

KAERI / RR - 1595 / 95



KR9600217

Fission Moly용 핵연료 개발 타당성 조사연구

Feasibility Study on Fission Moly Target Development

한국원자력연구소

VOL. 2012 05

제 출 문

소 장 귀하

본 보고서를 “Fission Moly용 핵연료 개발 타당성 조사연구” 과제의 실적보고서로 제출합니다.

1996. 1. 20.

과제책임자 : 김 병 구
연 구 원 : 김 성 년
“ : 손 동 성
“ : 최 창 범
“ : 이 재 국
“ : 박 진 호
“ : 정 원 명
“ : 전 관 식
“ : 유 재 형
“ : 강 경 철
“ : 안 종 환
“ : 주 포 국
감수 위원 : 김 재 록

요 약 문

I. 제 목

Fission Moly용 핵연료 개발 타당성 조사연구

II. 연구개발의 목적

‘하나로’를 활용하여 의료 진단용 방사성 의약품중 가장 수요가 크며 중요한 위치를 차지하고 있는 Mo-99를 생산하여 국내외 시장에 공급하여(생산량의 95% 수출)이를 원료로하는 Technecium Generator를 국내외 시장에 제작공급함.

III. 연구내용 및 범위

세계시장에서 경쟁이 가능한 Fission Moly제조 기술을 선정하고 표적(Target)을 비롯한 제반 요소 기술 및 소요 자재 확보 방안을 수립하여 ‘하나로’를 비롯한 연구소 기존 시설의 활용 및 제조를 위한 계획을 수립·검토함. 제반 요소 기술 또는 시설중 독자 개발이 불가 피하여 사업에 중대한 영향을 미칠 수 있는 분야에 대하여는 상세 Engineering작업을 수행하여 가능성을 확인함. 또한 전반적인 사업 계획을 수립하고 이의 경제적 타당성을 검토하며, 세계시장 진입을 위한 Back-up supply 및 Marketing arrangement 방안을 수립함.

IV. 중단사유 및 지금까지의 연구실적 또는 연구진행 과정

연구개발과제에 대한 PBS 적용으로 수행계획을 재편성하기 위하여 중단함. Fission Moly 제조 기술의 기본이 되는 표적물질의 선정이 완료 단계에 있으나 우라늄 농축도, 제조기술 및 고농축우라늄 공급 관련 미국 DOE와의 협의 과정을 거쳐야 함.

기존 방사성동위원소 생산용 Concrete Hot Cell 2기의 개조 활용 가능성 및 인허가 자료 생산을 위한 구조검토 및 보완계획 수립 Engineering 용역작업을 별도로 수행 중임. 요소기술들 중 표적제작 및 표적 입·출 장치 제작을 위한 Design engineering을 수행중임. Fission Moly 주공정 기술도입, Back-up supply arrangement 및 Marketing arrangement를 위하여 해외 업체·기관들과 접촉을 계속하고 있음.

V. 중단후 향후 활용 방안

PBS 체제에 따라 본 개발과제를 재편하여 계속 수행이 필요함. 미국 DOE와의 협의를 조속히 추진하여 UO_2 표적에 대한 주공정기술의 도입 또는 자체개발여부를 확정하고, 이에 따라 제반 요소기술 및 시설에 대한 Engineering 계획을 수립하고, 사업성 확인 및 세계시장 진입 계획을 수립할 것임 수립함.

목 차

제 1 장	서론	5
제 2 장	본론	10
제 1 절	표적(Target) 개발	10
제 2 절	Mo-99 분리·정제 공정기술	19
제 3 절	기존 방사선차폐시설의 활용 계획	29
제 4 절	방사성 폐기물 관리	34
제 5 절	외국 유관기관 및 전문가와의 기술협력 추진	44
제 3 장	중단후 향후 활용방안 및 건의사항	49
제 1 절	중단후 향후 활용방안	49
제 2 절	건의사항	51

제 1 장 서 론

Fission Moly (Molybdenum-99)는 방사성 동위원소 의약품중 가장 많이 이용되고 가장 중요한 위치를 점하고 있는 Tc-99m 의 원료로서 연간 세계 수요는 약 30만 Ci (6 day reference)이며 가격 기준으로 연간 약 5천만 US\$ 정도인 것으로 알려지고 있다. Mo-99의 반감기가 67시간이며 변환되어 생성되는 Tc-99m의 반감기도 6시간으로 매우 짧으므로 의학용으로 활용되기 위하여는 지속적으로 매주 1회이상 생산 공급하여야 하며 따라서 1개 원자로 또는 1개 생산업체 단독으로는 세계 시장에 진입하기가 매우 어렵다.

현재 세계 시장 수요의 90%이상을 캐나다 Nordion사가 공급하고 있으며 (AECL의 NRU 이용) Belgium의 IRE(Institute National des Radioelements)와 Back-up 협력관계를 유지하고 있다. NRU원자로가 2000년에는 폐로예정이므로 Nordion은 RI전용 생산 원자로인 Maple(10MW) 2기와 신규 화학처리공장을 1999년까지 건설 완료할 예정인 것으로 알려지고 있다. Nordion은 이를 위하여 이미 4천만 C\$를 투입(Maple 1 건설용)한 이외에 추가로 1.4억 C\$를 투입할 계획을 추진 중이다. 이 계획이 실현되면 Nordion 공급 Fission Moly 가격은 세계 최초로 원자로 건설비용을 포함케 될 것이며 상당한 수준의 가격 인상이 예상되고 있다. 이미 Nordion은 1996년초부터 40%이내의 가격 인상이 있을 것이라고 예고해 왔다. Nordion은 이 계획을 위하여 캐나다 정부 및 AECL과의 협상을 완료하고 현재는 세계의 주요 수요자들인 Dupont Merck, Mallinckrodt, Amersham등에게 인상된 가격 조건하의 장기공급계약 체결을 요구하고 있는 것으로 알려지고 있다.

Fission Moly의 세계 시장 규모는 가격면에서 매우 작으나 의료제로서는 이의 안정 공급이 매우 중요한 사안이다. 따라서 미국정부(DOE)는 재정 긴축정책에도 불구하고 국방용으로 사용하던 원자로를 개조하여 Fission Moly를 Back-up supply하기 위한 계획을 추진 중이다. 또한 국제적으로 20% 이상의 고농축 우라늄 사용을 반대하고 있는 미국이 Nordion의 Maple 원자로에서의 Fission Moly 생산을 위한 93% HEU사용 계획에 대하여는 의료계의 압력으로 양보할 수밖에 없었던 것으로 보인다. Fission Moly 안정 공급에 대한 불안은 세계 유수의 RI major들과 원자로 보유자들을 자극하여 생산 대열에 뛰어들도록 유인하고 있으나 의약품 원료로서의 고품질 제조 기술의 미비 또는 생산에 적합한 고출력 원자로의 부족으로 Nordion의 독점 체재를 위협하는 공급예정자는 아직 나타나지 않고 있다. Mallinckrodt사는 네덜란드 Pettent의 HFR원자로를 활용하여 금년부터 자체 수요를 위한 Fission Moly를 생산 예정이며, 남아연방의 AEC(Atomic Energy Corporation of South Africa), 알제틴 CNEA (la Comision Nacional de Energia Atomica)의 자회사인 CONUAR, 호주 ANSTO(Australian Nuclear & Science Technology Organization)의 자회사인 ARI 등이 Fission Moly를 생산하고 있으나 자국내 수요를 충당하는 정도이다. 이러한 업체들이 세계시장에서 확고한 위치를 차지하기 위하여는 품질 및 비용면에서 충분한 경쟁력이 있는 제품 생산 기술을 보유하여야 하며 고출력의 원자로를 지속적으로 활용 가능하여야 하고 또한 수요자가 원하는 충분한 양의 제품을 안정적으로 공급할 수 있는 Back-up supply arrangement 및 제품수송 체계를 갖춰야 할 것이다.

KAERI 는 지난 10여년 이상 서울의 TRIGA Mark III(2 MWth) 연구로를 활용하여 각종 RI를 생산하여 국내시장에 공급하면서 RI 생산 및 활용 분야의 기본적인 기술과 경험을 축적해 왔다. 지금까지의 RI의 생산 목적은 연구개발에 있었으며 연구로의 저출력으로 인하여 RI의 상업생산은 불가능했다. '95년 '하나로'(30 MWth)의 준공으로 각종 RI생산 능력이 대폭 확대되었다. 그러나 가용자금 활용 측면에서 RI생산은 그 목적을 분명히 하여야 하고 그 목적에 따라 생산핵종을 선별하여야 할 것이다. 해외 업체들이 공급 가능한 RI들의 경우에는 경쟁력과 사업성이 있는 핵종들만을 생산 공급하여야 할 것이며 해외의존이 불가능한 핵종들에 대하여 그 필요성을 검토하여 선별 생산하여야 할 것이다. 물론 KAERI가 기존 제품들을 원가 이하의 낮은 가격에 국내 시장에 공급함으로써 해외업체들의 국내 공급가격이 낮아지는 이점도 있으나 이를 위하여 KAERI가 귀중한 연구 재원을 보조금으로 지급하면서 RI생산 활동을 유지하는 것은 바람직하지 않다. 이러한 관점으로 RI생산을 검토하던 중 Amersham사의 제안으로 KAERI는 Fission Moly 생산을 고려하게 되었으며 국내 경쟁력과 사업성이 보장되는 Moly 생산공급 계획 수립을 모색해 왔다. 우선 사업성이 있기 위하여는 국내 수요가 너무 작아서 수출을 지향하여야 하며 연간 생산량이 최소한 6만 Ci(6 day reference) 이상이 되어야 할 것으로 잠정 결정하였다. 장기적으로는 Nordion과 품질, 가격 및 공급량에서 경쟁할 수 있는 제조기술, 시설 및 Marketing arrangement가 갖추어 지도록 계획을 수립하여야 할 것이다. KAERI 는 현재 '하나로'를 비롯한 필요 시설의 상당부분을 보유하고 있으나 제조기술 및 수출 여건을 못 갖추고 있다. 본 연구의 주목적은 경쟁력 있는 Fission Moly를 생산할 수 있는 제조기술과 시설을 갖추고 수출여건을 조성하기 위한 계획을 수립하여 그 사업

성을 확인하는 것이다. 또한 본 연구에서는 안정적인 원자재 확보 방안을 수립함과 제품이 세계시장에 적기에 진출할 수 있는 Time schedule의 제시를 주안점으로 고려하였다.

캐나다 Nordion사의 Maple 원자로 2기 확보계획이 예정대로 실현된다면 Nordion의 주요 Customer들과의 장기공급계약 확보노력이 강화될 것이며 비록 Nordion의 제품가격이 매우 높은 편이지만 공급량으로는 단독으로도 세계수요를 감당할 수 있어 2000년 이후에는 세계시장에서의 Fission Moly 공급능력 과잉 상태가 야기될 수 있다. 따라서 KAERI는 1999년 이내에 경쟁력있는 제품을 세계시장에 내놓아야 하며 저렴한 생산원가를 이용하여 Nordion과의 Customer 쟁탈전을 벌릴 수 있어야 할 것이다. 이를 고려하면 KAERI의 Moly제조 기술은 제품의 고품질 및 제조비용의 저 원가를 보장하는 것이어야 할 뿐 아니라 무엇보다도 시장상황에 맞출 수 있도록 조기에 확보되어야 한다. 이러한 관점에서 자체 기술개발이 가능하나 일정을 맞출 수 있는 신속하고 확실한 기술도입이나 기술공동 개발 방안이 모색되고 있다.

