해서 관측되고 있다[5]. Marsh 등[6]은 지하수로부터 방사분해

에 의해 발생하는 산화제의 완충재 내의 거동을 확산에 의한 이동 방정식을 도입하여 지하수의 방사분해와 탄소강의 부식에 영향에 대한 영향을 해석하기 위한 수학적 모델을 수립하였다. Marsh 모델은 해석해를 구하기 위하여 1차원 직교좌표계에서의 음 전류밀도를 구하였으며, 일본 H-12 보고서[4]에서는 이 해석해를 이용하였다.

본 연구에서는 방사선에 의한 지하수의 방사분해가 탄소강의 부식에 미치는 영향을 모델링하였다. 기존의 모델은 용기 특성과 관계없이 단순한 해석해를 유도하기 위하여 직교 좌표계에서의 1차원 모델을 이용하였으나 본 연구에서는 용기 특성을 고려하여 실린더 좌표계에서 해석해를 기존 방법에 비해 단순한 방법을 통하여 유도하였다. 또한, ORIGEN2 컴퓨터 코드를 이용하여 국내에서 발생하는 가압경수로 사용후핵연료에 대한 방사선원을 구하고, MCNP4c2 컴퓨터 코드를 이용하여 방사분해 해석에 필요한 흡수선량률을 산출하였다. 개발된 모델과 새로이 계산된 방사선원을 이용하여 처분용기 크기 계산에 적용하고, 그 결과를 비교하였다.

수학적 모델

처분환경에서 탄소강으로 이루어진 처분용기는 보호층(protective layer)에 의해 부식이 억제된다. 그러나 완충재 공극 중의 음이온의 농도가 충분히 높아질 경우 탄소강을 둘러싼 보호층이 기능을 못하고 처분용기에 국부 부식이 발생한다[7, 8]. 즉, 처분용기 주변의 보호층을 통과하는 데에 필요한 전류 밀도(I_{cath})보다 주변의 음 전류 밀도(cathodic current density)가 크면 부식이 시작되며, 이와 같이 처분용기 부식이 일어나기 위한 조건을 수식으로 표시하면 다음과 같다:

$$I_{cath} \leq nFD_a \frac{dC}{dx} \quad (1)$$

여기서 I_{cath} 는 보호층 통과에 필요한 전류 밀도 [A/m^2],

n 은 산화제의 원자가 [-],

F 는 패러데이 상수 9.65×10^4 [C/mol]

C 는 산화제의 농도 [mol/m^3],

D_a 는 겉보기 확산계수 [m^2/s].

지하에 처분된 사용후핵연료로부터 방출되는

감마선에 의하여 처분용기 주변 지하수가 방사분해되고, 지하수의 방사분해 결과 산화제가 생성된다. 방사선에 의해 생성되는 산화제의 발생률은 G-값(100 eV 방사선에 의해 생성되는 분자 수)을 이용하여 표현할 수 있으며, 흡수선량률과 산화제 생성률은 다음의 식으로 주어진다:

$$R_0 = \frac{PGE}{100A} \quad (2)$$

여기서 R_0 는 처분용기 표면에서의 산화제 생성률 [$\text{mol/m}^3 \text{ s}$],
 P 는 매질의 공극률[-],
 G 는 100 eV 방사선에 의해 생성되는 산화제의 분자 수[-],
 E 는 흡수 선량률 [$\text{eV/m}^3 \text{ s}$],
 A 는 아보가드로 수[-]이다.

