

2004 춘계학술발표회 논문집
한국원자력학회
모의 Radwaste 시료 중 ^{129}I 회수율 결정
최계천 · 박상규* · 우연지 · 한선호 · 지광용
한국원자력 연구소

Determined of Recovery Yield of ^{129}I in Simulated Radwaste Samples

Ke-Chon Choi · Sang-Kyu Park* · Yeon-Ji Wu · Sun-Ho Han · Kwang-Yong Jee

Korea Atomic Energy Research Institute,

* (주) Act

150 Dukjin-dong, Yusong-gu, Taejon 305-353, Korea

요약

원전에서 배출되고 있는 여러 유형의 방사성폐기물 중 ^{129}I 에 대한 회수율 결정을 위하여 시료의 유형에 따른 전처리방법을 비교 검토하였다. 가용성시료의 경우 혼합산 분해법으로 처리한 후 I^- 를 정량한 결과 76.7%(RSD 1.7%)의 회수율을 나타내었다. 침출법을 이용한 잡고체중의 I^- 회수율은 74.3(RSD 2.2%)였고 수지의 경우 40.4(RSD 25.2%)의 결과를 얻었다. 수지를 알칼리용융법과 칼럼 용리법으로 요오드를 분리한 후 회수율을 정량한 결과 87.6(RSD 0.9%)으로, 87.3%(RSD 2.9%) 나타났다. 폐수지 중의 ^{129}I 를 칼럼 용리법으로 용출시킨 후 ^{129}I 의 회수율을 측정한 결과 75.7(RSD 1.5%)으로 나타났다.

Abstract

Many different kinds of radioactive wastes are discharged from an atomic energy power station, and ^{129}I is included in these radwastes. Recovery test of ^{129}I was evaluated in different radioactive samples. After treating soluble sample with a mixed acid decomposition method(mixed acid HNO_3), iodine was extracted and determined. Recovery for iodine was 76.7%(RSD 1.7%). Samples for stuff wastes and resin were prepared with leached method. Recovery of iodine was 74.3(RSD 25.2%) for stuff wastes and 40.4(RSD 25.2%) for resin. Sample for resin was prepared with alkali fusion method and column elution method, respectively. Recovery of iodine was 87.6(RSD 0.9%) for alkali fusion and 87.6(RSD 0.9%) for column elution. As a result of having analyzed recovery rate of ^{129}I after dealing with simulated waste resin by column elution method showed that recovery rate

