

Alternative Method for the Treatment of Chemical Wastes Containing Uranium

우라늄함유 화학폐수의 적정처리 기술

Kil Jeong Kim, Jong Sik Shon and Kwon Pyo Hong

Korea Atomic Energy Research Institute, 150 DuckJin-Dong, Yuseong-Ku, Daejeon

nkjkim@kaeri.re.kr

김길정, 손종식, 홍권표

한국원자력연구소, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

(Received November 10, 2005 / Approved December 29, 2005)

Abstract

Chemical wastes are generated from nuclear facilities and R&D laboratories, but the uranium concentration in the final dried cake is evaluated into 11.2 Bq/g, which exceeds the exemption level of 10 Bq/g for each U isotopes, so the cake is categorized into a radioactive waste.

Acid dissolution was applied to extract uranium from the waste sludge, and uranium adsorption on the dissolved solution was experimented by using IRN-77 and Diphosil bead. A large amount of resin was required to get above 80 % of uranium removal, which was found to be due to a large amount of metal ions simultaneously dissolved from the precipitates with uranium. As an alternative method, acid dissolution is applied to the dewatered wet cake of the sludge, and the natural evaporation method is adopted for the dissolved solution. The uranium concentration of the dissolved solution was estimated to be 6.97E-01 Bq/ml, and the specific activity of the final waste sheets is evaluated to be 4.3 Bq/g.

These results lead to the suggestion that the application of acid dissolution to the wet cake and the natural evaporation for the dissolved solution is an effective treatment method for chemical wastes containing uranium.

Key Words : radioactive chemical wastes, uranium removal or adsorption, acid dissolution, natural evaporation

요 약

원자력을 이용하는 시설 및 그와 관련한 연구개발실험실로부터 각종 화학폐수가 다량으로

발생되고 있으며 이들 폐수를 화학폐수 전용처리시설로 처리하고 있으나 최종 건조 케이크내에 함유된 우라늄의 농도가 규제면제농도인 10 Bq/g을 약간 초과하므로 방사성폐기물로 분류하여 별도로 저장하고 있다.

화학폐수 처리후 침전된 슬러지내의 우라늄 농도를 분석한 결과 우라늄이 용액상이 아닌 침전물상에 존재함을 알았으며, 이들 우라늄을 침전물로부터 용액상으로 용해하기 위하여 강질산으로 용해시켰다. 그 결과 대부분의 우라늄이 슬러지의 침전물로부터 용액상으로 용출되었으며, 용해후 얻어진 슬러지 산용해액에 대해 IRN-77과 비드형으로 새로 제조한 다이포실 수지를 실펀액처리에 적용하기 위한 흡착실험을 수행하였다. IRN-77과 다이포실 비드를 단독, 혼합 또는 단계적으로 사용한 결과, 80%이상의 우라늄 흡착효율을 얻기 위해서는 산용해액과 동등량 또는 그 이상의 다량의 수지가 소요되었다.

한편 침전 슬러지를 압착하여 부피가 더욱 축소된 탈수케이크를 산용해한 결과, 탈수케이크 대 질산의 비율이 3:2에서 우라늄의 함량을 최대 11 mg/L을 얻었으며 슬러지 용해시보다 적은 양으로 산용해가 가능하였다. 탈수 케이크 산용해액의 방사능 농도는 6.97E-01 Bq/ml로서 기존의 자연증발처리시설에서 처리가 가능한 수준이었으며, 건조케이크의 비방사능은 11.2 Bq/g로서 최종 폐기물로 발생될 폐증발천의 비방사능이 4.3 Bq/g으로 평가되어 우라늄 동위원소의 규제면제치인 10 Bq/g 미만이므로 자체처분이 가능한 수준이었다.

결론적으로 화학폐수를 처리한 후 부피가 최소화된 탈수케이크에서 우라늄을 산용해시키고 최종 산용해액은 기존의 자연증발시설로 증발처리하면 방사성 건조케이크의 발생 없이 또한 자연증발천도 자체처분이 가능한 최적의 방안을 도출하였다.