Fission Moly 제조기술은 표적(Target)의 재료성분, 형태 및 U 농축도에 따라 크게 달라질 수 있다. 이러한 인자들은 공정상의 처리물량 및 Fission product를 포함한 방사성폐기물량을 좌우하게 되며 제조원가를 결정짓는 매우 중요한 사항들이다. 장기적으로 Nordion과 경쟁하기 위하여는 공정상 가장 경제적이며 KAERI 실정에 맞는 UO_2 target를 선정하였으나 기술도입가능성이 속제로 남아 있다. 현재 93% 농축 UO_2 target를 사용하는 Moly 제조기술은 캐나다 Nordion사와 미국 DOE만이 가지고 있으나 Nordion사는 경쟁자를 만들 수 없다

는 판단으로 협력을 거부하였으며 미국 DOE는 KAERI의 HEU 사용을 반대하는 입장이므로 앞으로의 기술도입 협의가 매우 어려울 것으로 사료된다. HEU 사용이 불가능할 경우에는 불가피하게 20%농축 UO_2 target를 사용하여야 하나 아직 이를 사용하는 상용 Moly 제조기술이 없으므로 미국 ANL과 공동기술개발하여야 할 것으로 사료된다. 현 시점에서 가장 중요한 Moly제조기술 확보방안을 추진함과 동시에 일정추진상 긴급한 과제들인 기존시설의 개조, 표적 입출장치의 제작, 인허가 요건의 확인등 기술적 사항들이 심도있게 검토되고 있다. 또한 기술도입 또는 공동개발을 모색하는 과정에서 외국의 관련업체/기관들과 KAERI의 제품 수출 추진체제 수립을 위한 협의도 병행 추진되고 있다.

제 2 장 본 론

제 1 절 표적(Target) 개발

1. 서설

표적개발분야에서는 1995년에 해외의 관련회사의 표적에 대한 정보를 수집, 분석하고 하나로 조건에서 가능한 표적에 대한 예비 개념 분석을 수행하였다.

캐나다에서는 두 개의 직경이 다른 관 사이에 UO_2 분말을 채워 넣는 방식을 개발하고 있는 것으로 알려졌으며 남아공의 Atomic Energy Corporation (AEC)에서는 U/Al 합금을 판상으로 가공하여 표적으로 사용하고 있었다. 미국에서 사용되었던 Cintichem사의 표적은 우라늄을 전기화학적 방법에 의해 stainless steel 관의 내벽에 도포한 후 노내에서 연소시키는 것이다. 세 나라가 다 고농축 우라늄을 연료 물질로 사용하고 있다.

다른 나라들의 표적설계를 참고하여 하나로 조건에서 가능한 표적들을 예비분석하였으며 이 결과에 따라 하나로용 표적에 대한 개념을 도출하였다.

2. 캐나다의 표적

캐나다에서는 Pickering 발전소 핵연료에 사용되었던 피복관을 외관으로 하고 지금의 tube보다 크고 직경이 14mm 보다는 작은 관을 내관으로 하는 환상(ring type)형인 것으로 조사되었다.(그림1-1 참조)

관련된 자료를 조사한 바 외관은 15.16mm 외경, 14.35mm 내경이며 내관의 외경을 13.6mm로 가정하고 35% 이론밀도로 UO_2 분말을 vibro-compaction 했을 때 봉당 우라늄의 장전밀도는 0.473 gU/cm 일 것으로 생각된다. 93% 농축도의 우라늄을 사용한다면 U^{235} 의 장전 밀도는 0.440 g U^{235} /cm가 되게 된다.

3. AEC의 표적

AEC에서는 그림1-2에서 보인 바와 같은 판상표적을 사용하고 있으며 연료는 U/Al 합금인데 Al으로 피복되어 있다. 46% 농축도의 우라늄을 사용하고 있으며 노심의 높이가 18 cm 이고 U^{235} 의 장전량은 약 4.1 g/plate 이며 따라서 우라늄의 장전량은 약 9.0 gU/plate 이다.

4. “하나로” 핵연료 표적

“하나로”용 연료봉은 U_3Si 입자가 Al 기지(matrix)에 분산된 형태의 분산연료이며 Al으로 피복되어 있다. 노심의 높이는 70cm이며 우라늄 장전량은 약 69 gU/rod 이다.

5. Cintichem사 표적

원형관은 304 SS 되어 있으며 길이가 18 inch, 외경이 1~2 inch, 관 두께가 0.03~0.10 inch 이다. 외경이 1 inch인 관에 15 inch의 길이에 걸쳐서 약 20 mg/cm²로 농축도 93%의 우라늄을 내벽에 도포할 경우 장전 우라늄의 양은 7~10 gram이 되며 이 경우 약 10,000 Ci까지 생산할 수 있다 한다.

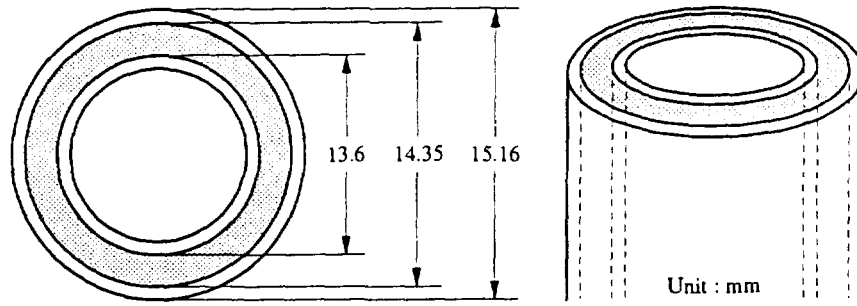


그림 1-1. 캐나다의 표적

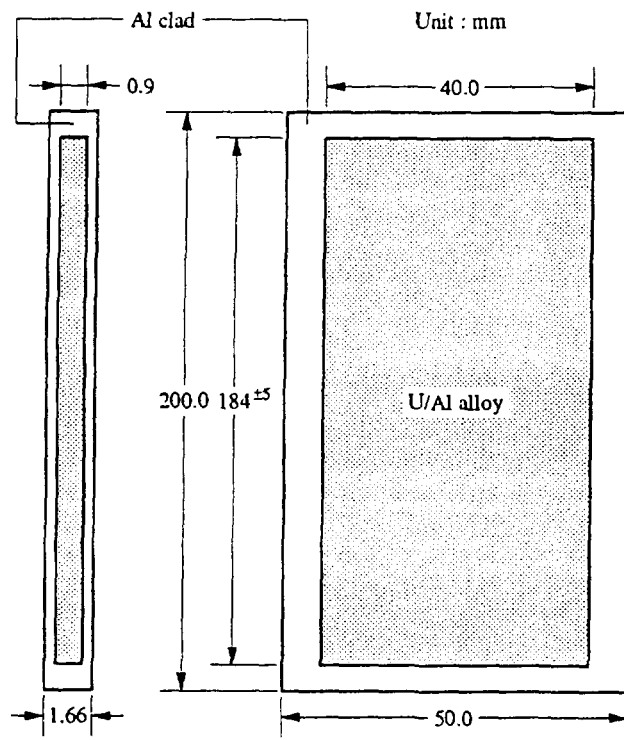


그림 1-2. AEC의 표적

6. “하나로”의 조사 조건

표적을 하나로에서 조사시킬 경우 OR 공에서 조사시킬 계획이다. OR공은 노심 외곽지역에 있으며 내경이 약 59.2mm이며 중성자속은 3.0×10^{14} neutrons/cm² · sec ($E < 0.625\text{eV}$)이다. 그전의 ORIGEN 계산 결과에 의하면 20% 농축도의 우라늄 270.8g을 UAlx 형태의 표적으로 하나로에서 100시간 연소시켰을 경우 약 7400 Ci의 Mo-99 (원자로에서 인출시점 기준)이 생성된다.

7. “하나로” 조사용 표적개념

이상과 같은 표적개념들을 참고하여 OR공의 치수 및 조사 조건을 고려하여 각 경우에 대한 표적개념들을 도출하여 비교하였다. 농축도는 저농축 우라늄의 한계인 20%로 하였으며 표적 연료부분의 높이는 40 cm로 하였다. 아래에 비교된 표적 자료들은 개념의 비교용이며 단순계산에 의한 출력계산 결과 최대 국부출력들이 한계 출력에 비해 충분한 여유를 가지고 있는 것으로 확인되었다. 그러나 앞으로 정확한 조사조건의 확정, 표적 장입/인출에 따르는 고려, 안전 요구 조건에 따라 그 상세사항들이 수정되어야 한다.

가. U/Al 합금 표적

기본적으로 AEC의 판형표적 치수를 채택하여 그림1-3과 같이 7개의 판으로 집합체를 구성한다. 이 경우 표적 집합체당 우라늄 장전량은 133 gU이며 OR공에서 100시간 조사후 인출시 약 2750 Ci의 Mo⁹⁹을 생성할 수 있다.

U/Al 합금 표적을 사용하기 위해서는 AEC에서 공정과 관

련된 기술 도입과 우리 설계에 따라 제조된 표적의 도입이 필요하다. 이 경우 표적 공급선이 해외에 있는데 따르는 여러가지 복잡한 문제점들과 만약의 경우 문제 발생시 불편 등이 예상된다.

나. 환형 UO_2 표적

상업적으로 쉽게 구할 수 있는 두 가지 크기의 피복관을 활용하고 UO_2 분말을 40% TD 까지 vibratory compaction 하여 표적 연료봉을 만든 후 그림1-4와 같이 7개의 봉으로 OR공에 들어가는 집합체를 구성한다. 외관으로 Pickering에 사용되었던 피복관 (내경:14.35 mm)을 사용하고 내관으로 CANFLEX 소형 피복관 (외경:11.50 mm)을 사용하면 표적 집합체당 우라늄 장전량은 613 gU이며 OR공에서 100 시간 조사 후 인출하게 되면 약 16,770 Ci 정도의 Mo^{99} 을 생산할 수 있다.

UO_2 연료 및 Zircaloy 피복에 대해서는 국내에서 설계 및 제조 경험이 비교적 많이 있으므로 설계 및 기본공정 개발은 비교적 단기간 내에 가능할 것으로 예상된다. 다만 20% 농축도의 우라늄을 다루어야 하므로 핵임계에 대한 고려와 가공시설의 인허가에 대한 준비가 필요할 것이다.

다. “하나로” 연료봉 표적

하나로 연료봉을 그림1-4와 유사하게 7~13개 정도 배열하여 표적 집합체를 구성한다. 이 경우 봉당 우라늄 장전량이 약 39 gU 이므로 집합체 당 우라늄 장전량은 276~513 gU 정도이며 OR공에서 100 시간 조사후 인출하면 7,550~14,020 Ci 정도의 Mo^{99} 을 생산할 수 있다.