was 76.7%(RSD

Key word: radwaste, sample treatment, ^{129}I

1. 서 론

^{129}I 가 생성되는 주요 발생원은 태초의 빅뱅으로부터 존재하고 있는 자연적 발생과 각 국의 핵무기 실험에 의한 핵분열생성 및 원자력발전소(이하 원전)의 운영에 의한 폐기물로부터 발생되며 주변의 환경과 생태계에 축적되고 있다. 세계 여러 나라에서는 원전을 비롯한 기타 핵시설로부터 배출되고 있는 방사성폐기물의 처리 처분과 관련하여, 방사성 및 생물학적 독성과 핵종의 반감기, 비파괴 방법으로 측정이 곤란한 α/β 방출핵종 등 규제핵종 선정 기준을 마련하고 이에 대한 규제를 강화하고 있다. 최근 국내에서도 원전에서 배출되고 있는 방사성폐기물의 운반 및 처분과 관련하여 규제가 예상되는 대상 핵종을 선정하고 α/β 방출핵종에 대한 농도 예측과 검증방법에 관한 연구가 진행되고 있다. 규제 핵종으로 예상되는 ^{129}I 의 경우 핵분열에 의하여 생성되는 휘발성원소로서 방사선의 방출에너지가 매우 낮아 (6.4Bq/ug) 직접 측정이 어려운(DTM: difficult-to-measure)대표적 방사성 원소이다. 최근 DTM 방사성 핵종에 대한 방사능의 농도를 측정하기 위하여 쉽게 측정이 가능한(ETM: easy-to-measure)방사성 핵종인 ^{60}Co , ^{137}Cs 등의 γ 방출핵종을 기준핵종으로 정하고 ^{235}U 가 핵분열을 일으켰을 때 생성된 $^{129}\text{I}/^{137}\text{Cs}$ 의 방사능 비율을 척도화(scaling)하여 기준 핵종의 방사능 계측으로부터 대상 핵종의 농도를 예측하는 방법을 이용한다. 그러나 $^{129}\text{I}/^{137}\text{Cs}$ 의 방사능의 비는 핵분열도(fission yield)와 원전에서 배출되는 폐기물의 종류 및 형태에 따라 다르게 되므로 고유의 척도인자(scaling factor)산출을 위하여 개별 핵종에 대한 정확하고 신뢰할 수 있는 화학 분석법이 요구되고 있다. ^{129}I 의 측정방법으로 최근 관심의 대상이 되고 있는 가속질량분광법(accelerator mass spectrometry)[1]과 유도결합 플라즈마 질량분광법[2] 비롯하여 중성자 방사화분석법(NAA: neutron activation analysis)[3-4] 액체섬광계수 측정법[5], Γ -ray 분광법등이 있다[6-9]. ^{129}I 의 경우 낮은 에너지(0.15 MeV)의 β 입자 방출 및 비방사능(6.4 Bq/ug m)을 갖고 있으며, gamma ray 방출세기 또한 매우 낮아 직접 측정이 어렵기 때문에 중성자조사에 의한 NAA방법을 많이 이용한다. NAA의 경우 수년 동안 핵실험 및 핵사고와 관련된 환경시료의 화학분석방법으로 가장 폭 넓게 사용되어 왔다. NAA를 이용한 ^{129}I 의 측정에서 가장 중요한 것은 다양한 형태의 시료로부터 요오드를 분리하여 중성자 방사화에 적합한 화학형태로 전환시키는 공정이 필요하다. 어느 방법이든 요오드를 측정하기 위해서는 시료의 전처리 과정을 통한 요오드의 분리공정이 선행되어야 한다. 요오드의 분리 방법에는 주로 알칼리 용융법[10]과 요오드의 휘발을 이용한 증류법

[11] 이온교환수지[12] 및 활성탄 흡착법[13]등이 흔히 사용하는 방법이다. 일반적으로 시료의 형태가 가용성일 경우 산(acid)용해에 의한 분리방법을 선택할 수 있으나, 환경이나 원전 등에서 배출되고 있는 잡고체 및 radwastes 의 경우 대부분 난용성으로서 산에 의한 용해가 어렵기 때문에 알칼리 용융법을 이용하여 전처리한 후 I를 분리한다. James E. Martin[14]은 저준위의 액체 및 고체상태의 방사성폐기물에 함유되어있는 ^{129}I 의 정량에 관한 연구에서 시료의 전처리 단계에서 일어날 수 있는 손실율의 보정방법으로서 NaI 추적자를 첨가하여 화학적 회수율을 결정하였다.

본 연구의 목적은 원전 등에서 배출되고 있는 가용성 및 난용성 radwastes 시료 중 ^{129}I 회수율 결정을 위하여 최적의 전처리 및 회수방법을 고찰하고 다양한 시료에 함유 되어 요오드의 양을 결정하는데 있다. 가용성시료를 산 용해방법으로 전 처리할 때 용해과정의 초기에 ^{131}I 추적자를 첨가하여 각 단계별 화학적 회수율을 측정하여 전체공정에 대한 요오드의 회수율을 보정하여 주었다. 또한 난용성 모의시료 중 모직물류와 수지를 분류하여 시료에 대한 전처리 방법으로서 침출법과 알칼리 용융방법으로 용해한 후 측정된 회수율을 비교 검토함으로써 원전에서 배출되고 있는 다양한 시료 중에 요오드정량을 위한 최적의 분리 및 회수조건을 찾고자 하였다.