중심단어 : 방사성 화학폐수, 우라늄 제거 또는 흡착, 산용해, 자연증발

I. 서론

원자력을 이용하는 시설 및 중장기 연구개발실험실에서 각종 화학폐수가 다량으로 발생되고 있으며 이를 처리하기 위하여 화학폐수처리시설을 별도로 운영하고 있다. 수집된 화학폐수는 pH를 10 정도 범위로 조정하고 중금속 처리제 및 무기용집제를 첨가하여 중금속 이온들을 응집시키고 음이온성 응집보조제를 투입하여 침강성이 큰 입자를 형성케 하여 침전처리하고 있다. 침전조의 하부로 침강된 슬러지는 농축조로 보내고 탈수조제약품의 주입과 함께 벨트프레스에 의해 압착한 후 생성된 탈수케이크(wet cake)는 자연 및 전기가열에 의해 건조 케이크(dry cake) 형태로 만들어 최종부피를 줄이고 있다.¹⁾ 이때 발생된 건조케이크의 우라늄 농도를 분석한 결과 U-234, U-235 및 U-238의 방사능 농도가 11.2 Bq/g-

dry cake 수준으로 '방사선방호등에 관한 기준'(과학기술부 고시 제 2002-01호), 별표 5의 '핵종별 규제면제 수량 및 농도'에서 정하는 각 우라늄 동위원소의 최소농도인 10 Bq/g을 초과하고 있어 방사성폐기물로 분류하여 보관하고 있다. 따라서 이와 같은 방사성폐기물을 근본적으로 발생시키지 않으며 기존시설을 최대한 활용하여 실제 폐액처리에 적용할 수 있는 적정처리기술을 모색하였다.

가. 우라늄 함유 폐액의 처리기술 현황

원자력 시설에서 발생하는 우라늄을 함유하는 폐액의 처리방법으로서 열적 탈질법은 수분, 암모니아 및 Nitrates를 제거하고 물로 침출하여 Na산화물을 분리한후 잔류물내 우라늄을 용해하여 흡착 또는 침전하여 제거하는 방법²⁾과 Kaloine 컬럼에 의해 탈수 처리한 후, 울트라 멤브레인(MWCO 10,000)과 활성

탄소의 혼합시스템으로 우라늄의 제거가 가능함을 보고^{3),4)}하고 있으며, MEUF(Micelle-Enhanced Ultrafiltration)⁵⁾법은 금속이온 및 유기오염물을 동시에 처리할 수 있는 공정으로서, 계면활성제인 SDS(Sodium-Dodecyl Sulfate)를 주입하여 CMC(Critical Micelle Concentration)이상으로 조정하므로 미셀을 형성케 하고 이 미셀에 금속 및 유기물질을 흡착시킨 후 친수성 셀룰로오스의 UF막으로 제거하는 방법들이 보고되어 있다.

우라늄 이온의 농도가 고농도이며 수백배 농도의 각종 화학염 매질과 공존하는 경우, 높은 전기전도도와 큰 비표면적을 가지는 활성탄소섬유(ACF, Activated Carbon Filter) 및 기준 및 상대전극이 장착된 컬럼 셀과 전해질 용액으로서 NaCl 과 NaNO₃를 사용하는 전기흡착법을 사용하고 있다⁶⁾.

한편 미생물(Biomass)의 중금속에 대한 친화성을 이용하여 중금속 또는 방사성핵종을 제거하는 방법⁷⁾ 또는 Cu²⁺를 제거하기 위하여 일반 잡초 (Weed, Amaranthus spinosus)의 뿌리를 분말화 한후 Alginate 상에 고정화하여 비드 형태로 제조하여 흡착제로 사용하거나⁸⁾ 해바라기를 수경재배하여 뿌리를 직접 이용하여 실제 폐액 처리에 이용한 보고도 있다⁹⁾.

최근 미국의 ANL(Argonne National Laboratory)은 악티늄족 이온 및 다가이온에 선택성을 가진 유기 및 무기성의 분말형의 Diphosil수지를 개발¹⁰⁾하였으며 우라늄 이온에 대한 선택도가 큰 것을 보고하였다¹¹⁾.