방사분해에 의해 지하수로부터 생성된 산화제는 완충재내 공극수를 통하여 이동한다. 일반적으로 완충재 공극 내에서 지하수 흐름은 매우 적어 산화제의 이동은 농도차이에 의한 확산에 의해서만 이루어진다. 지하수의 방사분해에 의한 산화제 생성률은 처분용기 표면으로부터 멀어질수록 감소한다. Marsh 등[6]은 산화제의 이동을 직교 좌표계를 이용하여 표시하였으나, 본 논문에서는 완충재 공극 내에서 산화제의 이동을 실린더 좌표계에서의 확산 방정식을 이용하여 다음과 같이 표시하였다:

$$\frac{\partial C}{\partial t} = D_a \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} r \frac{\partial C}{\partial r} + R_0 \exp(-k | r - r_0 |) \quad (3)$$

여기서 k 는 방사선 흡수계수 [m^{-1}],
 r_0 는 처분용기 반지름 [m]이다.

식(3)의 우측의 첫 번째 항은 확산에 의한 이동을, 두 번째 항은 산화제 선원항을 나타낸다. 선원항은 처분용기 표면으로부터 멀어질수록 지수함수 형태로 방사선량이 감소하며 따라서 산화제 발생량도 동일한 형태로 감소한다고 가정하였다. 미분방정식(3)의 해를 구하기 위해서는 초기 및 경계조건이 필요하다. 사용후핵연료 처분 직전 방사분해에 의해 생성된 산화제는 무시하였다. 초기 및 경계조건은 다음과 같다:

$$C(t=0, r) = 0 \quad (4)$$

$$C(t, r = r_0) = 0 \quad (5)$$

$$C(t, r = \infty) = 0 \quad (6)$$

Marsh 등[6]은 직교좌표계에서의 해석해를 Caslaw와 Jaegar[9]로부터 구하고, 그 해의 시간에 대한 극한값을 미분하여 식(1)에 주어진 정상 상태에서의 음 전류 밀도를 구하였다. 그러나 본 연구에서는 실린더 좌표계의 해석해를 직접 구하지 않고, 정상 상태에서의 미분 값을 식(3)을 이용하여 직접 유도하였다. 정상 상태에서는 식(3)의 좌측 항은 무시할 수 있으므로 다음과 같이 표시 된다:

$$D_a \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} r \frac{\partial C}{\partial r} + R_0 \exp(-k | r - r_0 |) = 0 \quad (7)$$

식(7)으로부터

$$\frac{\partial}{\partial r} r \frac{\partial C}{\partial r} = - \frac{R_0}{D_a} r \cdot \exp(-k | r - r_0 |) \quad (8)$$