2. 실험

2.1. 시약 및 기기

가용성 시료로서 비방사성 모의 사용후핵연료를 이용하였다. 난용성시료로서 모직물의 경우 원전에서 사용하고 있는 장갑류 및 실험복을 잘라 사용하였고 수지의 경우 HCRW, DOWEX 양이온 교환수지를 사용하였다. 요오드 운반체로서 첨가된 KI는 Aldrich사의 99.9%의 제품을 제조하여 사용하였고 추적자로서 사용한 ^{131}I 는 한국원자력연구소에서 제조한 제품이며 화학조성은 Table 1과 같다. ^{131}I 감마선 측정에는 Ge검출기가 장착된 16000 채널 MCA(GMX-30190-P, EG&G, ORTEC)를 사용하여 364 KeV에 나타나는 전 피크의 계측률(count rate)을 구하여 농도를 결정하였다. 최종 요오드의 측정방법으로 DIONEX사의 이온크로마토그래프를 사용하였으며, 최적화한 분리관의 특성과 분리조건은 Table 2 같다.

2.2. 실험

2.2.1. 혼합산분해법에 의한 가용성 시료의 전처리 및 요오드의 정량

용해플라스크에 70 μL 의 ^{131}I (2.0 mCi/mL)를 가한 후 혼합산(8M HNO_3 :10 M HCl , 40:10 V/V)30 mL를 가한다. 가열기로 용해온도를 97 $^{\circ}\text{C}$ 로 유지시키면서 2시간 동안 용해

시킨다. 용해 후 5 mL의 시료를 취하고 혼합산의 산도를 2.5 M 로 조절한 후 140 mg 의 $\text{NH}_2\text{OH}\cdot\text{HCl}$ 를 첨가한다. 혼합산으로 평형 시킨 10 mL의 CCl_4 를 가한 후 즉시 마개를 닫고 5 분간 추출한 후 상 분리를 위하여 2시간 동안 정체시킨다. 유기층의 I_2 를 0.1 N NaHSO_3 로 역추출한 후 수층의 일부를 취하여 이온 크로마토그래피로 정량한다. Figure 1에 표준 요오드의 검정곡선 작성을 위하여 측정한 이온크로마토그램을 나타내었으며 시료주입 후 6 분 후에 나타나는 I^- 의 흡수 피크를 측정한다.

2.2.2. 침출법에 의한 난용성 시료(모직물)의 전처리

깨끗한 모직물류(실험복 및 장갑류) 5 gr을 자르고 1000 ug/mL KI 1.0 mL를 가한다. I.R 램프를 이용하여 충분히 건조시킨 다음 가로,세로 0.5X 0.5 cm 크기로 자르고 100 mL 용량의 마개 달린 둥근 플라스크에 넣는다. 1.0 M HNO_3 50 mL를 가하고 마개를 닫은 후 자석 젓개로 저어주면서 4시간정도를 침출시킨다. 침출수를 여과지(whatman #42)로 여과한 후 여액은 혼합산분해법에서의 요오드 정량방법으로 분석한다. 잔류물은 회화하여 산으로 용해하고 추출한 다음 여액의 분석결과와 합산한다. 수지의 경우 2 gr을 달아서 100 mL용량의 비커에 넣고 1000 ug/mL KI 1.0 mL를 가한다. 1.0 M HNO_3 50mL를 가하고 마개를 닫은 후 자석 젓개로 천천히 저어주면서 12시간 정도를 흡착시킨 다음 여과하여 여액은 모직물류와 같은 방법으로 분석한다. 잔류물은 백금접시에 넣고 회화하여 산으로 용해하여 분석한 후 여액의 분석결과와 합산한다.

2.2.3. 알칼리용융법에 의한 난용성 시료(수지류)의 전처리

수지 1 g을 취하여 50 mL 용량의 백금도가니에 넣고 용융제로서 5 g의 KOH와 산화제로서 0.5 g의 KNO_3 와 표준 요오드 1000ug/mL를 넣고 잘 혼합한다. 뚜껑을 덮은 후 전기로 의 온도를 100-120℃ 부근에서 충분히 건조시킨 다음 200℃에서 1시간 정도 정제한 후 다시 450℃까지 천천히 올리면서 용융시킨다. 시료가 완전히 용융되면 증류수로 용해시킨 후 여과하고 여액 중 일부를 취하여 60 mL의 분액깔때기에 넣고 질산으로 산도를 조절한 후 200 mg의 NaNO_2 를 가한다. 10 mL의 CCl_4 를 가한 후 즉시 마개를 닫고 5 분간 추출한 후 상 분리를 위하여 2시간 동안 정체시킨 다음 유기층을 취하여 역추출하고 수층의 일부를 크로마토그래피로 측정한다.