본 연구에서는 다량의 폐수에 우라늄이 소량으로 존재하는 폐수의 특성을 고려하여 처리장치나 절차를 비교적 단순화하는 방법으로 폐수의 부피가 크게 축소된 단계에서 우라늄만 용출하는 방법과 용해액 중에 함유되어 있는 우라늄을 선택적으로 제거 또는 기존의 처리시설로 활용 가능한 방법들을 비교평가하므로써 우라늄을 함유한 폐수의 적정처리방안을 도출하고자 하였다.

II. 실험재료 및 방법

가. 실험재료

실험에 사용된 폐액은 원자력시설에서 발생되고

있는 실제 폐수를 사용하였으며, 우라늄을 흡착제거하기 위한 이온교환수지로서는 IRN-77 및 다이포실 분말을 sodium alginate상에 고정화한 다이포실 4% 함유 비드수지¹²⁾를 실제폐액 처리에 적용하는 실험을 수행하였다. 각 실험에 사용된 이온교환수지의 사양 및 제조회사는 다음과 같다.

- 다이포실(Diphosil) : Silica diphonix resin, 60-100 mesh Powder Eichrome Technologies Inc., USA
- IRN-77 : Amberlite, Cation(H⁺), 1.18-0.3 mm Rohm and Haas Co., USA

나. 실험방법

- 우라늄의 산용해 실험 : 화학폐수를 처리한후 분리된 침전 슬러지 및 슬러지를 압착한 탈수케이크로부터 우라늄을 용출하기 위하여 강 질산을 사용하였으며, 산용해시 질산의 농도, 사용량, 교반, 가열 등의 영향을 실험하였다.
- 우라늄 흡착실험 : 흡착실험은 실제 폐액 및 산처리한 용액을 사용하여 수지의 사용량 등에 따른 우라늄 제거특성을 측정하였다.
- 우라늄 농도 분석 : 폐액중 우라늄의 농도는 전문 분석실에 의뢰하여 ICP-AES(Inductively Coupled Plasma-Atomic Emission Spectrometer)로 측정하였다.

III. 결과 및 고찰

가. 화학폐수의 특성

핵연료주기와 관련한 원자력시설, 핵주기 시험시설 및 연구실험실에서 발생하는 폐수의 화학적 특성은 pH가 2.3~11.7범위이나 기준치인 5.8~8.6 범위 이내로 조정하고 있으며, 폐수 처리 후 유입초기의 부피가 약 850분의 1이상으로 감소된 단계에서 침강된 농축 슬러지를 분석한 결과(표 1), 슬러지의 용액 상내에 함유되어 있는 금속이온들의 농도는 수질환경보존법의 배출허용기준치를 충분히 만족하였고, 특히 우라늄 이온의 농도는 ICP-AES의 측정한도 수준인 0.05ppm 미만으로 나타난 것으로 보아 우라늄이 슬러지중 용액상에 존재하지 않고 침전물상에 존

제한다는 사실도 확인하였다.

나. 슬러지의 우라늄 용해 특성

슬러지내 침전물상에 존재하는 우라늄을 침전물로부터 분리하기 위하여 강질산으로 용출하는 방법을 사용하였으며, 산용해 특성을 조사하기 위하여 슬러지에 대한 산의 비율을 1/4, 1/2, 1 및 2의 비율로 첨가하여 용해시 교반 및 가열에 의한 차이를 조사하였다.

표 2에서 보는 바와 같이 산의 첨가량에 따라 용해되는 우라늄의 농도는 감소하는 것으로 나타나지만 이를 슬러지 함량의 비율로 환산하면 거의 유사한 값을 나타내고 있어 질산의 첨가량에 크게 영향을 받지 않음을 알 수 있다. 또한 용해시 교반과 동시에 가열에 의한 영향을 조사한 결과 우라늄의 농도가 거의 동일한 값을 나타내므로써 산용해시 가열에 의한 영향이 없음을 나타내고 있다. 한편 산용해후 침전물내의 우라늄 농도가 0.25 ppm 미만으로서 슬러지의 침전물로부터 우라늄의 용출이 가능함을 확인하였다.