하나로 연료봉 표적의 장점은 곧 완공될 하나로 핵연료

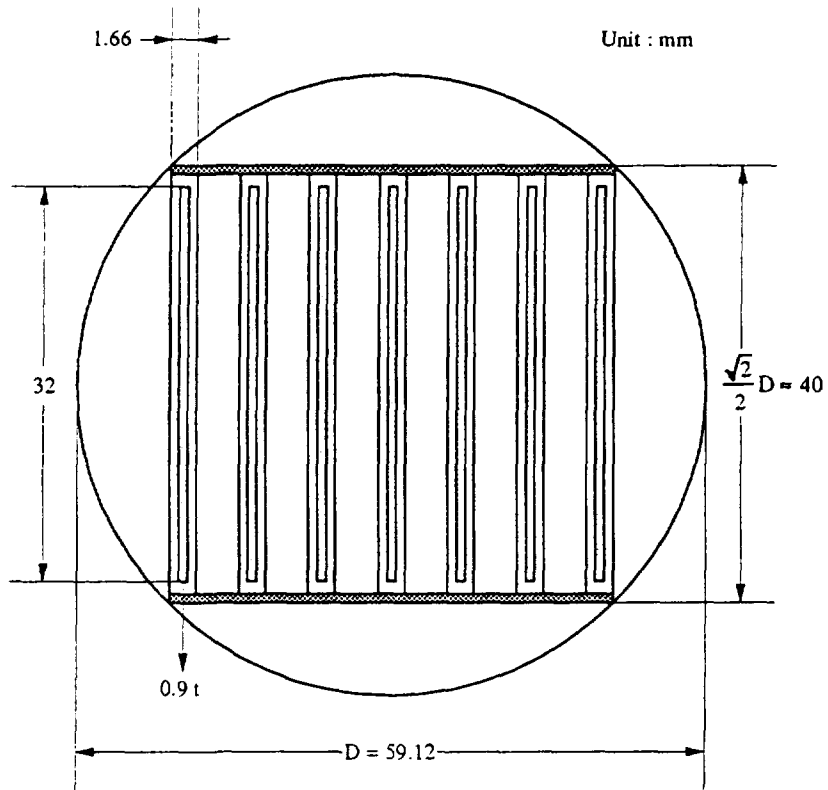


그림 1-3. U/Al 합금 표적 집합체

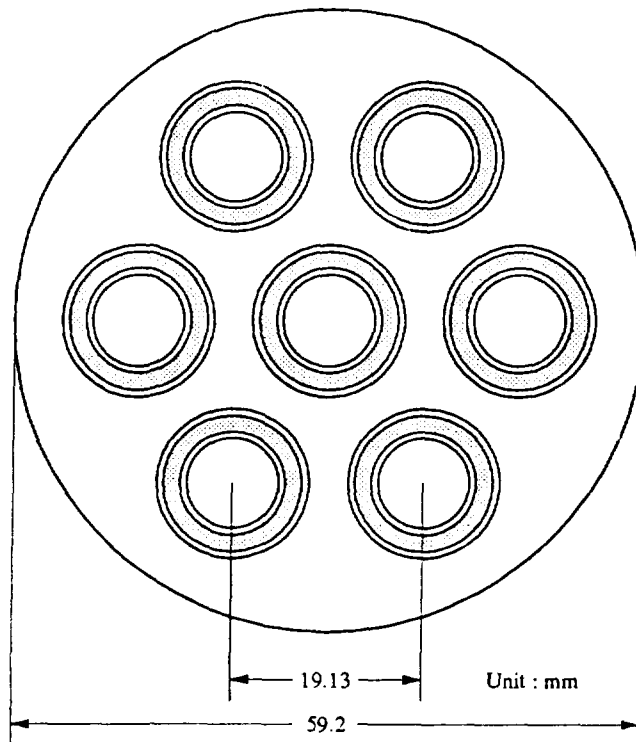


그림 1-4. 환형 UO_2 표적 집합체

생산에 고육축 우라늄을 써야 하는지를 정리하였다.

의 생산을 위해서 꼭 필요한 것으로 생각된다. 표 1-1 에 왜 MO₉₉의
육축 우라늄을 활용하는 것이 조속한 MO₉₉의 생산과 경제적인 MO₉₉
면에서 불리한 점과 어려운 점을 가지고 있다. 따라서 가능한한 고
감소, 더 많은 폐기물의 생성, 더 어려운 폐기물의 생성 등 기본적인
우라늄을 이용하는 방법에 비해서 열중자축의 감소로 인한 핵분열의
그러나 저육축 우라늄을 이용해서 MO₉₉를 생산하는 것은 고육축
작되고 있다.

라늄을 이용한 핵분열 생성 MO₉₉의 생산가능성에 대한 연구들이 시
국의 주도로 진행되고 있는 RERTR 프로그램의 일환으로 저육축 우
우라늄을 사용해 왔다. 그러나 최근 핵확산에 대한 우려 때문에 미
지금까지 대부분의 핵분열 생성 MO₉₉ 상용공급자들은 고육축

8. 표적용 연료로서의 저육축 우라늄(LEU)과 고육축 우라늄

하기 때문에 폐기물 처리에서도 어려움이 예상된다.

리하는 운영에서 매우 큰 어려움이 예상되며 또한 다량의 SI를 포함
다는 것이다. 그러나 하나로 연료는 SI를 함유하고 있어서 MO를 분
생산시설에서 쉽게 생산될 수 있고 노심에 대한 계산 및 평가가 쉽

Æ 1-1. The Need for HEU Use in Fission Mo Production

- 1) There is not any easily available technology
 - All the major vendors use HEU.
 - Need to get into market before 2000 in order to be competitive against Nordion.

- 2) Many technical difficulties are expected for competitive production of Mo⁹⁹ with LEU.
 - The presence of ample more quantity of U²³⁸ will finally reduce the fission rate
 - o Resonance capture of U²³⁸ will increase → thermal neutron flux will decrease → fission rate will decrease
 - o Higher fuel temperature will further increase the capture and thus reduce the fission rate
 - o Fast fission of U²³⁸ will also contribute to the reduction of the flux
 - High fuel temperature in LEU fuel could cause the oxidation of produced Mo → deteriorate the fission Mo quality
 - Use of LEU will produce much more impurities
 - It would be extremely difficult to get FDA approval for a Mo-99 produced by a new process.

- 3) LEU process is expected to produce much more radioactive wastes (in quantity) and more difficult wastes

- 4) LEU (20%) target will produce > 50 times more Pu.
 - Difficult to handle, chemically toxic material
 - Sensitive material from non-proliferation standpoint

- 5) The quantity of HEU needed for fission Mo production is insignificant quantity.
KAERI will observe all the safeguard requirements, material accountancy and transparency.

- 6) All the competitors are using HEU.

- 7) KAERI will cooperate with ANL to develop competitive LEU process.

제 2 절 Fission Moly(Mo-99) 분리, 정제 공정기술

1. 서 설

본 연구는 최근 방사선 진단제로서 세계적으로 널리 이용되며 그 수요가 계속 증가하고 있는 Tc-99m의 제조원료인 fission Mo의 제조과정 중 원자로 조사후 생성된 표적내 Mo-99를 화학적 처리공정을 거쳐 최종 제품으로서 요구되는 품질을 만족시키는 fission Mo 제조기술을 확립하기 위하여 수행되었다.

따라서 본 연구에서는 '하나로' 조사조건을 고려하여 선정 가능한 표적의 형태에 따른 조사후 표적의 용해 및 분리, 정제공정에서의 단위공정별 물질수지를 계산하여 fission Mo 생산량, 제품의 순도, 방사성폐기물 발생량, 공정장치의 특성 등을 기준으로 비교 검토함으로써 국내에서 제조하기에 적합한 공정을 선정, 그 타당성을 제시하였다.

또한 fission Mo를 제조하기 위해서는 고준위 방사성물질을 안전하게 취급할 수 있는 시설이 확보되어야 하나 신규시설을 확보하기 위해서는 많은 자원과 인력 및 기간이 소요됨을 고려하여 기존 차폐시설의 활용방안을 검토하였다. 특히 기존 차폐시설이 모두 건식구조의 γ cell로서 fission Mo 제조를 위한 시설로 활용하기 위해서는 습식구조의 α - γ cell로 개조되어야 하고 고준위폐액 저장시설이 확보되어야 하므로 이를 위한 시설의 개조 방안을 제시하였다.

그리고 fission Mo 공급시장의 진입을 위한 적합한 시기를 고려하여 단기간 내에 생산을 위한 기술 및 시설을 확보하고 원자로 가동 중단시 back-up 체제를 유지하기 위하여서는 생산시설을 확보하고 있는 선진국과의 기술협력이 필요하다. 따라서 기술협력이 가능

한 대상국의 fission Mo 분리, 정제 공정기술에 대한 국내 여건을 고려한 기술적 타당성을 검토하였다

이상의 검토 내용을 토대로 본 연구에서는 fission Mo의 분리, 정제 공정기술 측면에서 국내 fission Mo 생산기술 및 시설의 확보를 위한 바람직한 방향과 그 방안을 제시하였으며, 외부 여건에 의한 과제 중단의 위험이 있는 부분들이 있어 계획된 연구기간의 확보를 통하여 마무리될 수 있었으면 하는 바램이다.

2. 분리, 정제 공정개요

Mo-99는 Mo-98의 중성자 조사에 의한 neutron capture 방법(n- γ reaction)과 우라늄 표적의 원자로 조사에 의한 U-235 fission 방법에 의해 생성되며, 이 중 높은 비방사능(specific activity)과 낮은 제조비용 등의 장점으로 인해 고준위 방사능 물질을 취급해야하고 고준위 방사성폐액이 발생하는 문제점이 있음에도 불구하고 U-235 fission 방법이 주로 Mo-99의 상업생산을 위해 세계적으로 널리 이용되고 있다. 따라서 본 연구에서도 우라늄 fission 방법에 의한 Mo-99 제조기술을 대상으로 하였다.

Fission Mo의 제조기술 중 가장 중요한 기술인 조사후 우라늄표적으로 부터 Mo-99를 화학적으로 분리, 정제하여 요구되는 fission Mo 제품의 순도를 만족시켜야 하는 분리, 정제공정은 그림 2-1과 같이 조사후 표적의 해체 및 용해공정, Mo의 분리, 정제공정, 공정처리 과정에서 발생하는 배기체 처리공정 등으로 구성되며 이를 중심으로 국내 여건에 맞는 몇가지의 공정을 선정하여 기술적인 검토를 수행하였다.