3. 결과 및 고찰

3.1. ^{131}I 추적자를 사용한 요오드 회수율 측정

Figure 2는 가용성시료를 질산으로 용해시킬 때 시료 중에 첨가된 ^{131}I 의 감마선 세기를 측정한 결과이다. 시료의 용해가 시작된 후 40 여분이 되면서 급격하게 감소하다가 60 여분 만에 50%정도가 감소함을 나타내었다. 용해 후 180분이 지났을 때 대부분의 요오드는 질산에 의하여 I_2 로 산화되어 휘발되는 것이 확인되었다. 따라서 시료를 용해시킬 때 시료 중에 함유된 I^- 가 I_2 로 산화되어 휘발되는 손실을 억제하기 위하여 IO_3^- 나 IO_4^- 와 같은 비휘발성 요오드 산화물로 변화시켜 주어야 한다. 본 실험에서는 혼합산의 Nitrosyl-chloride를 이용하여 가용성시료를 용해시켰으며, 용해과정에서 첨가한 ^{131}I 추적자의 감마선을 측정하여 손실된 요오드의 양을 측정하였으며 그 결과를 Table 3에 나타냈다. 결과에서 보는 바와 같이 용해전의 ^{131}I 의 감마선의 세기가 2970(RSD, 1.9%)CPS/mL이고 용해후의 값이 2715 ± 83.4 CPS/mL로서 약 8.5%의 손실율을 나타내었다. Table 4는 용해 후 요오드산화물 [IO_3^- (IO_4^-)]에 $\text{NH}_2\text{OH}\cdot\text{HCl}$ 을 첨가하여 I_2 로 환원시킨 후 비극성 용매인 사염화탄소로 추출한 후 유기층에 대한 ^{131}I 의 감마선의 세기를 측정한 결과이며 평균 회수율은 74.7(RSD, 2.4)%를 나타내었다. 마지막 회수단계인 요오드의 역 추출단계에서는 Table 5의 결과에서 보는 바와 같이 평균 91.3(RSD, 0.9)%의 회수율을 나타내었으며 전체 공정에 대한 회수율은 용해단계의 손실율을 보정하여 76.7(RSD 1.7%)를 나타내었다.

3.2. 침출법에 의한 요오드의 회수율

난용성시료의 경우 산에 잘 녹지 않기 때문에 알칼리용융이나 산에 의한 침출법이 유리하다. 그러나 모직물 계통의 경우 많은 양의 시료를 취하여 처리해야 하므로 회화나 용융방법이 쉽지가 않다. Table 6은 일정량의 모직물에 요오드를 흡착시키고 이들 시료에 대한 요오드의 회수율을 측정한 결과로서 여액 및 잔류물에서 74.3(RSD 2.2%), 5.6(RSD 3.4%)의 회수율을 각각 나타내었으며 혼합산 분해법에 의하여 측정한 보정된 요오드 회수율과 비슷한 화학적 수율을 나타내었다. Table 7은 수지에 요오드를 흡착시킨 다음 여액 및 잔류물에 대한 요오드의 회수율을 측정한 결과이다. 여액의 경우 7.0(RSD 10.0%)로서 대부분 침출이 되지 않았으며 잔류물에 흡착된 요오드의 경우에도 40.4(RSD 25.2%)의 회수율을 나타내므로써 수지와 같은 다공성의 난용성 물질에서 요오드의 침출법은 적당하지 않음을 알 수 있다.

3.3. 알칼리용융법에 의한 요오드의 회수율

알칼리용융법의 경우 용융과정에서 방사성물질의 휘발 및 오염확산으로 취급방법이 쉽지 않으나 산에 잘 녹지 않는 난용성 물질(필터류, 잡고체, 수지 등)을 용융시킬 수 있는 장점이 있다. Table 8은 모의 radwaste (resin)에 표준 요오드와 산화제를 함께 첨가하여 용융시킨 후 산화된 I_2 를 추출하여 회수율을 측정한 결과이다. 수지에 흡착된 요오드를 침

출법으로 회수한 결과 40% 정도였으나 알칼리 용융방법에 의한 요오드 회수결과 87.6(RSD 0.9%)으로서 2배 이상의 화학적 수율을 나타내었으며 혼합산 분해법으로 처리하여 얻은 보상된 회수율보다 좋은 결과를 나타내었다. 이것은 시료의 전처리 방법으로 알칼리 용융방법을 선택하였을 때 휘발에 의한 요오드의 손실을 상당부분 상쇄시킬 수 있는 이유가 될 수 있다.