결과적으로 폐수의 슬러지로부터 보다 적은 양의 질산으로 산용해후의 부피 증가를 최소화하며 가열 없이 우라늄을 침전물상으로부터 효율적으로 용해시킬 수 있다는 결과를 얻었다.

다. 슬러지 산용해액의 우라늄 흡착 특성

슬러지에서 우라늄을 용출한 산용해액에 대하여 우라늄 모의폐액의 흡착실험시 사용한 다이포실 4% 비드수지¹²⁾를 우라늄의 농도에 해당하는 양을 사용하

여 흡착실험을 수행한 결과 우라늄이 전혀 제거되지 않았다. 이러한 결과의 원인을 규명하기 위하여 산용해액내 금속이온들의 농도를 분석한 결과(표 3), Al, Si, Fe, Na등의 금속 이온들이 수천 ppm으로 존재하였으며, 이는 산용해시 침전물내 존재하던 금속이온들의 약 50%이상이 우라늄과 동시에 용액상으로 용해되었으며 이들 금속이온들이 우라늄의 흡착제거에 크게 영향을 미치는 것으로 확인되었다. 한편 산용해액을 pH 7정도로 중화한 결과 대부분의 금속이온들

Table 1. Concentrations of the various Metal Ions after Chemical Treatment of Waste Solution

Metal Ions	Fe	Cr	Zn	Pb	Cd	Cu	U
Limit μ g/mL	10	2	5	1	0.1	3	-
Concn. μ g/mL	0.06	0.01	<0.01	<0.1	<0.01	0.02	<0.05

Table 2. Effect of the Amount of HNO₃ on Uranium Dissolution from Waste Sludge

Dissolution by conc. HNO ₃	Uranium Concentrations, mg/L				Precipitate
	Sludge : Acid(ml)				
	24 : 6 (4:1)	20 : 10 (2:1)	15 : 15 (1:1)	10 : 20 (1:2)	
Stirring	2.0	1.7 (2.04)*	1.4 (2.4)	1.0 (2.4)	0.25
Stirring and Heating(65 °C)	2.2	1.7 (2.04)	1.3 (2.08)	0.9 (2.16)	

* Measured value x Sludge ratio

Table 3. Concentration Changes of Metal Ions in the Dissolved and Neutralized Solution from Waste Sludge

Metal Ions	Sludge		Dissolved Solution		Neutralized Solution
	Solution	Precipitates	Solution	Precipitates	
Al	0.5	5,497	2,780	977	94
Ca	48	977	558	57	84
Ni	0.1	371	208	14.4	7.7
Si	1.8	1,018	655	1,262	29
Fe	0.16	1,751	898	191	33
Mg	34	774	472	49	21
Na	360	4,880	280	12,100	18,100
U	<0.1	3.6	2.2	<0.57	<0.1

이 다시 침전물상으로 이동한 것을 확인하므로써 pH의 변화에 의해 금속이온들의 존재가 거의 가역적으로 이동한다는 사실을 확인하였다.

한편 이온교환수지에 의한 고농도의 금속이온들의 흡착 성능을 비교확인하기 위하여 현재 원자력 발전소에서 주로 사용되고 있는 양이온교환수지인 IRN-77을 최대 산용해액의 2배까지 사용하여 흡착 실험을 수행한 결과(표 4, 그림 1), 우라늄 이온의 흡착제거가 가능함을 보여주고 있으며, 대부분의 금속이온들의 농도도 3~4분의 1 수준으로 감소하였다. 또한 새로 제조한 다이포실 4% 비드수지를 산용해액내 침착이 가능한 양인 2분의 1까지 사용하여 흡착실험을 수행한 결과, 상대적으로 IRN-77보다는 낮은 흡착결과를 얻었으며, 우라늄 이온의 선택적 제거효과도 다른 금속이온들이 고농도로 존재할 경우 그 선택성이 크게 저하함을 알 수 있었다. 또한 IRN-77의 금속이온들에 대한 흡착효과 및 다이포실 수지의 다가이온에 대한 선택성을 동시에 활용하기 위하여 두 수지를 폐액량과 동등량을 사용하여 동시흡착 또는 두 수지를 단계적으로 흡착 실험을 수행한 결과, 우라늄 제거효과는 표 4의 결과와 비슷하였으며 표 5에서 보는 바와 같이 단계별 흡착효과도 나타나지 않았다. 이러한 결과는 다이포실 수지의 우라늄에 대한 선택성이 다른 금속이온들이 고농도로 존재할 경우 그 선택성이 크게 저하함을 의미하며 다이포실 비드를 실 폐수처리에