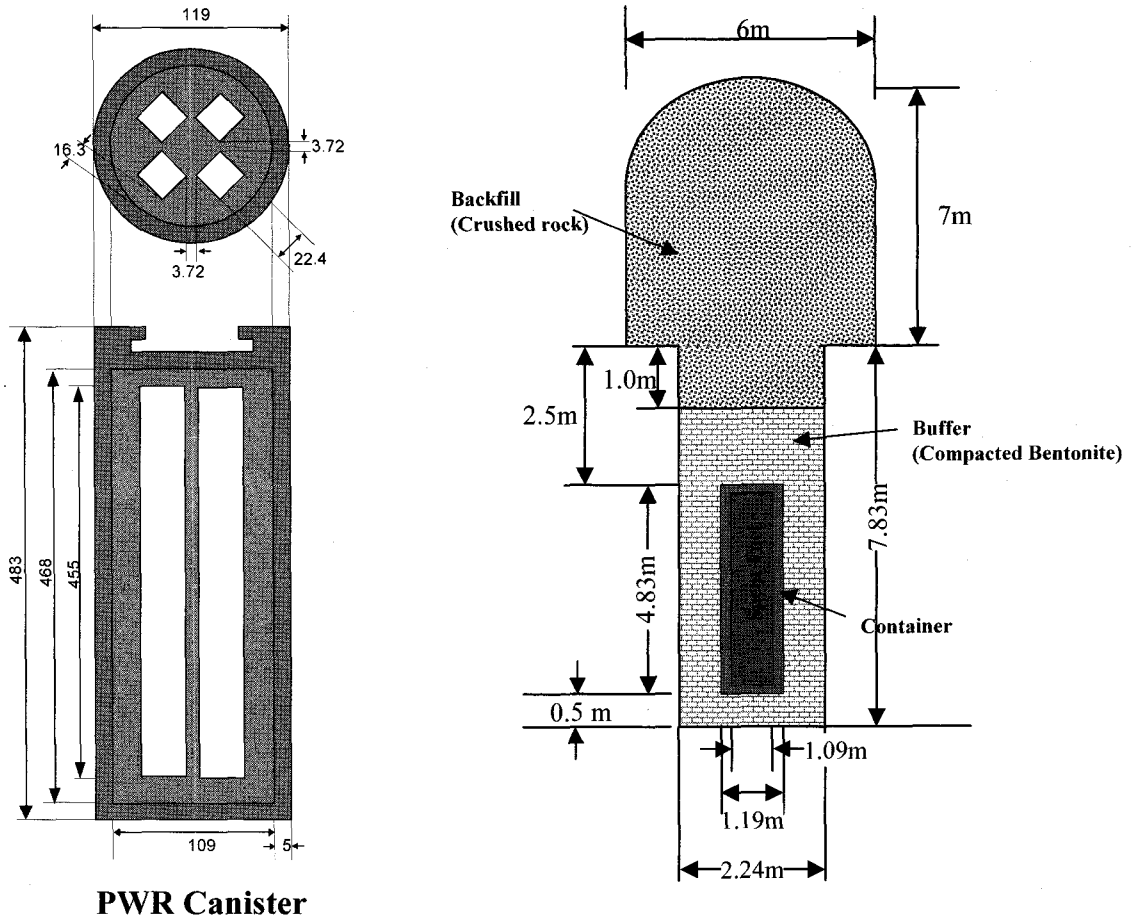
식(8)의 양변을 적분하고 r 로 나눈 후 $r = r_0$ 에서의 값을 구하면 다음과 같다:

$$\frac{dC}{dr} \Big|_{r=r_0} = \frac{R_0}{D_a k} \left(1 - \frac{1}{kr_0} \right) \quad (9)$$

산화제에 의해 금속이 부식되기 위해서는 산화제에 의한 음 전류(cathodic current)가 보호층을 통하여 흐르는 양 전류(anodic current)와 최소한 균형을 이루어야 하며, 방사분해에 의해 생성된 산화제로부터 음 전류 밀도는 식(1)을 실린더좌표계에서 나타내면 다음과 같다:

$$I_{cath} = -nFD_a \frac{dC}{dr} \Big|_{r=r_0} = - \frac{nFR_0}{k} \left(1 - \frac{1}{kr_0} \right) \quad (10)$$

식(10)은 고준위폐기물 처분용기 주변의 지하수의 방사분해에 의해 발생된 산화제에 의한 음 전류 밀도를 나타낸다. 이 식은 정상 상태를 가정하여 구한 것이나 처분 직후 생성될 산화제 농도가 극히 낮아 음 전류 발생은 미미하며 시간이



PWR Canister

Fig. 1. Schematic and dimensions of a canister and a disposal hole.

지나면서 그 값은 식(10)에 수렴하므로 이 식을 이용하면 보다 보수적인 값을 구하게 된다.

흡수선량 계산

본 연구에서 사용된 기준 사용후핵연료는 "심지층 처분시스템 개념설정을 위한 기준 사용후핵연료 선정 및 특성분석" 보고서[1]에서 설정한 제원이며(그림 1 참고), 사용후핵연료의 상세 제원은 표 1 및 표 2에 나타내었다. 본 계산에서 사용한 전산코드는 몬테카를로 방법론을 사용하는 MCNP4c2이다[10]. 광자(Photon)에 대한 흡수선량 계산에는 MCPLIB02 라이브러리를 적용하였으며, 중성자에 의한 흡수선량 계산에는 ENDF-VI로부터, 300K 온도조건에서 생성된 핵반응단면적 라이브러리를 적용하였다. MCNP에서 처분용

기 및 처분공의 제원은 근사 없이 정확하게 묘사하였다. 그림 2에는 처분용기가 안착된 처분공에 대하여 MCNP 코드로 묘사된 수평 및 수직 단면도를 나타내었다.