3.4. 혼합산 분해법 및 침출법과 알칼리 용융법에 의한 요오드 회수율 비교

Table 9는 몇몇 시료의 전처리방법에 따라 얻어진 요오드의 회수율을 비교한 결과이다. 가용성시료의 경우 산 처리에 의해 쉽게 분해가 됨으로써 시료 중에 포함되어 있는 요오드의 추적 및 분리가 용이하나 용해과정에서 휘발에 의한 요오드의 손실율이 상대적으로 크다. 따라서 혼합산분해의 경우 용해 및 추출단계에서의 손실율을 보정해 주어야 한다. 특히 용해단계에서 I^- 가 휘발성 I_2 로 산화되어 요오드의 손실율이 크게 되므로 Iodate(IO_3^-)나 Periodate(IO_4^-)의 비휘발성 요오드로 만들어 주어야 한다. 본 실험에서는 질산과 염산의 혼합산에서 생성되는 Nitrosyl chloride를 이용하여 I^- 를 안정한 비휘발성 요오드로 만들어 회수율을 측정하였고 각 단계에서의 손실율을 ^{131}I 로 보정하여 주었다. 산에 녹이기 어려운 난용성일 경우 시료의 형태에 따라 전처리 방법을 다르게 적용해야한다. 모직물의 경우 포함되어 있는 요오드의 함량에 비해 많은 양의 시료를 취하여 처리해야 하기 때문에 침출법이 유리하다. 본 실험에서 모직물의 경우 침출액 중에 함유된 요오드의 회수율은 74.3%(RSD 2.2%)였고 잔류물의 경우 5.6%(RSD 3.4%)의 회수율을 나타내었으며 혼합산 분해법에 의한 요오드의 보정회수율과 비슷한 화학적 수율을 나타내었다. 수지의 경우에는 잔류물에서 40.4%(RSD 25.2%)이고 침출액의 경우 7.0%(RSD 10.0%)으로서 대부분의 요오드가 침출수에 용출되지 않았다. 알칼리 용융법의 경우 방사성 물질의 휘발로 인한 오염의 확산뿐만 아니라 작업자의 방사선 피폭을 억제하기 위하여 전기로에 대한 차폐시설이 요구 되는 등 제한적 요건이 따르게 된다. 그러나 난용성이면서 침출법을 적용하기 곤란한 시료의 경우 알칼리용융이 유리한 방법이다. 수지의 경우 혼합산에 의하여 측정된 요오드의 보정된 회수율보다 많은 87.6%(RSD 0.9%)의 화학적 수율을 나타냄으로써 용융법이 적합함을 알 수 있었다.

3.5. 칼럼 용리법에 의한 ^{129}I 회수율 측정

^{129}I 회수율 결정을 위해 ^{129}I 의 운반체로서 KI를 모의 폐수지에 흡착시킨 후 칼럼에 충전하였다. 용리액으로서 12% NaClO를 가하여 용리시킨 후 용리액을 추출 및 역추출 방법 I^- 를 회수한 다음 액체섬광계수로 ^{129}I 의 베타 방출선의 세기를 측정하여 회수율을 측정하였다. 칼럼용리방법으로 측정한 ^{129}I 의 회수율은 82.5%였다.

4. 결 론

혼합산분해에 가용성 시료의 경우 용해전 후의 ^{131}I 의 손실율을 측정한 결과 용해단계에서 8.6%의 손실율을 나타내었다. 용해 후 추출단계에서의 회수율은 74.7%(RSD 2.4%)이고 역 추출 단계를 거친 다음 요오드 회수율은 91.3%(RSD 0.9%)로서 전체공정에 대한 보정된 회수율은 76.7%(RSD 1.7%)로 나타났다.