적용하기 위해서는 비드내 순 다이포실의 함량을 증가시켜 흡착성능 및 선택성을 높이는 것이 필요하였다.

결과적으로 슬러지의 산용해액은 다른 금속이온

Table 4. Adsorption Characteristics of Metal Ions from the Dissolved Solution by IRN-77

Dissolved Solution (10 ml)	IRN-77(ml)			다이포실수지(g)		
	Concn.	10	20	Concn.	2	5
Fe	867	105	26	897	664	424
Na	351	154	101	320	327	304
Ni	209	47	18	219	180	140
Al	2,620	372	90	2,640	2,190	1,730
Si	553	467	367	756	661	576
Mg	424	108	4.1	438	371	292
Ca	553	118	40	577	1,110	1,590
U	2.3	0.5	0.1	2.6	2.0	1.3

Table 5. Effect of Mixed and Separate Bed with IRN-77 and Diphosil Bead on the Uranium Adsorption

Bed Types	Resins	U Concn. mg/L	Adsorption Time day	U Residue mg/L
Mixed	IRN-77 + Diphosil	2.2	3	0.45
	5 ml			
Separate	IRN-77	2.2	2	0.55
	Diphosil		3	

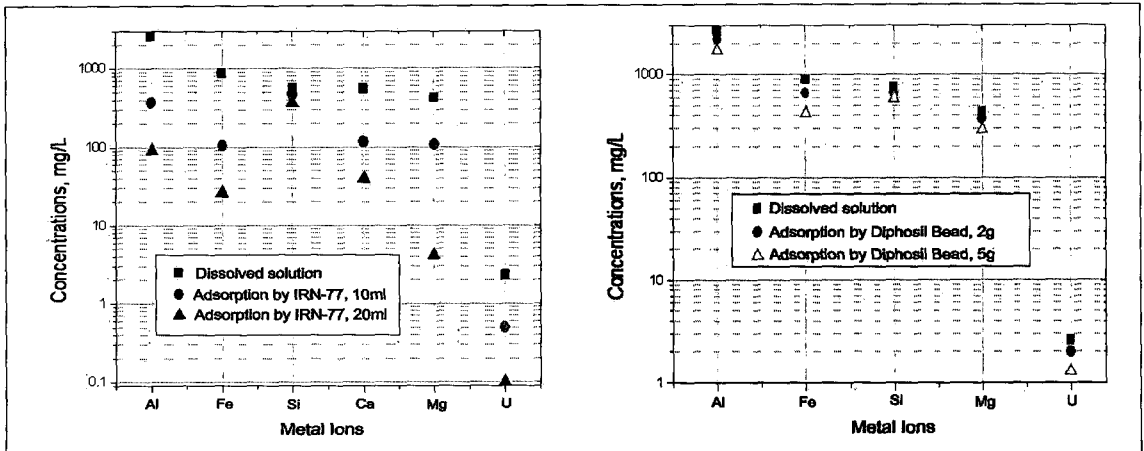


Figure 1 Adsorption of Uranium by IRN-77 and Diphosil Bead

들이 고농도로 용해하여 존재하므로 이온교환수지를 사용하여 우라늄을 제거하는 방법은 동등량 이상의 수지가 요구되며, 그 결과 폐수지가 이차폐기물로 남게 되므로 슬러지 산용해액에 대해 이온교환법을 적용하는 것은 비효율적인 방법으로 결론되었다.