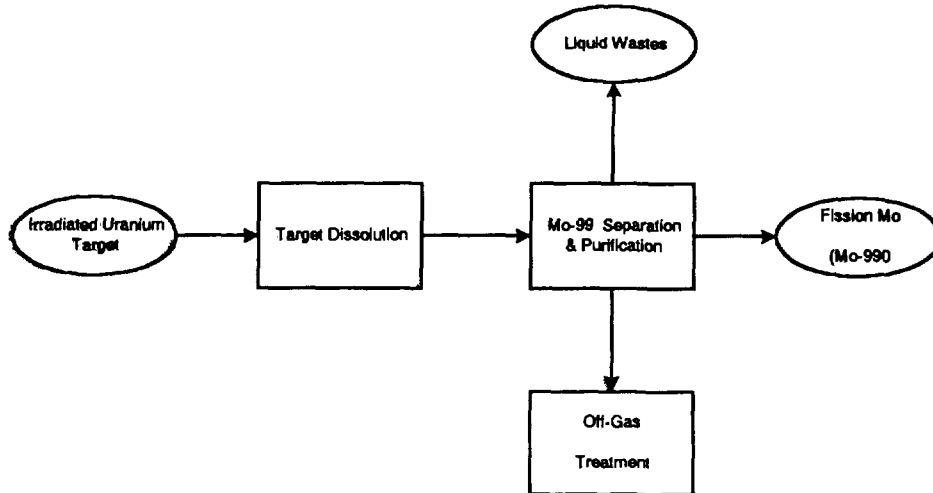


그림. 2-1. Typical Flow Diagram of Mo-99 Separation & Purification Process

3. 시설 기준용량 및 검토 대상공정의 선정

가. 시설의 기준용량

Fission Mo를 생산하는 시설의 기준용량은 국내의 수요와 제조시설의 기술적 측면에서의 적정규모를 고려하여 이를 기준으로 경제성분석을 통하여 시설의 기준용량이 결정된다. 본 연구에서는 이미 수행된 수요 및 경제성분석 내용과 원자로의 조사조건 및 기존 차폐시설의 차폐용량, 분리, 정제공정의 수율(yield) 등을 고려하여 시설의 기준용량을 다음의 내용과 같이 설정하였다.

- 용량단위 표기기준 : Mo-99의 분리, 정제후 6일 기준
- 설비 기준용량
 - 1 Batch 용량 : 700 ~ 800 Ci-⁹⁹Mo
 - 연간 생산량 : 60,000 Ci-⁹⁹Mo

나. 검토 대상공정

Fission Mo 제조를 위하여 현재 개발되었거나 세계적으로 상업생산에 이용되고 있는 분리, 정제 공정기술 전반에 대한 검토내용은 1995년 초에 발간된 "Fission Mo/Tc-99m Generator 사업 타당성 검토보고서(안)"에 기술되었다. 본 연구에서는 이 중에서 세계적으로 상업생산에 활용되어 실증된 기술로서 선진국과의 기술협력이 가능하며, '하나로'의 조사조건 및 냉각능력, 분리.정제공정 특성 등을 고려하여 표 2-1에 표기된 내용과 같이 검토대상 표적을 농축도 20%의 UAl_x 와 UO_2 , 그리고 우라늄을 공급받는데 제약이 예상되나 경제성 및 고준위폐액의 발생 측면에서 매우 유리한 농축도 93%의 UO_2 등을 선정하여 표적의 형태별로 대표적 분리,정제공정을 선택하여 검토하였다. 즉, UAl_x 표적의 경우는 용해공정을 알칼리용해, 분리.정제공정은 이온교환 → B.O.(Benzoin Oxime) 침전 → 알루미나 흡착공정으로 선정하였으며, UO_2 표적의 경우는 용해공정은 질산용해, 분리.정제공정은 알루미나 흡착 → B.O. 침전 → 알루미나 흡착공정 등으로 선정하여 비교 검토하였다.

ㄧ 2-1. The Characteristics of Target Types

Basis : 1 Batch

Target Type	1	2	3
Chemical Form	UAl _x	UO ₂	UO ₂
Enrichment(%)	20	20	93
Uranium Mass(g)	278	262.6	60.9
Mo-99 Production Rate (Ci- ⁹⁹ Mo)	760 (Max. production)	720 (Very flexible up to 1400)	
Shape	Plate Type	Annulus Type	Cylindrical Uranium Thin Coating (Electrodeposit)
Size(mm)	Meat : 0.9T x 32W x 600L Clad : 1.6T x 40W x 620L	Outer tube : 15.2OD x 14.4ID x 600L Inner tube : 11.5OD x 10.8ID x 600L	Tube : 24.5OD x 472L (Inner Side)
Quantities	7	1	3
U Loading(g/element)	39.72	262.6	20.3
Cladding(g)	Aluminum (709)	Zircaloy (130)	Stainless Steel (1150)
Remarks	Germany, VKTA South Africa, ANL		U.S.A., Cintichem

4. 분리, 정제 공정기술

앞에서 선정된 표적을 기준으로 Mo-99를 분리, 정제하기 위한 화학공정을 표적의 화합물의 형태를 고려하여 Type 1의 UAl_x 표적과 Type 2, 3의 UO_2 표적으로 구분하여 기준공정을 설정하였다.

Type 1의 UAl_x 표적을 이용하여 Mo-99를 분리하는 공정은 그림 2-2에 표기된 것과 같이 알칼리(NaOH)용해 → 음이온교환 → α -B.O.(Benzoin Oxime)침전 → 알루미늄나흡착의 단위공정들로 선정 구성하였다.

우라늄과 알루미늄 합금표적의 용해공정은 산 또는 알칼리 용해 방법을 이용할 수 있으나 여기서는 알칼리용해를 선정하였는데 이는 산용해의 경우 금속이 산에 용해되면서 생성되는 산화물 피막으로 인해 용해속도가 늦어지는 passivation 현상을 방지하기 위하여 수산화합물 [$Hg(NO_3)_2$]을 첨가하여야 하고 이때 첨가된 수은을 폐액처리 과정에서 제거하여야 하는 문제점이 있으며, 알칼리용해의 경우 fission gas 중 Iodine의 90% 이상이 용액속에 잔류하여 산용해반응시 배기되는 I-131의 양을 줄여주고, NO_x 가스가 생성되지 않는다.

표적을 용해한 용액으로부터 Mo를 분리하는 분리, 정제공정은 Mo-99가 의약품인 Tc-99m의 제조원료로 사용되기 위한 제품의 규격순도를 만족 시키기는 것이 매우 중요하며 이를 위하여 3개 정도의 단위공정을 조합하여 사용하는 것이 일반적이다. 따라서 Mo-99의 분리, 정제를 위한 1차 공정은 표적의 용해용액이 알칼리성이므로 별도의 전처리공정 없이 바로 Mo를 분리, 정제할 수 있는 음이온교환수지를 이용하는 공정을 선정하였으며, 2차 공정은 현재 상용화된 공정중 fission impurity의 제거능력인 DF(Decontamination Factor)가 가장 큰 α -B.O.(Benzoin Oxime) 침전공정을, 3차 공정으로는 공정이 간단

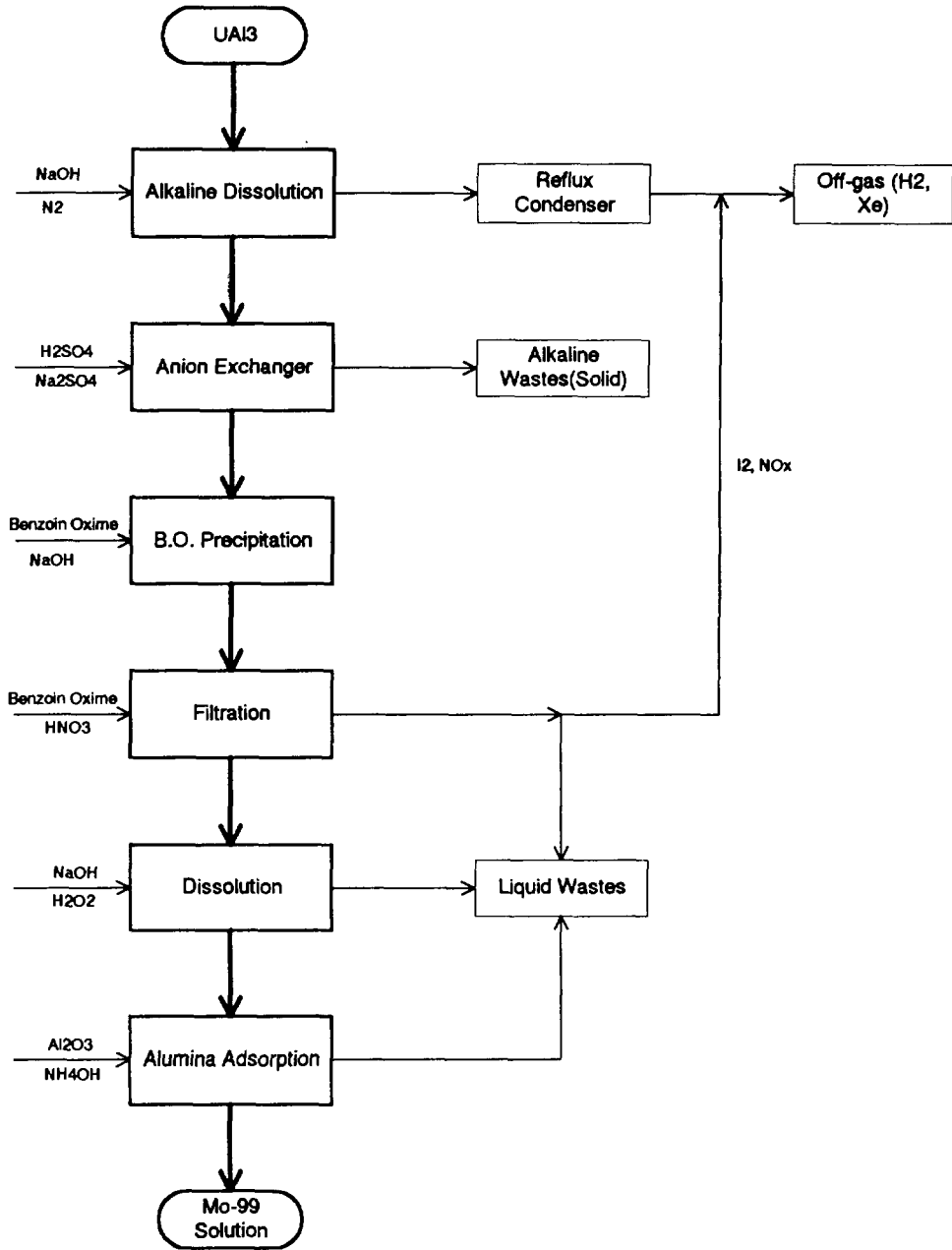


그림.2-2. Process Block Diagram for Mo-99 Separation & Purification (UAl_x)

하고 공정기술이 잘 확립된 알루미나 흡착공정을 선정하였다.

Type 2와 Type 3의 UO_2 표적을 이용하여 Mo-99를 분리, 정제하는 화학공정은 그림 2-3에 표기된 것과 같이 산(HNO_3)용해 → 알루미나흡착 → α -B.O.(Benzoin Oxime)침전 → 알루미나흡착의 단위공정들로 선정 구성하였다.

여기서는 조사후 표적이 우라늄의 산화물 형태이므로 표적용해는 질산용해 공정을 선정하였다.