침출법에 의한 난용성시료의 전처리 방법에서 모직물의 경우 여액 및 잔류물에서 74.3%(RSD 2.2%), 5.6%(RSD 3.4%)의 회수율로 각각 나타났으며 혼합산 분해법에 의하여 측정한 보정된 요오드 회수율과 비슷한 화학적 수율로 나타났으나, 수지의 경우에는 여액 및 잔류물에서 7.0%(RSD 10.0%), 40.4%(RSD 25.2%)의 회수율로 각각 나타났다.

알칼리용융법에 의한 요오드 회수결과 87.6%(RSD 0.9%)으로서 침출법으로 회수한 요오드회수율보다 2배 이상의 화학적 수율을 나타내었으며 혼합산 분해법으로 처리하여 얻은 보상된 회수율보다 좋은 결과를 나타내었다.

^{129}I 회수율 결정을 위해 칼럼용리방법으로 분리된 ^{129}I 를 액체섬광계수기로 측정하여 회수율을 측정한 결과 ^{129}I 의 회수율은 75.7%(RSD 1.5%)였다.

참고 문헌

1. E. H. P. Cordfunke and R. J. M. Konings, Journal of Nuclear Materials, 152, 301-309 (1988).
2. Tsutomu Sakurai, Akira, Takahashi, Niroh Ishikawa, Yoshihide Komaki, Mamoru Ohnuki and Takeo Adachi, NUCLEAR TECHNOLOGY, 85, 206-212 (1989).
3. N. Boukis and E. Henrich, Radio Chimica Acta, 54, 103-108 (1991).
4. N. Boukis and E. Henrich, Radio Chimica Acta, 55, 37-42 (1991).
5. D. Geithoff and V. Schneider, Prevention of the Volatilization of fission Iodine in the dissolution of UO_2 samples" NUCLEAR RESEARCH CENTER, KARLSRUHE, KFK-258, (1964).
6. N. Lavi, Journal of Radioanalytical Chemistry, 20, 41-49 (1974).
7. D. M. Ivak, LA. Waldman, "Iodine and Cesium in oxide fuel pellets and Zircaloy-4

cladding of irradiated fuel rods", (LWBR Development Program) WAPD-TM-1394, (1979).

8. L. C. Bate and J. R. Stokely, " Determination of ^{129}I in mixed fission products by neutron activation analysis", ORNL/TM-7449, (1980).
9. Hiroshi Kamioki and Kiyoshi Hoizumi, "Determination of radioactive iodine isotopes in the ^{99}Mo produce by distillation", JAERI-M 8070, (1979).
10. J.H.Chao,C.L.Tseng,C.J.Lee,C.C.Hsia,S.P.Teng," Analysis of ^{129}I in radwaste by NAA", Applied Radiation and Isotopes, 51.137-143 (1999).
11. J. C. Clayton and J. M. Riddle "Some studies on the oxidation states of fission-product Iodine(^{129}I) in irradiated UO_2 ", WAPD-TM-851, (1969).
12. Yves Bichsel and Urs von Gunten, " Determination of Iodide and Iodate by Ion chromatography with post column reaction and UV/Visible detection",Anal. Chem., 71, 34-38 (1999).
13. E.Albert,Jr.Symonds, "Absorption system for radioactive Iodine", Engineering and Equipment,(TID-450,16th Ed,) DP-646 (1961).
14. J. E. Martin H.Studier, Clarence Postmus, Jr.,"A generalized Procedure for the isolation of Iodine without carrier its determination by neutron activation using ^{129}I as an isotopic tracer", ANL-6577, (1992).