ORIGEN2 코드[11]를 통해 산출된 광자 및 중성자에 대한 스펙트럼 및 선원강도(source intensity)는 표 3 및 표 4에 나타내었다. PWR 핵연료 처분용기는 네 개의 사용후핵연료 집합체를 처분할 수 있으며, 집합체 삽입을 위한 공간을 제외한 용기 안쪽은 구조적 건전성 확보를 위해 탄소강으로 채워져 있다. 처분용기의 외경은 119 cm이며, 축 방향 총 길이는 483 cm이다. 계산에 고려된 처분용기와 처분공의 모델 및 상세 제원은 그림 1과 같으며, 처분용기 및 처분장 모델에서의 물질조성은 스웨덴에서 처분장에 대한 핵임계 해석[12]시 사용한 조성을 사용하였다.

흡수선량률은 처분용기 표면에서 산출되었으며,

Table 1. Reference PWR spent nuclear fuel.

| | PWR |
|----------------------------------------|------------------------------------------------------------------------------------|
| Fuel Assembly | 17×17 Westinghouse standard |
| Assembly Weight / Cross-sectional area | 665 kg/21.4 cm × 21.4 cm |
| Initial enrichment / Discharged burnup | 4.0 wt% ²³⁵ U/45,000 MWD/MTU 4.5 wt% ²³⁵ U/55,000 MWD/MTU |
| Cooling period | 40 years |

Table 2. Specification of the reference spent nuclear fuel.

| Parameters | PWR |
|----------------------------------------------|-------|
| Number of fuel pins | 264 |
| Number of empty channels | 25 |
| Outside diameter of fuel pin (cm) | 0.95 |
| Zry-4 clad thickness (cm) | 0.064 |
| Total fuel length (cm) | 405.8 |
| Active fuel length (cm) | 365.8 |
| UO ₂ density (g/cm ³) | 10.16 |
| Pellet diameter (cm) | 0.805 |
| Fuel pin pitch (cm) | 1.260 |

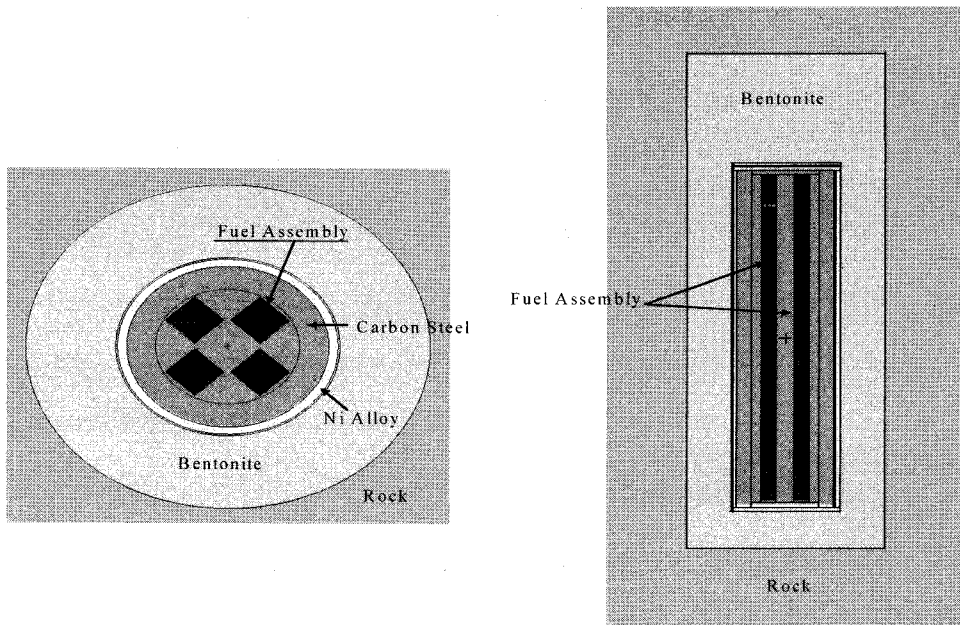


Fig. 2. Top and side view of a disposal hole in MCNP model.