Mo-99의 분리, 정제를 위한 1차 공정은 산성용액 조건에서 운전되며, 장치가 간단하고 공정기술이 잘 확립된 알루미나 흡착공정을 선정하였으며, 2차 공정은 정제효과가 높은 α -B.O.(Benzoin Oxime) 침전공정을, 3차 공정은 알루미나 흡착공정을 각각 선정 구성하였다.

이상의 2가지 분리, 정제공정을 기준으로 3가지 표적을 이용하여 Mo-99를 생산하는 경우의 물질수지를 계산하여 발생하는 폐기물을 중심으로 비교하면 표 2-2와 같다. 표적의 농도가 높아질수록 우라늄의 단위질량당 생산되는 Mo-99의 양이 높아질 뿐만아니라 발생하는 폐액량도 적어 경제성이 높아지기 때문에 Type 3의 고농도 우라늄표적을 이용하여 Mo-99를 생산하는 것이 가장 바람직하나 고농축의 우라늄을 확보하는 데는 현재 여러가지 제약에 따른 문제점이 있을 것으로 예상된다.

따라서 현실적으로 적용이 가능한 Type 1과 Type 2의 표적을 대상으로 분리, 정제공정 측면에서 비교하면 Type 2의 UO_2 표적을 이용한 분리, 정제공정이 Type 1의 UAl_3 표적을 이용한 분리, 정제공정에 비해 고준위 방사성폐액의 발생량이 적어 바람직할 것으로 판단되며, 표적의 질산용해를 용이하게 수행할 수 있는 표적형태에 대한 연구가 수반되어야 한다.

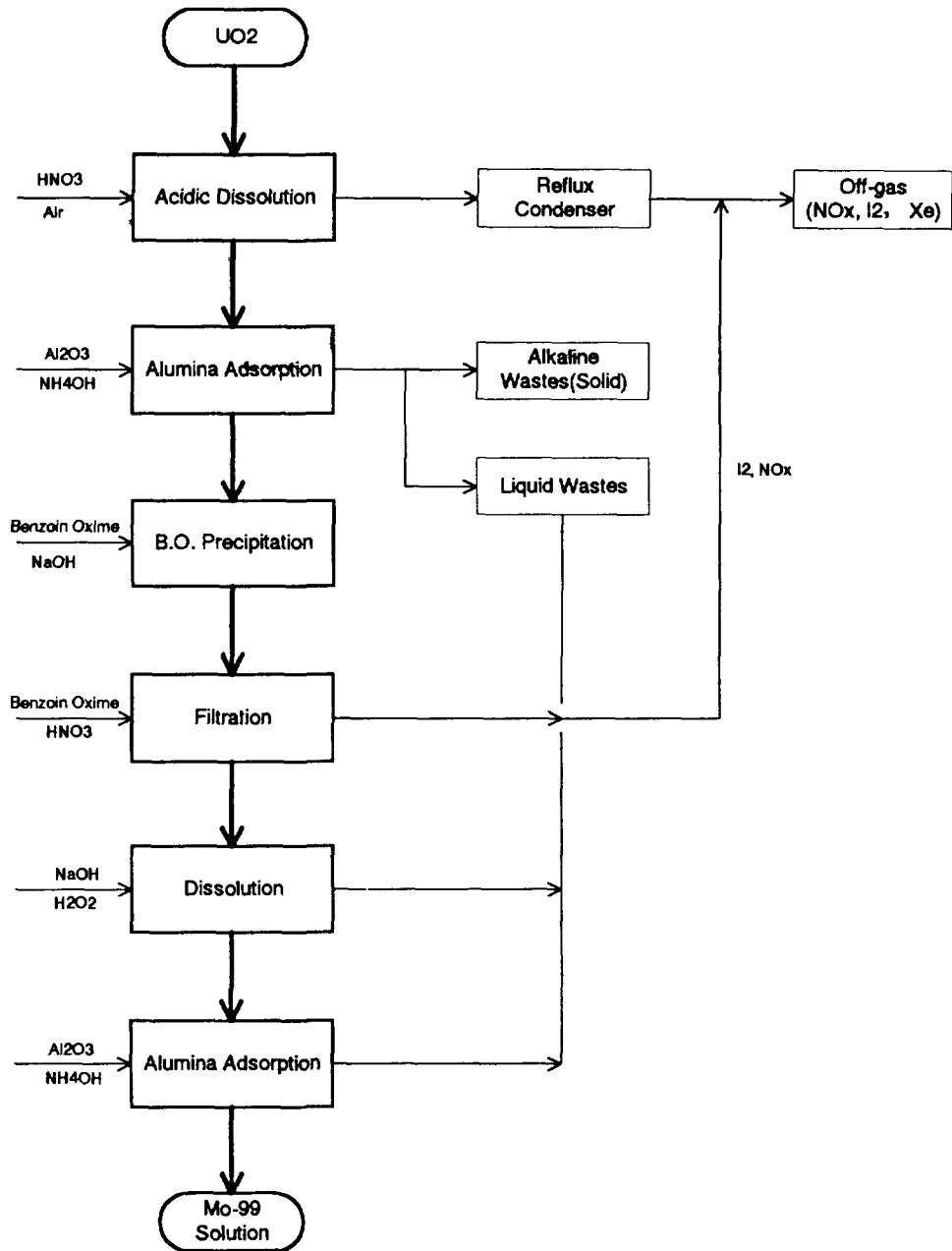


그림.2-3. Process Block Diagram for Mo-99 Separation & Purification (UO₂)

☒ 2-2. The Comparison of Mo-99 Separation and Purification Process

Unit Process	Type 1 (20% UAl _x)	Type 2 (20% UO ₂)	Type 3 (93% UO ₂)
Dissolution	<ul style="list-style-type: none"> ○ Reaction : $Al + NaOH + H_2O \rightarrow NaAlO_2 + 3/2H_2$ $U + NaOH + 5/2H_2O \rightarrow 1/2Na_2U_2O_7 + 3H_2$ ○ Off gas H₂ : 42.44 mole N₂ : 12.83 mole Xe : 100% I₂ : 10% ○ Solid wastes Na₂U₂O₇ : 370.9g (220 ml) 	<ul style="list-style-type: none"> ○ Reaction $UO_2 + 8/3HNO_3 \rightarrow UO_2(NO_3)_2 + 4/3H_2O + 2/3NO_2$ 	<ul style="list-style-type: none"> ○ Off gas NO₂ : 0.17 mole Air : 0.831 mole Xe : 100% I₂ : 95% ○ Solid Wastes SUS tube : 1148g (673.3 ml)
		<ul style="list-style-type: none"> ○ Off gas NO₂ : 0.74 mole Air : 3.59 mole Xe : 100% I₂ : 95% ○ Solid Wastes Zircaloy tube : 129.48g (330.5 ml) 	
1st Separation & Purification	<ul style="list-style-type: none"> ○ Liquid wastes : 16.5 l (high level) -NaAlO₂ : 2143.4g -NaOH : 323.9g ○ Solid wastes ion exchange resin : 300g 	<ul style="list-style-type: none"> ○ Liquid wastes : 9 l (high level) -UO₂(NO₃)₂ : 431g -HNO₃ : 87.6g -NH₄NO₃ : 8g ○ Solid wastes alumina : 300g 	<ul style="list-style-type: none"> ○ Liquid wastes : 5 l (high level) -UO₂(NO₃)₂ : 100g -HNO₃ : 37.6g -NH₄NO₃ : 8g ○ Solid wastes alumina : 300g
2nd Separation & Purification	<ul style="list-style-type: none"> ○ Liquid wastes : 3.5 l (medium level) -HNO₃ : 189.7g -NaNO₃ : 20.75g -B.O. : 6.95g -Al(NO₃)₃ : 27.69g ○ Solid wastes : none 	<ul style="list-style-type: none"> ○ Liquid wastes : 4.5 l (medium level) -UO₂(NO₃)₂ : 2.2g -NH₄NO₃ : 160g -HNO₃ : 189.7g -B.O. : 1.9g -NaNO₃ : 3.4g ○ Solid wastes: none 	<ul style="list-style-type: none"> ○ Liquid wastes : 4.5 l (medium level) -UO₂(NO₃)₂ : 0.5g -NH₄NO₃ : 160g -HNO₃ : 189.7g -B.O. : 1.9g -NaNO₃ : 3.4g ○ Solid wastes: none
3rd Separation & Purification	<ul style="list-style-type: none"> ○ Liquid wastes : 2 l (medium level) -NH₄NO₃ : 120g -HNO₃ : 31.5g -NaNO₃ : 39.1g ○ Solid wastes : alumina 200g 		

제 3 절 기존 방사선 차폐시설의 활용방안

1. 서설

Fission Mo 제조시설을 위한 차폐시설을 신규로 건설하여 확보하는 데는 많은 자원과 인력 및 기간이 소요되므로 기존 동위원소 생산시설 내에 설치된 차폐시설을 이용하는 방안을 검토하였다. 이를 위하여서는 내진해석 및 source term로 추가로 인한 안전성분석을 수행하여 인,허가 요건을 만족시켜야 하는 전제하에 기존 차폐시설의 이용계획을 제시하였다.

2. Fission Mo 생산을 위한 차폐셀

앞에서 제시된 기준용량의 Fission Mo의 제조를 위하여 필요한 차폐셀을 공정별로 취급되는 물질의 방사능 세기별로 구분하면 조사후 표적의 해체, 용해 및 1차 분리, 정제공정을 위한 차폐셀, 2, 3차 분리, 정제공정을 위한 차폐셀, 그리고 Fission Mo 용액의 분배를 위한 차폐셀 등 3가지로 구분될 수 있다.

표 3-1에 나타난 조사후 표적의 activities를 고려할 때 조사후 표적의 해체 및 1차 분리, 정제공정을 위해서는 1.2m 정도 두께의 중 콘크리트 구조 또는 30cm 두께 정도의 납셀이 필요하며, 2, 3차 분리, 정제공정을 위해서는 25cm 두께의 납차폐셀, 그리고 제조된 Fission Mo 용액의 분배를 위해서는 20cm 두께의 납차폐셀이 확보되어야 한다.

또한 분리, 정제공정에서 발생하는 고준위 방사성폐액을 저장하기 위한 1m 정도 두께의 콘크리트 구조의 차폐셀이 1차 분리, 정제를 위한 차폐셀 지하에 설치되어야 한다.