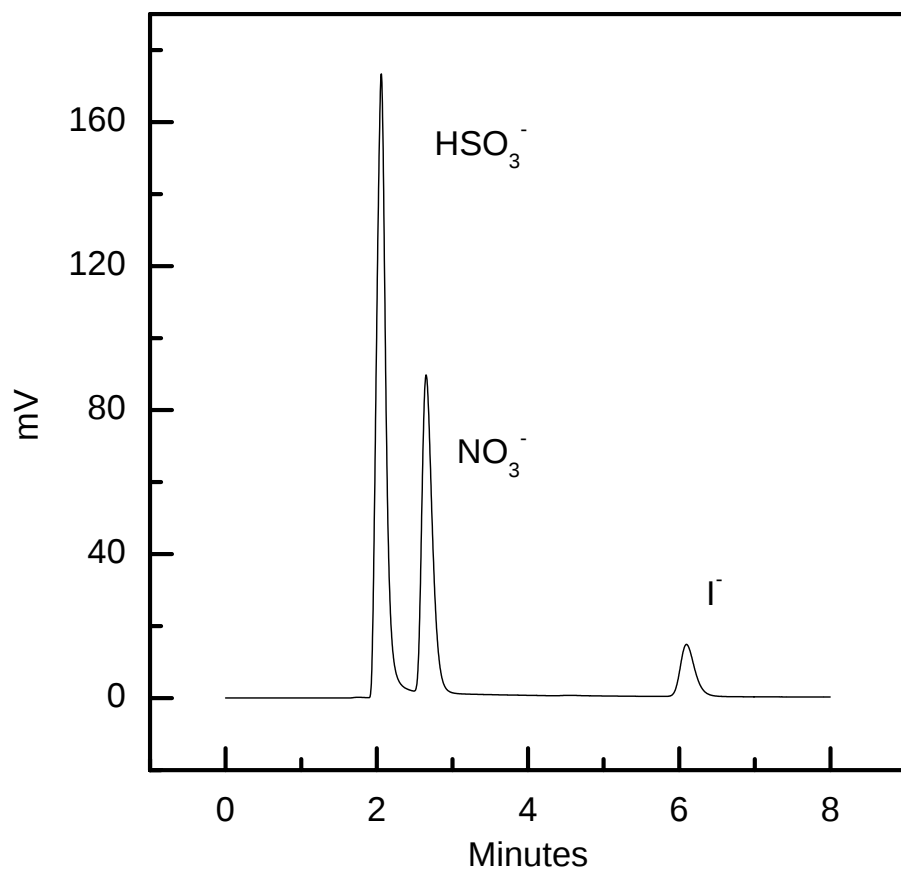


Fig. 1 Ionchromatogram of Iodide in 0.1M NaHSO_3

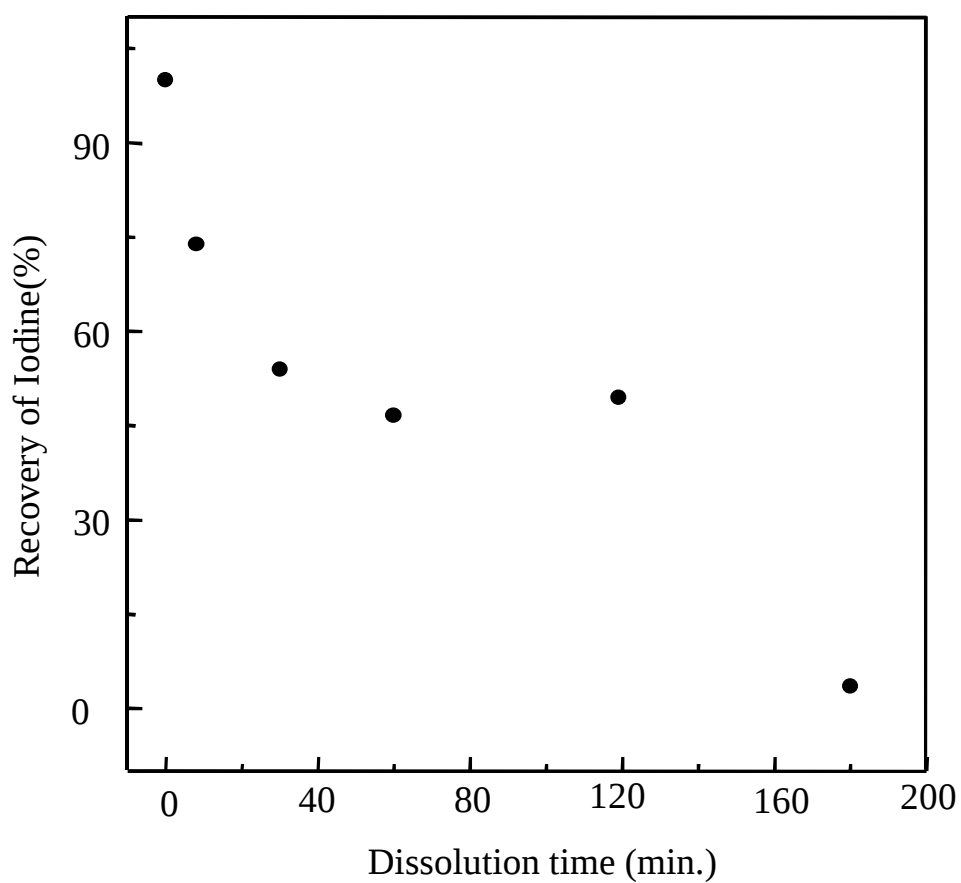


Fig. 2. A SIMFUEL solution was prepared that was equivalent to dissolution of simulated UO_2 pellet. And 102.0 μg of Iodide was added to the solutions of 30 mL 8.0 M HNO_3

Table 1. Chemical property of ^{131}I as a tracer

Half life of ^{131}I	8.07 day
Chemical composition	$\text{NaI}/0.1\text{M Na}_2\text{S}_2\text{O}_3$
Radioactivity	2.0 mCi/hr.
pH	8–11
Radiochemical purity	>99.0 %

Table 2. Ion chromatographic conditions for the analysis of Iodide.

Parameter	Condition of system
Chromatographic system	Dionex Series 4500i
Analytical column	Dionex IonPac AS4A–SC(4×250 mm, 20 $\mu\text{eq}/\text{column}$)
Guard column	Dionex IonPac AG4A–SC(4×50 mm)
Eluent	0.8 M NaCl
flow rate	1 mL/min.
Sample loop	50 μL
Detection wavelength	UV 226 nm.

Table 3. Comparison of Gamma- ray intensity of ^{131}I with dissolved before and after

Number of Measurement	Dissolved with Mixed acid digestion method (Activity of ^{131}I ,cps/mL)			
	Before	After	Loss	Loss rate(%)
1	3024.9	2775.0	244.9	8.2
2	2978.8	2774.3	204.5	6.8
3	2907.7	2596.8	310.9	10.6