라. 탈수 케이크(wet cake)의 산용해 특성

1) 탈수 케이크의 발생특성

화학폐수를 침전 처리하여 발생하는 농축슬러지를 압착탈수한 후 부피가 더욱 축소된 탈수케이크 단계에서 산용해하는 방법을 적용하였다. 처리단계별로 발생하는 슬러지, 탈수케이크 및 건조케이크의 수분함량을 측정된 결과, 슬러지가 95%, 탈수케이크가 85%, 건조케이크가 40%수준으로 각각 나타났으며, 최종 건조케이크의 양인 4 m³을 근거로, 탈수케이크가 16 m³, 그리고 농축슬러지가 48 m³ 발생되는 것으로 추산되어(표 6), 탈수케이크를 대상으로 산용해방법을 적용하여 우라늄을 용출하는 것이 최종 액체폐기물 처리 대상량의 측면에서 보다 유리함을 알 수 있다.

2) 탈수케이크의 산용해 특성

침전 슬러지에 대한 산용해와 유사한 방법으로 탈수케이크에서 직접 우라늄을 용출하는 실험을 수행하였으며, 탈수케이크 일정량에 대한 질산의 첨가량은 슬러지의 산용해시와 유사하게 침전물의 양을 기준하여 탈수 케이크에 대해 3:2, 1:1 및 1:2의 비율로 각각 첨가하여 5시간 동안 용해하였다. 우라늄의 용해농도는 일정량의 탈수케이크에 대해 질산량의 증가에 따른 희석도를 고려하면 질산의 첨가량에 따른 영향은 없는 것으로 나타났으며, 산용해시 교반과 가열(66℃)을 한 경우가 교반만 한 경우보다 우라늄의 용해농도가 높게 나타났다(그림 2).

결과적으로 슬러지의 경우 보다 탈수케이크에 대해 3:2 비율의 적은 양의 질산으로 가열을 병행하여 산용해하면 우라늄을 효율적으로 용출할 수 있음을 확인하였으며, 최대 11 mg/L의 용해 농도를 얻었다.

마. 방사능 평가 및 폐수처리 적용 방안

원자력시설에서 발생하는 극저준위 방사성 액체 폐기물은 허용농도 이하라도 하천으로 방류하지 않고 중발처리하는 대규모 자연중발처리 시설이 운영되고 있으며, 처리 대상폐기물의 형태가 고체상태에서 액체상태로 전환되면 자연중발처리가 가능하다. 즉, 연간 40,000 m³ 규모의 대량으로 발생하는 화학폐수를 일단 침전시켜 부피를 850 분의 1 이상으로 줄이고 다시 침전 슬러지를 탈수한 후 남게되는 탈수케이크를 산처리하여 우라늄 이온을 용액상에 존재하게 하면 이 최소량의 용액상 폐액을 자연중발처리 시설을 활용하여 최종 처리하는 방안이다.

현재 발생되고 있는 폐액을 침전 시킨후 발생하는 슬러지를 필터프레스로 압착처리하면 16 m³의 탈수케이크가 발생하며, 탈수케이크에 대해 3:2 비율로 질산을 첨가하면 약 28 m³ 정도의 액체상 폐기물이 최종 자연중발 처리대상량으로 산출된다.

폐액 슬러지를 여과한 후의 침전물을 건조하여 건조케이크내 우라늄의 함량을 ICP-AES로 분석한 결과, 115 µg/g로 나타났으며, 탈수케이크를 산용해한 각종 우라늄 용해액의 방사능 농도는 TIMS에 의한

Table 6. Estimation of Amount from Water Content of Waste Sludge, Wet, and Dried Cake

Products	Water, %	Precipitates, %	Amount, m ³
Sludge	95	5	48
Wet Cake	85	15	16
Dried Cake	40	60	4

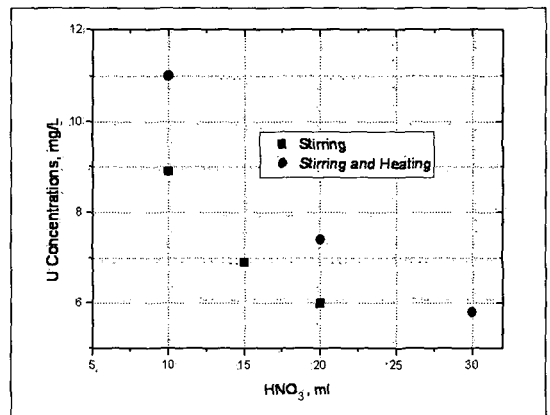


Figure 2. Effect of Increasing Amount of HNO₃ and Heating on the Uranium Dissolution from Wet Cake

우라늄 동위원소비를 측정하여 각각의 비방사능을 적용하므로써 용액의 방사능 농도를 산출하였다.