ㄨ 3-1. Radioactivities of Target Irradiated for Mo-99 Production

*1) Production Rate (Ci- ⁹⁹ Mo/batch)	g-U (Enrichment 20%)	1 Day Cooling		2 Days Cooling	
		Total (Ci)	Mo-99 (Ci)	Total (Ci)	Mo-99 (Ci)
720	265	73,290	5,640	46,680	4,380
1000	365	97,820	7,770	64,780	6,040
1400	511	130,080	10,870	96,690	8,450

*1) : 6 days after end of process (8 days cooling)

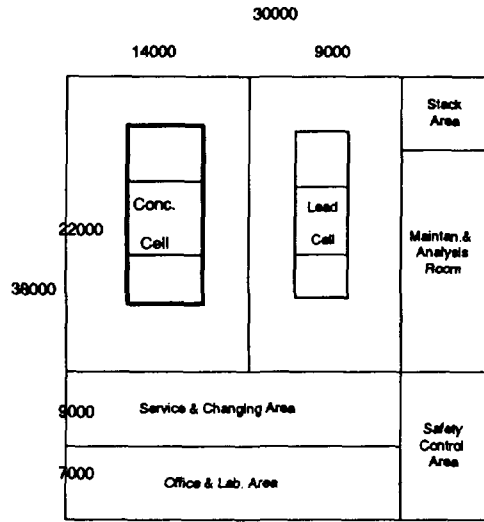
3. 기존 차폐시설 이용계획

Fission Mo 제조를 위한 차폐시설의 확보를 위하여 신규로 시설을 건설하는 방안과 기존 동위원소 생산시설의 차폐시설을 활용하는 방안을 검토하였다. 신규시설의 경우는 그림 3-1의 배치도를 기준하였으며 그 결과는 다음과 같다.

	신규 건설	기존 RI시설 활용
소요시설	<ul style="list-style-type: none"> - 콘크리트셀 : 3기 - 납셀 : 3기 - 지하콘크리트셀 : 1기 (폐액저장) - 부대시설 및 Stack 	<ul style="list-style-type: none"> - 콘크리트셀 : 2기 (개조) - 납셀 : 3기 (추가설치) - 지하콘크리트셀: 1기(개조) (폐액저장) - 부대시설 및 Stack (기존시설 활용: 일부개조)
소요면적	약 850평	약 250평
투자비 (기술협력 제외)	약 168억원	약 65억원
장점	<ul style="list-style-type: none"> - 기존시설 타용도 활용가능 - 기존시설과의 간섭 배제 - 습식셀 분리설치로 관리가 편리 	<ul style="list-style-type: none"> - 투자비가 적다 - 건설 소요기간이 짧다 - 시설운영 및 관리비 절약
문제점	<ul style="list-style-type: none"> - 부지선정 - 투자재원확보 - 투자비 증가로 경제성악화 	<ul style="list-style-type: none"> - 구조물 내진해석 및 보강 - 건설공사시 기존시설 운영으로 인한 간섭

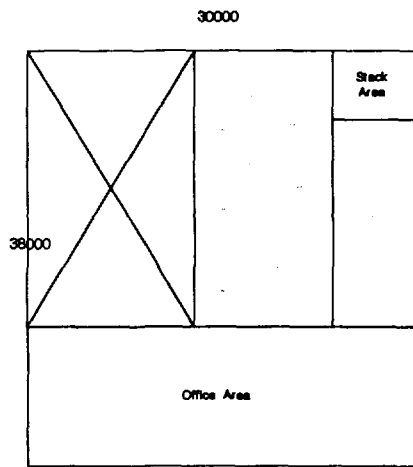
이상의 검토 결과를 근거로 기존 차폐시설을 활용하는 방안이 바람직한 것으로 판단되며, 이 경우 기존시설의 내진해석후 필요에 따라 구조물 보강 또는 현재의 γ -cell을 α - γ cell로 개조하여 사용하여야 하며, 바람직한 차폐셀의 이용계획은 다음과 같다.

- 표적용해 및 1차 분리,정제시설 : C₁, C₂ 중콘크리트 차폐셀 (γ -cell \rightarrow α - γ cell 개조후 사용)
- 2차 분리,정제 및 분배시설 : C₂₄, C₂₅, C₂₆ 납 차폐셀 (추가설치)
- 고준위폐액 저장시설 : C₁~C₄ 지하셀을 1m 두께로 보강 후 α - γ cell로 개조후 사용



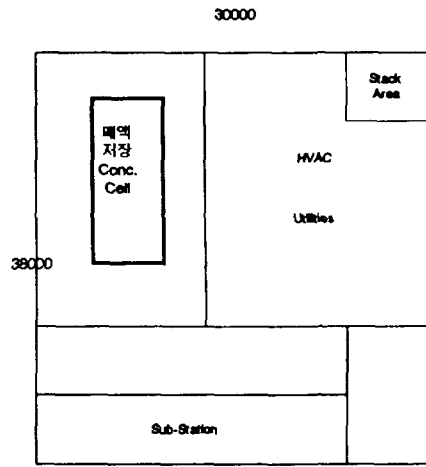
1st FLOOR PLAN

345 평



2nd FLOOR PLAN

160 평



Underground FLOOR PLAN

345 평

그림 3-1. Floor Plan of Building for Fission Mo Production Facilities

제 4 절 방사성 폐기물 관리

1. 방사성 폐기물의 종류

원자로에서 조사된 우라늄 표적의 방사능은 Mo-99 분리과정에서 대부분 방사성폐기물에 남아 있게 된다. 폐기물 가운데서도 Mo 흡착과정에서 배출되는 폐기물 (α 폐기물 ; 고준위)로 대부분의 방사능이 유출되므로 그 폐기물의 관리가 전체 폐기물 관리 중 가장 중요한 부분에 해당된다. 그밖에 표적 용해과정에서 배출되는 배기체 중 I-131, Xe-133 그리고 질산의 분해로 생성되는 NO_x가스 등이며 주기적으로 배출되는 요오드 흡착재, NO_x 흡수폐액, Mo-99 정제폐액 등은 2차폐기물이다. Mo-99 분리과정에서 배출되는 방사성폐기물의 종류와 그 발생량을 살펴보면 표 4-1과 같다.

2. 고준위 방사성폐기물의 관리 시나리오

Mo 흡착 후 흡착탑을 빠져나오는 폐액은 다량의 우라늄을 포함하고 있기 때문에 α 폐기물이며 방사능 준위도 고준위에 해당한다. 이것을 관리하는 방안은 그림 1에서 크게 A안, B안, C안 등 3가지로 분류해 볼 수 있다.

A안은 고준위폐액을 저장에 앞서 고화체로 만들고 이 고화체를 처분할 때까지 임시 저장하는 방안이다. B안이 액체상태로 저장하는데 반하여 A안은 고체 상태로 저장하므로 저장 안전성이 높은 것이 그 장점이다. 그러나 고화체에 농축 우라늄이 함유되어 있으므로 B안에 비하여 우라늄 재활용의 어려움이 예상되며, 저장시도 책임계를 고려할 필요가 있다.

표 4-1. 방사성 폐기물의 종류

공정	발생 폐기물	형태	발생량			
			표적 항목	UO ₂		UAL _x
				93% EU	20% EU	20% EU
Target 용해 (용해제: 질산)	배기체	기체	I-131 Xe-133 NOx	1.281X10 ⁴ Ci 4.390X10 ³ Ci 0.17 mol	6.594X10 ⁴ Ci 5.135X10 ³ Ci 0.74 mol	7.35X10 ⁴ Ci 5.436X10 ³ Ci
		고체	zircaloy tube SUS Na ₂ U ₂ O ₇	1150 g	130 g	370 g
Mo 흡착	고준위 (1차 정제 폐기물)	액체	총 발생량	5 l 2.896X10 ⁴ Ci 조성: UO ₂ (NO ₃) ₂ , HNO ₃ 등	9 l 2.9944X10 ⁴ Ci 조성: UO ₂ (NO ₃) ₂ , HNO ₃ 등	16.5 l 3.1700X10 ⁴ Ci 조성: NaAlO ₂ , NaOH 등
		고체	alumina 이온교환수지	300 g	300 g	300 g
	중준위 (2, 3차 정제 폐기물)	액체	총 발생량	6.5 l 조성: UO ₂ (NO ₃) ₂ , HNO ₃ , BO 등	6.5 l 조성: UO ₂ (NO ₃) ₂ , HNO ₃ , BO 등	5.5 l 조성: NaNO ₃ , Al(NO ₃) ₃ , HNO ₃ 등
		고체	alumina	200 g	200 g	200g
1 흡착	Ag Mode- nite	고체	I-131	1g 1.281X10 ³ Ci	1g 6.594X10 ³ Ci	1g 7.35X10 ² Ci
No ₂ 흡수 (흡수제 4N NaOH)	흡수 폐액	액체		0.1 l	0.3 l	5.5 l

*기준 : 1batch

UO₂ 20% EU (U : 262.6 g)

93% EU (U : 60.9 g)

UAL_x 20% EU (U : 278 g)

B안은 액체 상태로 저장하므로 핵임계 제어가 A안보다 훨씬 더 심각하며 큰 저장공간이 소요될 것이다. 또 저장 도중 저장탱크의 부식, 부유물 침전 등 문제점 해결 방법을 설계에 반영하여야 한다. 단 추후 고화처리를 하여야 하므로 이를 위한 대비책(고화시설 설치 공간 확보, 용액이송 시스템 준비 등)도 사전에 충분히 세워놓아야 할 것이다. B안의 경우도 고준위폐액에 농축우라늄이 함유되어 있으므로 우라늄 계량관리가 필요하다.

C안은 B안의 경우와 유사하나 고준위폐액 고화처리에 앞서 농축우라늄을 회수하여 재활용하고 나머지 폐기물만 고화처리하는 방안이다. 따라서 적어도 폐기물 고화체에 대해서는 계량관리나 핵임계 제어가 필요치 않은 것이 그 장점이다. 그러나 이 방법은 우라늄 분리시설이 추가로 필요하며 우라늄 분리비용도 추가로 들어가야 한다. 그대신 우라늄을 재활용할 수 있으므로 농축우라늄 구입에 드는 비용을 절약할 수 있을 것이다.

<A안> HLLW → [농축/고화] → [저장] → [처분]

<B안> HLLW → [저장] → [농축/고화] → [처분]

<C안> HLLW → [저장] → [농축/고화] → [처분]

(5~10년) ↓

U분리

그림 4-1. 고준위 방사성폐기물 관리 시나리오

표4- 2. 각 시나리오의 특징 분석

시나리오	특 징
A	<ul style="list-style-type: none"> · 저장시 핵임계 고려 필요 · 저장 안전성이 비교적 큼 · 우라늄 계량관리 필요 · 우라늄 재활용 곤란
B	<ul style="list-style-type: none"> · 저장시 핵임계 제어가 필요하므로 큰 저장공간 필요 · 저장용기 설계시 재료부식, 침전등 고려 필요 · 고화시설 설치공간 사전 확보 필요 · 우라늄 계량관리 필요
C	<ul style="list-style-type: none"> · B의 경우와 동일 · 우라늄 분리시설 설치공간 필요 · 우라늄 재활용

93% 농축우라늄에 대한 핵임계치는 다음 표와 같으며 이 자료는 고준위폐기물(고화체 또는 액체) 취급에 대비하여 충분히 고려되어야만 할 것이다.