4	2835.6	2632.5	203.1	7.1
Average(RSD, %)	2970(1.9)	2715.3(3.7)	253.4(21.1)	8.5(22.5)

Table 4. Recovery of iodide on the extraction with CCl₄

		Amount of ¹³¹ Iodide.				Total recovery, %
predict, cps/mL	correct cps/mL	1st. cps/mL	recovery %	2nd. cps/mL	recovery %	
		19.4	77.9	1.38	5.5	83.4
		18.8	75.5	1.58	6.3	81.8
27.2	24.9	18.1	72.7	1.89	7.6	80.3
		18.7	75.1	1.55	6.2	81.3
						81.7(RSD, 1.9%)

Table 5. Recovery of iodide on the back extraction with 0.1 N NaHSO₃

Back Extractant	Amount of added ¹³¹ Iodide, CPS/mL		Recovery, %
	Estimated	Measured	
0.1 N NaHSO ₃	103.7	94.1	90.7
	83.8	76.3	91.1
	52.1	48.1	92.3
	33.3	29.6	88.9
	Ave. (RSD, %)		91.3(0.9)

Table 6. Recovery of Iodide in Woolen fabrics by Leaching method

Leaching solution	Added of I ⁻ as a KI	Measured I ⁻	Recovery, (%)
Residue	10	0.58	5.88
		0.56	5.63
		0.55	5.50
		Ave.(RSD,%) 5.6(3.4)	
Effluent	10	7.25	72.4
		7.58	75.8
		7.45	74.6
		Ave.(RSD,%)74.3(2.2)	

Table 7. Recovery of Iodide in Resin by Leaching method

Sample	Added of I ⁻ as a KI	Measured I ⁻	Recovery, (%)
Residue	2	1.04	52.2
		0.70	34.5
		0.69	34.5
		Ave.(RSD) 40.4(25.2)	
Effluent	10	0.78	7.8
		0.67	6.7
		0.65	6.5
		Ave.(RSD) 7.0(10.0)	