우라늄 동위원소의 비는 U-238이 97%이상, U-235가 2.3-2.7%이었으며 U-234 및 U-236은 0.02-0.05% 미만으로 비슷한 비율을 나타내었다(표 7 & 8). 분말 케이크의 총 방사능 농도는 11.2 Bq/g이며, 이 값은 "방사선 방호등에 관한 기준" (과학기술부 고시 제 2002-01)에서 정하는 우라늄 동위원소별 규제면제농도인 10 Bq/g을 약간 초과하고 있다.

한편 탈수케이크의 산용해액의 우라늄 농도는 최대 0.7 Bq/ml(1.9E-05 μ Ci/ml)수준으로서 자연증발 처리가 가능한 수준이며 연간 200 m³이상의 극저준위 폐액과 혼합하여 처리하면 그 농도는 더욱 희석된다.

한편 건조케이크내 우라늄의 농도 및 침전물의 함량을 기준으로 총 방사능을 산출하고 약 28 m³의 산용해액을 극저준위 폐액과 동시에 자연증발처리하여 연간 발생될 폐증발천의 비방사능을 산출한 결과(표 9), 4.3 Bq/g로 평가되었으며, 이 값은 규제면제치 이하로서 최종 폐증발천도 자체처분이 가능한 준위로 평가되었다.

결과적으로 부피가 최대로 압축된 탈수케이크를 산용해하여 우라늄을 액상에 존재하도록 하고 이온교환등의 전처리 없이 직접 자연증발시설을 이용하여 증발처리하면 최종 증발천 폐기물도 규제면제농도 이하로 자체처분을 할 수가 있는 적정처리방안을 도출하였다.

Table 7. Isotopes Ratio and Activities of Uranium in Dried Cake of Waste Sludge

Isotopes	Weight Ratio	Uranium μ g/g	U Amount μ g/g	Specific A Bq/ μ g	Concentration Bq/g
U-234	0.0368	115	0.0423	2.263E+02	9.57E+00
U-235	2.7215		3.122	7.64E-02	2.39E-01
U-236	0.0086		0.0099	2.318E+00	2.29E-02
U-238	97.2332		111.82	1.233E-02	1.38E+00
Total	1.12E+01 Bq/g				

Table 8. Isotopes Ratio and Concentration of the Dissolved Solution from Wet Cake of Waste Sludge

Isotopes	Weight Ratio	Uranium μ g/ml	U Amount μ g/g	Specific A Bq/ μ g	Concentration Bq/ml
U-234	0.0216	11	0.0024	2.263E+02	5.43E-01
U-235	2.5891		0.2848	7.64E-02	2.18E-02
U-236	0.0013		0.0002	2.318E+00	4.63E-04
U-238	97.388		10.713	1.233E-02	1.32E-01
Total	6.97E-01 Bq/ml				

Table 9. Evaluation of Activity in the spent Evaporation Sheet

Dry Cake m ³ /y	Precipitates m ³ /y	U Concentration Bq/g	Annual Activity MBq	Evaporation Sheets		Dilution Factor	Specific Activity Bq/g
				Units EA	Weight g/EA		
4.0	2.4	11.2	26.88	1,000	788	8	4.3

IV. 결론

원자력시설, 원자력관련 중장기 연구개발 실험실 등에서 발생되고 있는 화학폐수를 처리한후 최종적으로 우라늄을 함유한 방사성 고체폐기물을 발생하지 않도록 처리하는 방법을 연구한 결과 다음과 같은 결론을 얻었다.