Table 3. Photon Spectrum and Intensity.

(Unit: Photons/tHM · sec)

| Mean Energy (MeV) | PWR45 ¹⁾ | PWR55 ²⁾ |
|----------------------|------------------------|------------------------|
| 0.010 | 1.550×10^{15} | 1.873×10^{15} |
| 0.025 | 3.056×10^{14} | 3.667×10^{14} |
| 0.038 | 3.679×10^{14} | 4.455×10^{14} |
| 0.058 | 3.356×10^{14} | 3.943×10^{14} |
| 0.085 | 1.668×10^{14} | 2.008×10^{14} |
| 0.125 | 1.270×10^{14} | 1.556×10^{14} |
| 0.023 | 1.406×10^{14} | 1.694×10^{14} |
| 0.375 | 5.847×10^{13} | 7.024×10^{13} |
| 0.575 | 2.552×10^{15} | 3.093×10^{15} |
| 0.850 | 3.384×10^{13} | 4.403×10^{13} |
| 1.250 | 3.634×10^{13} | 4.732×10^{13} |
| 1.750 | 1.039×10^{12} | 1.358×10^{12} |
| 2.250 | 1.151×10^8 | 1.671×10^8 |
| 2.750 | 6.939×10^8 | 1.074×10^9 |
| 3.500 | 2.770×10^7 | 4.935×10^7 |
| 5.000 | 1.184×10^7 | 2.110×10^7 |
| 7.000 | 1.365×10^6 | 2.433×10^6 |
| 9.500 | 1.568×10^5 | 2.795×10^5 |
| Total Intensity | 5.675×10^{15} | 6.861×10^{15} |

¹⁾ initial enrichment : 4.0w/o, discharged burnup: 45GWD/MTU

²⁾ initial enrichment : 4.5w/o, discharged burnup: 55GWD/MTU

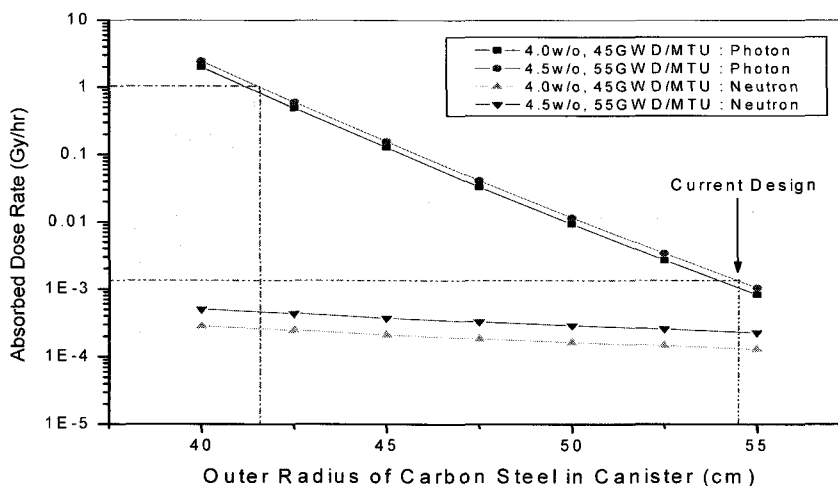


Fig. 3. Absorbed dose rates of primary photon and neutron as a function of carbon steel radius.

Table 4. Neutron Source and Intensity.