표 4-3. U-235의 핵임계치

항목	구분	권고치	최소임계치
질량(kg)	용액	0.35	0.82
	금속	10	22.8
무한원통직경(cm)	용액	12.7	13.8
	금속	6.9	7.9
용액체적(l)		4.8	6.3
농도(g/l)		10.8	12.1

3. 방사성폐기물 처리 방법

앞서 열거한 각종 폐기물의 처리 방법을 요약, 정리하면 표 4와 같다. 어느 공정이든지 방사성폐기물의 처리 원칙은 거의 유사하다고 볼 수 있다. 우선 공정의 선택에 있어 방사성폐기물 발생량이 적은 공정이 채택 가능성이 높을 것이고 일단 발생한 폐기물에 대해서는 가급적 최종 분량을 최대한 줄이고 처리, 처분에 있어 안전규제 사항에 위배되지 않도록 하는 것이 중요할 것이다.

고준위폐기물을 제외한 방사성폐기물에 있어서는 다행히 우리 연구소 내에 방사성폐기물 처리시설이 운영되고 있기 때문에 그 처리가 가능하다. 고준위폐액은 외국의 예를 들어볼 때 현재 유리고화 기술이 실용화되어 있기 때문에 앞으로 이 기술을 채택하기 위해서는 기술도입 또는 자체기술개발이 필요하다.

표 4-4. 방사성폐기물 처리 방법

폐 기 물	처 리 방 법	비 고
<ul style="list-style-type: none"> • 배기체 -NO_x -I-131 -Xe-133 	NaOH에 흡수 Ag-modenite에 흡착 감쇄탱크에 저장	흡수제 주기적 교체 주기적 탈착 필요 자연감쇄에 의존
<ul style="list-style-type: none"> • 고준위폐액 	증발농축 후 유리고화 U 분리 후 증발농축 및 유리고화	U 포함고화체 : 핵임계제어 U 불포함고화체 : 저장 후 처분
<ul style="list-style-type: none"> • I 흡착제 • NO_x 흡수폐액 • 기타 잡고체 	저장탱크에 수집 후 포장 저장탱크에 수집 가연성과 난연성으로 분류 각각 저장탱크에 수집	B 시설*로 이송 " "

* B시설 : 기존 방사성폐기물 처리시설

4. 방사성폐기물 처리 소요공간

앞으로 설치해야 할 방사성폐기물 처리시설의 소요공간을 추정해보면 표 5와 같다. 표적 용해과정에서 발생하는 배기체 처리계통은 분리공정에 포함되어야 하므로 별도의 공간이 필요치 않다. 그러나 고준위폐기물(고화체 또는 액체) 저장공간은 차폐셀을 추가로 설치하여야 하며 개략적인 공간 크기는 표 5.에 보는 바와 같다. 또 고준위폐액 처리시설 설치 공간도 추후 결정되어야 하는데 현재로서는 기존 콘크리트 셀 이용 또는 신규셀 설치의 2가지 방안이 고려되고 있다. 한편, 비고준위폐기물인 요오드흡착재, NO_x 흡수폐액, Mo 정제폐액, 기타 잡고체 등은 기존 RI시설의 폐기물 저장고를 그대로 활용하며 궁극적으로 소내 처리시설로 보내어 처리할 계획이다.

5. '96년도 업무 수행 내용

'95년도에 전반적인 개념 구상을 수행한데 이어 '96년도에 수행할 업무 내용은 다음과 같다.

가. 폐액 저장 및 처리 방안 확정

- 폐액 종류별 발생량 확정 및 저장용량 확정
- 고준위 및 중·저준위 폐액 저장방법 결정
- 고준위폐액 저장 및 주변 설비의 개념 설정

표 4-5. 방사성 폐기물 처리 소요공간

폐기물 처리	처리위치	처리장치	처리 공간 소요
•배기체 처리 NOx 흡수 I-131 흡착 Xe-133 흡착	주공정 내 "	흡수탑 진공펌프 흡수제 저장탱크 흡수제 공급 진공펌프 감쇄탱크 진공펌프	주공정에 포함
•고준위폐액 저장	기존 hot cell 하부	저장탱크 용액이송장치	0.8m ϕ x1.6mH (6개)
•고준위폐액 처리 증발농축 유리고화	기존 hot cell 또는 새 hot cell	증발관 용융장치 배기체 흡수탑 캐니스터 출입장치 캐니스터 밀봉장치	처리용량 확정 후 결정
•I 흡착재 저장	기존시설 활용	저장탱크	
•NOx 흡수폐액	"	저장탱크 용액이송장치	

나. 고체폐기물 관리 방안 확정

- 고체폐기물 종류별 발생량 추정
- 고체폐기물 저장 방법 결정

다. 고준위폐액 처리공정 기술분석 및 기초실험

6. 기타 참고사항

'95년 11월 미국 CINTICHEM사로부터 초청한 Mr. James J. McGovern과 토의한 내용 (방사성폐기물 분야)을 요약, 정리 하였으며 이는 향후 업무 추진에 참고가 될 것이다.

가. Mo-99 생산경험

1) 기체폐기물 처리

- I-131 회수
Cu-wire column 을 사용하여 I(요오드) 흡착 회수
- Xe-133회수
액화질소를 사용하여 -190°C 정도로 유지하면서 Xe를 액화시켜 탱크 내에 포집 (cold trap)
- 방출기체에 남아 있는 I는 Ag첨착 활성탄층을 통과시켜 추가제거함
- 수소 기체 발생은 소량이므로 전혀 문제되지 않음

2) 액체폐기물 처리

- 액체폐기물은 NRC 기준에 의거 저준위 (type A혹은 B)로 분류되며 시멘트 고화체로 만들어 55gal

(200 l)드럼에 밀봉

- 8개월간 저장, 저장기간 동안 방사능은 당초의 5% 수준으로 떨어짐.
- 남아있는 방사능 물질은 주로 activated product임
- 드럼은 최종적으로 Barnwell 처분장으로 보내짐
- 우라늄용액은 약 60일간 저장한 후 Savana River 재처리시설로 보내서 재처리 한 후 우라늄은 recycle 됨
- * 재처리 비용 = \$ 1,000/Kg U

3) 고체폐기물 처리

- 우라늄 타겟으로 쓰인 스텐레스 튜브 등, 고체폐기물은 55gal 드럼에 채우고 밀봉, 처분함

4) 처분비용

	연간발생량	처분비용	분류기준
A-type	200~ 300 드럼	약 \$1000/드럼	Sr -90 < 0.04 Ci/m ³ Cs - 137 < 1 Ci/m ³
B-type	100 드럼	약 \$2000/드럼	Sr -90 < 150 Ci/m ³ Cs -137 < 44

나. 우리 RI 시설관련 의견

- Hot cell 두께 (1.2m normal concrete)는 충분함
- Hot cell 아래 빈공간에 저장탱크 설치하는 바람직하지 못함, 폐기물 저장시 사람접근이 불가능하기 때문에 hot cell maintenance (배관 수선, 필터교체등)에 지장을 초래

할 수도 있음

- 액체상태로 장기간 저장하는 것은 많은 risk가 따르므로
고화시킨 후 저장하는 방법을 권하고 싶다고 함
- Sublimation법은 폐기물 발생량이 적으므로 이 방법도
고려해 볼 수 있음

제 5 절 외국유관업체 / 기관 및 전문가와의 협력추진

1. 개요

이미 서론에서 언급된 바와 같이 Moly 제조기술도입 추진과 도입불가시의 공동기술개발을 위하여 많은 해외 유관기관·업체 및 전문가들과 공식 또는 비공식으로 협의를 가져왔다. KAERI 로서는 제품 수출시 Back-up supply와 수출추진체재 수립을 위하여 외국 Fission Moly 생산업체와의 제휴가 필요하며 또한 세계 우수 Customer 플에게 KAERI의 계획을 자연스럽게 홍보하고 세계시장정보를 수집하는 업무가 긴요한 것으로 사료된다. 본 연구과제 기간 이전부터 영국 Amersham사, 캐나다 Nordion사, 남아공 AEC 등과 협의를 가져왔으며 추가로 미국의 Cintichem사의 전문가 및 ANL과 기술개발방안을 협의했다.

2. 영국 Amersham International plc와의 협의

RI major 의 하나이며 Nordion 주식지분 약 15%를 소유하고 있는 Amersham사는 당초 AECL의 Maple-X 건설중단으로 KAERI의 Fission Moly 생산을 적극 권유하였으며 본 사업의 Joint Venture도 희망하였다. 또한 Amersham은 KAERI의 기술도입선 대상으로 캐나다 Nordion사와 남아공 AEC 와의 협의를 주선한 바 있다. 이 외에 Amersham의 주 관심사는 KAERI로 하여금 우선 Fission Moly를 원료로하는 Technecium Generator 사업에 착수케하여 GLF(Generator Loading Facility)와 관련기술을 KAERI에 판매하는 것이었다.

'95년 전반기에 들어 Nordion의 Maple 원자로 2기 계획이 구체화 되면서 Amersham의 KAERI에 대한 관심은 거의 사라졌다. '95. 11. 21에 Amersham의 신입 무역담당 Managing Director 인 Dr. Jim Brown이 탐색차 KAERI를 방문하였다. 그는 KAERI가 대외적으로 추진하는 사항을 대체적으로 파악하고 있었으며 KAERI의 GLF 도입의사를 타진하였다. KAERI는 Fission Moly 생산사업추진의지가 확고함을 알리고 수출시의 협력관계 유지를 요청하였으며 GLF 사업은 Fission Moly사업 확정후에 검토할 사안임을 설명하였다. Dr. Brown은 본인이 아직 업무 파악 단계이므로 추후 KAERI와의 협력관계를 검토하겠다고 하였다.

3. 캐나다 Nordion사와의 협의

'95. 4. 11일 극동담당 Manager인 Mr. Paul A. Quinney의 방문과 '95. 5. 5일 기술 담당부사장 Dr. David J.R. Evans의 방문으로 Nordion과의 기술도입 및 업무제휴협의를 시작하였으나 '95년 5월 당소 박진호 박사의 Nordion 방문시에 Nordion은 경쟁상대가 될 수 있는 KAERI와 기술협력의사가 없음을 통보하였다. '95. 10. Mr. Quinney가 방한하여 Nordion의 Maple 원자로 2기 확보계획을 설명하고 Fission Moly 이외의 Maple에서 생산하기 곤란한 여타 RI생산분야에서 KAERI와의 협력을 제안하였다. KAERI로서는 Fission Moly 수출추진체제 구축시에 Fission Moly 뿐만아니라 여타 RI의 수출도 해외 Partner와 협력함이 유리할 것이므로 대답을 유보하였다.

4. Atomic Energy Corporation of South Africa (AEC)와의 협의

'95. 5. 19. AEC의 Mr. Don Robertson이 방문하여 AEC의 UAL alloy target를 사용하는 Fission Moly 제조기술을 소개하고 KAERI와의 협력의사를 밝혔다. '95. 8월말 당소 손동성박사를 비롯한 3인이 AEC를 방문하여 시설견학 및 협력방안을 협의하였다. AEC는 소량이나마 Fission Moly를 세계 여러국가에 수출하기 시작하였으며 Nordion과 대항하여 Customer를 확보하기 위하여는 Back up supply 가능한 Partner가 필요한 상황이므로 KAERI와의 세계시장 공동진출이 전제되어야 기술협력이 가능함을 표명하였다. AEC의 Moly 제조기술은 검토결과 부적합한 것으로 결론지었으나 KAERI의 자체기술개발시에는 세부공정설계에서 AEC의 개발경험을 활용할 필요가 있을 것으로 추정되며, 세계시장 진출시 AEC는 Nordion에 대항할 유력한 KAERI의 Partner로 판단되므로 협력관계를 계속 유지함이 필요하다.