실제 화학폐수의 부피가 약 850 분의 1 이상으로 처리된 침전 슬러지내의 방사능을 분석한 결과 우라늄은 슬러지의 침전물내에 존재함을 확인하였으며, 슬러지의 침전물로부터 우라늄을 용출하기 위하여 강질산으로 용해시키므로써 우라늄을 침전물로부터 용액상으로 다시 분리할 수 있었다.

슬러지의 산용해액을 대상으로 IRN-77 및 다이포실 함유 비드 수지를 사용하여 우라늄의 흡착실험을 수행한 결과 80% 정도 이상의 제거효율을 얻기 위해서는 수지가 산용해액의 동등량 이상으로 소요되었으며, 이는 산용해시 고농도의 금속이온들이 우라늄과 함께 용해된 것에 기인하였고 우라늄에 대한 선택성도 크게 저하함을 확인하였다.

한편 침전 슬러지를 압착탈수한 탈수케이크를 산용해한 결과 슬러지의 용해보다 쉽게 용해하였으며, 산용해액의 방사능 농도는 6.97E-01 Bq/ml로서 극저준위에 해당하였고, 건조한 케이크의 우라늄 농도는 11.2 Bq/g로서 처리 후 최종 폐기물인 증발천의 비방사능이 4.3 Bq/g로 평가되어 증발천도 규제면제폐기물로 자체처분이 가능한 것으로 평가되었다.

결론적으로 우라늄을 함유한 방사성 화학폐수의 처리방안으로서 탈수케이크를 질산으로 용해하여 우라늄을 용액상으로 용해시키고 발생된 산용해액은 자연증발처리시설을 이용하여 증발처리하면 방사성 고체폐기물의 발생 없이 최종 처리할 수 있는 최적방안을 도출하였다.

참고문헌

[1] 이면주 등, "화학폐수처리시설 운영", KAERI/MR-419/2004(2004)
 [2] 황두성 등, "변환시설 라군슬러지의 처리", 한국원자

력학회, 추계학술발표회(2001)
 [3] 심준보 등, "A Basic Study for the Treatment of Low-level Liquid Waste containing Uranium in the Lagoon Facility", WM'01 Conference, Tucson, AZ(2001)
 [4] 장재덕, 이근우 등, "우라늄 제거를 위한 PAC-UF공정의 조업특성", 한국원자력학회, 추계학술발표회(1999)
 [5] 이근우 등, "MEUF공정에 의한 방사성폐액 처리시 미세표면에서 우라늄이온의 흡착특성", 한국원자력학회, 추계학술발표회(2001)
 [6] 정종현 등, "라군슬러지 감용을 위한 우라늄의 선택 처리 연구", 대한환경공학회, 추계학술발표회(2002)
 [7] M.Bustard and A.P.McHale, "Biosorption of Uranium by Cross-linked and Alginate Immobilized Residual Biomass from Distillery Spent Wash", Bioprocess Eng., Vol.17, 127-130(1997)
 [8] Jhy-Ping Chen, Wen-Ren Chen, and Ruey-Chi Hsu, "Biosorption of Copper from Aqueous Solutions by Plant Root Tissues", J. of Fermentation and Bioengineering, Vol.81(5), 458-463(1996)
 [9] S. Dusenkov, et al., "Removal of Uranium from Water using Terrestrial Plants", Environ. Sci. Technol., Vol.31, pp3468-3474(1997)
 [10] R. Chiarizia, E.P. Horwitz and K.A. D'Arcy, "Uptake of Metal Ions by a New Chelating Ion Exchange Resin", Solvent Extraction and Ion Exchange, 14(6) 1077-1100(1996)
 [11] S.J. Lee and J.H. Ha, "Ion Exchange Behavior of Multivalent Metal Ions on Diphosil New Ion Exchange Resin", J. of Kor. Soc. of Environ. Eng., Vol.24, No.9, pp1633-1640(2002)
 [12] Kil J. Kim, Jong S. Shon, et al., "Removal of Uranium by Sodium Alginate-based Diphosil Bead", Waste Management '04 Conference, Feb.29-Mar.4(2004)