(Unit : Neutrons/tHM · sec)

| Neutron Source | PWR45 | | PWR55 | |
|----------------|---------------------|---------------------|---------------------|---------------------|
| | (Alpha,n) | Spontaneous | (Alpha,n) | Spontaneous |
| U-238 | - | 1.177×10^4 | - | - |
| Pu-238 | 4.311×10^6 | 7.031×10^5 | 6.607×10^6 | 1.077×10^6 |
| Pu-239 | 3.023×10^5 | - | 3.254×10^5 | - |
| Pu-240 | 5.053×10^5 | 2.664×10^6 | 6.380×10^5 | 3.363×10^6 |
| Pu-242 | - | 1.073×10^6 | - | 1.289×10^6 |
| Am-241 | 3.906×10^6 | - | 4.042×10^6 | - |
| Am-243 | 2.893×10^4 | - | 4.039×10^4 | - |
| Cm-242 | 2.432×10^4 | 1.180×10^5 | 2.644×10^4 | 1.283×10^5 |
| Cm-243 | 2.628×10^1 | - | 3.685×10^4 | - |
| Cm-244 | 2.157×10^6 | 2.596×10^8 | 3.842×10^6 | 4.626×10^8 |
| Cm-246 | - | 4.331×10^6 | - | 1.122×10^7 |
| Cm-248 | - | 2.021×10^4 | - | 8.065×10^4 |
| Total | 1.126×10^7 | 2.686×10^8 | 1.423×10^7 | 4.797×10^8 |

Table 5. Absorbed dose rates as a function of shield radius.

| Radius (cm) | Total Absorbed Dose Rate (Gy/hr) | | Total Absorbed Dose Rate (eV/m ³ s) | |
|-------------|----------------------------------|------------------------|------------------------------------------------|------------------------|
| | 4.0 w/o | 4.5 w/o | 4.0 w/o | 4.5 w/o |
| 40.0 | 1.998×10^0 | 2.445×10^0 | 3.464×10^{18} | 4.239×10^{18} |
| 42.5 | 4.911×10^{-1} | 6.024×10^{-1} | 8.515×10^{17} | 1.044×10^{18} |
| 45.0 | 1.290×10^{-1} | 1.591×10^{-1} | 2.237×10^{17} | 2.759×10^{17} |
| 47.5 | 3.369×10^{-2} | 4.199×10^{-2} | 5.841×10^{16} | 7.280×10^{16} |
| 50.0 | 9.461×10^{-3} | 1.192×10^{-2} | 1.640×10^{16} | 2.067×10^{16} |
| 52.5 | 2.848×10^{-3} | 3.667×10^{-3} | 4.938×10^{15} | 6.358×10^{15} |
| 55.0 | 9.565×10^{-4} | 1.278×10^{-3} | 1.658×10^{15} | 2.216×10^{15} |

그림 3에 나타난 바와 같이, 주 광자에 의한 흡수 선량률이 주 중성자 및 이에 의해 발생한 2차 광자에 의한 흡수선량률보다 현저히 크므로 이 효과는 중요하지 않다. 그림 3에는 처분용기 반경을 변화시키면서 크기에 따른 주 광자 및 주 중성자에 의한 흡수선량률을 나타내었으며, 표 5에는 방사분해 해석을 위한 흡수선량률 계산 값이 주어졌다.

방사분해에 의해 발생된 산화제의 이동 모델을 좌표계 선정에 따른 계산결과를 비교하기 위하여 Marsh 등[6]이 직교 좌표계에서 구한 다음의 음 전류 밀도 계산식을 이용하였다:

$$I_{cath} = -\frac{nFR_0}{k} \quad (11)$$

상기 식(11)은 본 연구에서 실린더 좌표계를 대상으로 유도한 식(10)에 해당하며, 계산 값의 비교를 위하여 이용한 입력 자료는 표 6에 나타내

방사분해 계산 결과

Table 6. Parameters used for the model comparison.