5. 미국 Cintichem Inc. 전문가 초청

Cintichem은 Hoffmann - La Roche의 자회사로 1991년초까지 Fission Moly를 비롯한 RI를 생산판매 하였으며 93% 농축 UO₂ Target를 사용한 Moly 제조기술인 소위 Cintichem Technology를 개발한 바 있으나 시설의 방사성물질 누출로 인한 오염사고로 RI생산을 중단하고 시설해체중이며 Cintichem technology를 미국 정부 (DOE)에 양도하였다. 이 회사의 사장인 Mr. James J. McGovern을 '95년 11월초에 초빙하여 약 3일간에 걸쳐 기술 및 사업추진관련 자문을 받았다.

Mr. McGovern의 자문으로 우리의 기술적인 세부추진 방향에 대한

확신을 굳혔으며 특히 Nordion과의 경쟁에서 우위를 확보하기 위하여 미국 DOE의 Cintichem Technology 기술도입을 시도하기로 결정하였다. 기술도입하거나 또는 자체기술개발할 경우에도 Mr. McGovern은 Project implementation시 KAERI를 위하여 매우 유익한 Consultant 역할을 수행할 것으로 기대된다.

6. Argonne National Laboratory (ANL)과의 협의

'95. 8월 당소 김병구박사는 ANL을 방문하여 미국의 RERTR program에 의한 Fission Moly 제조기술개발 계획에 대한 탐색과 더불어 기술도입 불가시 20% 농축 UO₂ target 사용 Moly 제조기술 공동개발을 협의하였다. ANL은 RERTR program과 연계하여 KAERI와의 공동기술개발에 매우 적극적이며 KAERI는 기술도입불가시에 대비하여 제조기술의 자체기술개발이 불가피할 경우에 ANL과의 공동개발 추진은 개발비용의 절감과 개발소요기간을 단축시켜 줄 것으로 기대된다.

7. 기타 기술협력 협의

현시점에서 미국 DOE로부터 Cintichem Technology기술도입을 추진하는 것이 최우선 과제이다. 상대가 정부기관임을 감안하여 지금까지는 Cintichem의 Mr. McGovern과 DOE의 송요택박사를 통하여 비공식적으로 의사를 타진하고 있으나 DOE의 확실한 입장을 파악하지 못하고 있다.

'하나로'가 Maple과 동일한 핵연료를 사용하므로 Maple에서 사용되는 Target은 KAERI가 구상하는 것과 형상이 유사할 것으로 추

정된다. Nordion의 target을 캐나다 Zircatec사가 공급예정인 것으로 알려진 바, 우리의 원자재수급계획상 소량의 Target을 직접제작하는 것이 비경제적이므로 이를 Zircatec에 제작의뢰하는 방안을 고려하여 비공식적으로 접촉을 가져왔으나 당소 Target의 농축도 미정으로 추진 중단 상태이다.

OECD/NEA의 NDC(Committee for Technical and Economic Studies on Nuclear Energy Development and the Fuel Cycle)주관으로 '95년 후반기에 2차에 걸쳐 열린 RI 생산관련회의에 당소 직원들이 참석하여 KAERI의 Fission Moly 생산추진계획을 알렸으며 Target로 HEU 사용문제를 거론하였으나 이는 국제적인 규제사항이 아니므로 한·미 양자간에 협의할 사안임을 확인하였다.

제 3 장 중단후 향후 활용방안 및 건의사항

제 1 절 중단후 향후 활용방안

본 연구과제에서 현재까지 검토된 fission Mo의 제조를 위한 각 분야로 연구결과들을 기준할 때 국내에서 '하나로'를 이용하여 fission Mo를 상업생산하는 경제적 타당성 및 기술적 가능성이 확인되었다고 판단되며, 본 연구에서 fission Mo의 국내 생산을 위해서 바람직한 것으로 제시된 제조기술과 기술협력 가능성에 대한 검토내용을 중심으로 fission Mo의 안정적인 공급을 위한 신뢰성 있는 제조기술 및 시설의 구체적인 확보방안을 포함하는 사업계획이 수립될 예정이다.

본 연구결과 제조공정의 선정을 통하여 앞으로 fission Mo 상업생산에 필요한 제조기술의 확보를 위한 기술개발 방향을 제시하였으며, 이를 토대로 앞으로 중점적으로 추가 수행될 연구내용을 다음과 같이 설정할 수 있었다.

- UO₂ 표적 제조기술

20% UO₂ 표적의 경우 fission Mo 제조를 위한 표적설계 및 시편제작, 노내시험 등을 통한 실증실험

- 표적의 원자로 입,출장치

원자로의 운전을 중지하지 않고 표적의 입,출이 가능한 장치 개발 및 실증시험

- 분리,정제공정 및 장치개발

제시된 공정기술들이 대부분 정립되어 있으나 가능한 폐기물의 발생량을 최소화 시킬수 있는 최적의 공정조합 및 전문가 초청 시 제시된 공정들의 적용을 위한 검토 및 장치설계

- 방사성폐기물 저장 및 처리장치의 개발

국내 여건에 적합한 고준위 방사성폐액의 저장 및 처리장치의 설계

또한 제조시설의 확보를 위해 제시된 기존 차폐시설의 활용 방안을 확정하기 위해서는 기존 콘크리트 차폐셀의 내진해석 및 source term 추가에 따른 안전성분석 및 환경영향평가가 선행되어야 하는데 이를 수행하기 위한 기준이 되는 자료를 제시하였으며, 기존 차폐시설 및 부대시설의 개조를 위한 설계 기초자료로 활용될 예정이다.

그리고 본 연구과제의 수행목적이 fission Mo 제조시설의 상업화를 전제로 하고 있기 때문에 자체 기술개발로 인한 위험부담을 최소화하고 짧은 기간 내에 세계시장의 진입 및 back-up 지원체제의 확보를 위한 기술협력선의 선정이 매우 중요하다. 따라서 본 연구에서 수행된 기술협력선과의 협의 내용을 토대로 국내 fission Mo 제조 공정에의 적용가능성, 시설규모, 공정시설의 조업경험 및 안전성 등의 기술능력과 기술협력을 위한 의지, 판매시장 확보를 위한 지원, 표적 재료인 우라늄 공급 가능성 등의 기술협력 범위 및 기술협력 비용 등을 고려하여 기술협력선을 선정하기 위한 기본 자료로 활용될 예정이다.

제 2 절 건의사항

1. 미국 DOE와의 기술도입 및 HEU사용 협의를 위한 정부지원

현재 추진중인 Cintichem Technology 도입에는 HEU를 사용하는 외교적으로 민감한 문제를 포함하고 있으며 기술소유권자가 미국 정부기관이므로 공식적인 접촉을 위하여는 한·미 정부간 협의회가 선행되어야 할 것으로 사료된다. 의약품원료인 Fission Moly생산을 위하여 캐나다 Nordion사를 비롯한 세계 여러나라의 생산자들이 HEU를 사용하고 있음과 KAERI가 LEU를 사용하여야 한다면 경쟁대상자인 Nordion사도 신규 생산시설에서는 LEU를 사용함이 타당함을 들어 적극적으로 설득하여야 할 것이다.

2. Project 전담조직 구성

제한된 세계시장 진출가능시점을 고려하여 긴급히 사업 추진 가능하도록 비록 소규모의 인원일지라도 사업추진 조직을 고정적으로 구성·운영함이 필요하다. 특히 연구소의 기구조직 개편과 PBS시행으로 부서간 인력지원이 어려운 상황이므로 전담인력의 확보가 필수적이다.

서 지 정 보 양 식

수행기관보고서번호	위탁기관 보고서번호	표준보고서번호	INIS주제 코드
KAERI/RR-1595/95			
제목 / 부제	Fission Moly용 핵연료 개발 타당성 조사연구		
연구책임자 및 부서명	김 병 구	핵연료개발그룹	
연구자 및 부서명	김 성년(하나로센터), 손 동성, 최 창범, 이 재국(핵연료개발그룹), 박 진호(기반연구그룹), 전 관식, 유 재형(환경관리센터), 주 포국, 강 경철(원전사업센터), 안 중환(정책본부)		
발행지	대전	발행기관	한국원자력연구소
페이지	52 P.	도표	유(○), 무()
참고사항	기본연구과제		
비밀여부	공개 (○), 대외비 (), 급비밀	보고서종류	실적보고서
연구위탁기관		계약번호	
초록 (300)단어 내외)	<p>본 연구의 연구목표인 '하나로'를 활용한 의료진단용 방사성 의약품인 Tc-99의 제조원료인 Mo-99를 제조하여 국내외 시장에 제조, 공급하기 위하여 세계시장에서 경쟁이 가능한 Mo-99 제조기술을 선정하여 표적제조 및 분리,정제 기술, 폐기물 처리기술 등 제반 요소기술 및 우라늄 확보방안과 기존 차폐시설을 활용, 제조시설을 확보하는 방안을 검토하여 가능성을 확인하였다.</p> <p>그리고 전반적인 사업계획을 수립하여 경제적 타당성을 검토하였으며, 세계시장의 진입을 위한 back-up system 및 판매방안을 수립하였다.</p>		
주제명 키워드 (10단어 내외)	Fission Mo, Mo-99, Tc-99m, Target.		

BIBLIOGRAPHIC INFORMATION SHEET

Performing Org.	Sponsoring Org.	Report No.	Standard Report No.	INIS Subject Code
KAERI/RR-1595/95				
Title/Subtitle	Feasibility Study on Fission Moly Target Development			
Project Manager	Kim, Byung Ku)			
Researchers	Kim,S.Y., Son,D.S., Choi,C.B., Lee,J.G., Park,J.H., Jun,K.S., Yoo,J.H., Ju,P.K., Kang,K.C., Ahn,J.H.			
Pub. Place	Daejeon	Pub. Org.	KAERI	Pub.Date
Page	52	Ill.&Tab.	Yes(0),No()	1994.12.
Note				
Classified	Open(0), Outside(),()Class	Report Type	Research Report	
Sponsoring Org.	M.O.S.T.	Contract No		

Abstract

A multi-purpose research reactor, HANA-RO has been operated on the beginning of 1995 and can be utilized for production of various radioisotopes. And a R.& D. program for fission Mo production was established, and the technical and economical feasibility study has been performed for fission Mo production in Korea.

In this study the process for fission Mo production was recommended as follows ;

- Target : UO₂ of annulus type
- Separation and Purification : Nitric acid dissolution → Alumina adsorption
→ Benzoin Oxime Precipitation → Alumina adsorption

And more desirable plan for steady supply of fission Mo were suggested in following viewpoints;

- Technical collaboration with foreign company
- Back-up supply system
- Marketing arrangement

Key Words	Mo-99, fission Mo, Tc-99m, Target
-----------	-----------------------------------