| Parameter | Value |
|-----------------------------------------|-------------------------------------|
| Porosity of buffer material | 0.1 |
| G-value of oxidant | 2.13 |
| Absorbed dose, eV/m ³ s | 6.07×10 ¹⁹ (=35 Gy/hour) |
| Avogadro number | 6.022×10 ²³ |
| Valence of oxidant, n | 2 |
| Faraday constant, C/mol | 9.65×10 ⁴ |
| Absorption coefficient, m ⁻¹ | 6.25 |
| Radius of the canister, m | 0.6 |

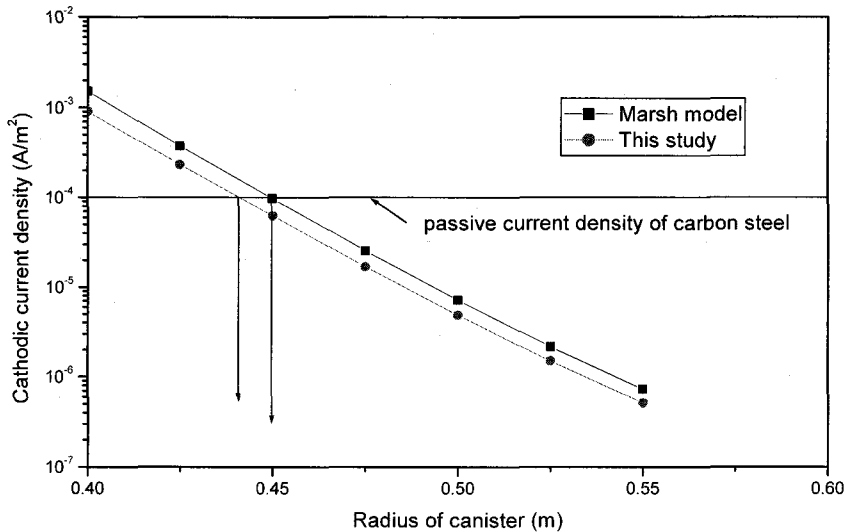


Fig. 4. Comparison of cathodic current density obtained by the new model and Marsh model.

었다. 표 6에 주어진 값들은 Marsh 등[6]이 이용한 값이다. 식(11)을 이용하여 계산한 음 전류 밀도는 $6.63 \times 10^{-3} \text{ A/m}^2$ 이며, 본 연구를 통하여 개발한 모델 식(10)을 이용하여 구한 음 전류 밀도는 $4.86 \times 10^{-3} \text{ A/m}^2$ 이다. 이 값들을 비교하면, 실린더 좌표계를 이용하여 구한 값이 직교 좌표계를 이용한 Marsh 모델 값의 73% 정도이었다. 즉, 본 연구를 통해 구해진 실린더 좌표계에서의 해를 이용할 경우 처분용기의 직경이 작을수록 더욱 실질적인 해를 얻게 된다. 본 연구에서 고려한 처분용기의 직경에서는 음 전류 밀도에 있어 약 25% 정도의 이득이 생겼다.

그림 3에 주어진 PWR 사용후핵연료(4.0 w%)

로부터의 흡수선량과 식(10)과 식(2)를 이용하여 처분용기 주변의 음 전류 밀도를 구하고, 계산 결과를 그림 4에 나타내었다. 일반적으로 탄소강의 부식을 일으킬 수 있는 음 전류 밀도는 10^{-4} A/m^2 이상으로 알려져 있다[4, 7]. 이 값들을 이용하여 지하수의 방사분해에 따른 산화제에 의한 처분용기 부식을 억제할 수 있는 처분용기 직경을 계산하였다. 그림 4에 나타난 바와 같이 식(11)에 주어진 Marsh 모델을 이용한 계산 결과 전류 밀도가 10^{-4} A/m^2 이하가 되도록 하는 처분용기의 최소 반경은 약 45 cm이었으며, 본 연구에서 개발한 식(10)에 주어진 모델을 이용할 경우 처분용기의 최소 반경은 약 43 cm 정도로, 새로

운 모델을 이용할 경우 지하수의 방사화에 의한 용기 부식 억제 측면에서 처분용기 반경(용기의 두께)을 약 2 cm 정도 줄일 수 있을 것으로 판단되었다.

결 론

사용후핵연료 영구 처분에 이용될 캐니스터 설계를 위하여 주변 지하수의 방사분해에 의해 생성되는 산화제의 거동에 대한 모델링을 수행하였다. 완충재 공극 내 지하수는 방사선에 의해 방사분해되어 산화제를 생성하고 이렇게 생성된 산화제는 음 전류 밀도가 커지면 탄소강으로 이루어진 캐니스터의 부식을 야기한다. 산화제의 완충재 내의 거동을 정확하게 예측하는 것은 캐니스터 두께 결정에 매우 중요하며, 기존의 모델이 직교좌표계에서의 해석해를 이용한 반면 본 연구에서는 실린더 좌표계에서의 해석해를 유도하였다. 기존의 직교좌표계에서의 모델과 본 연구를 통해 실린더 좌표계에서 구해진 새로운 해석해를 비교한 결과 국내 처분용기 규격에 대하여 새로운 모델이 음 전류 밀도를 약 25% 정도 줄여 처분용기 부식 환경을 완화시켰다. ORIGEN2/MCNP 코드를 이용하여 국내에서 이용되는 PWR 사용후핵연료에 대한 방사선원을 산출하고 용기표면에서의 흡수선량률을 새로이 계산하였다. 계산된 방사선원 및 흡수선량률을 이용하여 처분용기 반경 변화에 따른 음 전류 밀도를 구하여 부식을 억제하는 처분용기 크기를 구한 결과, 지하수의 방사화에 의한 용기부식 억제 측면에서 새로운 모델을 이용할 경우 처분용기 반경(두께)을 2 cm 정도 줄일 수 있었다.

감사의 글

본 연구는 과학기술부가 시행한 원자력 중장기 연구사업의 일환으로 수행되었습니다.

참고문헌

1. 최종원, 전관식, 최희주, 이종열, 권영주. 한국형 고준위 폐기물 처분용기 열 및 크립해석. KAERI/TR-2691/2004. 2004.
2. Hermansson HP and Eriksson S. *Corrosion of the Copper Canister in the Repository Environment*. SKI report 99:L52. 1999.
3. OECD/NEA. *Engineered Barrier Systems and the Safety of Deep Geological Repositories*. ISBN 92-64-18498-8. OECD, 2003.
4. JNC. *H12 Project to Establish Technical Basis for HLW Disposal in Japan*. JNC TN. 1999.
5. Marsh GP and Taylor KJ. An Assessment of Carbon Steel Containers for Radioactive Waste Disposal. *Corrosion Science*. 1988;28:289-320.
6. Marsh GP, Harker AH, and Taylor KJ. Corrosion of Carbon Steel Nuclear Waste Containers in Marine Sediment. *Corrosion*, 1989;45:579-589.
7. Marsh GP. *Progress in the Assessment of the Corrosion of Low and Intermediate Level Waste Containers under Repository Conditions*. NSS/R126. UKAEA, 1988.
8. Sharland SM and Tasker PW. *The Aeration of a Model Nuclear Waste Repository*. AERE Report TP-1182. 1987.
9. Carslaw HS and Jaeger JC. *Conduction of Heat in Solids*, Oxford University Press. Great Britain, 1947.
10. Briesmeister JF. *MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4C. LA-13709-M*. Los Alamos National Laboratory, 2000.
11. Croff AG. *A User's Manual for the ORIGEN2 Computer Code*. ORNL/TM/7175. Oak Ridge National Laboratory, 1980.
12. Hicks T and Prescott A. *A Study of Criticality in a Spent Fuel Repository Based on Current Canister Designs*. SKI Report 00:13. Swedish Nuclear Power Inspector, 2000.

1. 최종원, 전관식, 최희주, 이종열, 권영주. 한국