

## 트리튬 처리기술 현황

### A Status of Tritium Processing Technologies

안도희, 김광락, 백승우, 이민수, 임성팔, 정홍석  
한국원자력연구소

#### 요 약

핵확산 저항성 핵연료주기공정, 트리튬을 활용하는 첨단산업 시설과 중수로형 원전 등의 국내 원자력 산업에서 다양한 화합물 형태로 발생하는 트리튬 폐기물을 처리하는 기술을 개발하기 위하여 국내외 트리튬 처리기술의 현황을 조사하였음. 트리튬 폐기물을 크게 기체상, 유기상, 수용액상으로 분류하였고, 이들을 각각 처리할 수 있는 기술을 분석하였음. 이러한 트리튬 폐기물의 처리기술 개발은 원자력 산업의 지속적인 발전을 위한 기술력 기반조성 및 국민의 방사성 폐기물에 대한 긍정적 이미지를 심어 주는데 필수적임.

#### Abstract

Various type of tritium wastes can be produced from nuclear fuel cycle process satisfying non-proliferation, CANDU reactors, and nuclear industry. Activities of tritium processing in the world were surveyed to develop the processing technologies of tritium wastes. The tritium wastes were classified into gas phase, liquid phase, and organic phase. And the treatment techniques for the tritium wastes are analyzed. Development of tritium processing technologies is essential to finding public acceptance of radioactive wastes and forming a solid foundation to foster the growth of nuclear industry in Korea.

#### 1. 서 론

##### 1.1. 원자력발전에 의한 트리튬 생성과 누출[1]

트리튬은 자연계에서 대기중 질소 또는 산소가 우주선 중성자 등과 충돌하여 4~8 MCi/yr의 속도로 생성되며, 자연붕괴를 고려한 지구상의 평형 재고량은 약 70~140 MCi이고 99%가 HTO 형태로 물에 존재함. 트리튬은 원자로에서 우라늄 등의 3차 핵분열과 중성자 활성화 반응 등에 의해 생성되는데, 생성속도는 원자로 형태와 발전용량에 따라 달라짐. 표 1과 같이 2003년 세계 원자로의 발전용량 약 360 GWe 로부터 추산한 결과 약 50 MCi/yr로 자연계의 6~12배임.

세계 원자력발전소에서 환경으로 방출되는 트리튬의 양은 표 2와 같이 원자로에서 생성된 트리튬 총량 50 MCi/yr의 약 1.3%인 0.63 MCi/yr 수준으로 추정되며, 나머지는 주로 핵연료 또는 원자로계통 내에 남아있게 됨. 그러나 사용후 핵연료주기공정의 처리과정에서 핵연료 내에 잔류한 트리튬의 대부분이 빠져나오게 되므로 환경오염 방지를 위하여 이를 안전하게 처리하여야 함. 현

재 세계의 핵연료재처리공장의 처리능력은 50 GWe의 전기 생산과 상응하는 약 1,400 MTU/yr 수준으로 0.5~1.0 MCi/yr의 수용액 트리튬 폐기물을 환경으로 방출하고 있으며, 특히 지하수의 오염과 관련하여 철저한 트리튬의 관리를 요구받고 있음.

## 1.2. 국내 트리튬 처리기술 개발의 필요성

핵확산저항성 핵연료주기공정에서 발생하는 트리튬 폐기물은 사용후핵연료의 탈피복관 과정 등에서 기체 또는 증기상태로 배출됨. 2010년 국내 PWR에서 발생하는 사용후핵연료의 추정량은 표 3과 같이 332 MTU 수준임. 우라늄 농축도가 3.21%  $UO_2$ , 연소도가 35,500 MWe·d/MTU인 사용후핵연료를 10년간 냉각시켰을 때 트리튬 농도는 ORIGEN2에 의해 286 Ci/MTU로 계산되므로 핵연료주기공정에서 발생하는 트리튬 폐기물의 총량은 연간 95 kCi수준으로 ALARA 개념으로 안전하게 처리되어야 함.

현재 우리나라의 트리튬 응용기술은 매년 6 kCi의 트리튬을 전량 수입하여 사용할 정도로 매우 낮은 수준임. 그러나 2005년 월성 TRF의 가동에 따라 매년 7 MCi의 트리튬이 생산되고, 정부가 RI(방사성동위원소) 이용 활성화 정책을 추진하고 있으므로 트리튬 응용 기술의 발전 속도와 이에 따른 트리튬의 수요량이 급격히 증가할 것으로 예상됨.

## 2. 국내외 트리튬 처리기술 현황

### 2.1. 트리튬의 관리기준

국내의 경우 방사성 물질인 트리튬의 유도한도(연간섭취한도, 유도공기중농도 및 배출관리기준)는 표 4와 같이 과학기술부 고시 “방사선방호등에 관한 기준”에 명시되어 있음. 트리튬의 화학적 형태를 7 가지로 분류하였는데, 물리적 상태(기체와 액체)와 유기물과의 결합상태를 기준으로 분류하였음. 배기 또는 배수 중의 배출관리 기준은 일반인이 이러한 농도를 갖고 대기 또는 수중으로 트리튬을 흡입하거나 섭취할 경우에 받는 피폭선량이 일반인의 선량한도에 해당하는 유도된 수치임. 삼중수소가 결합된 물 즉 트리튬 산화물의 경우 배수 중의 배출관리 기준은 40,000 Bq/ℓ 임을 알 수 있음.

음용수의 트리튬 허용농도는 미국 Environmental Protection Agency (EPA)의 규제치의 경우 20,000 pCi/ℓ = 740 Bq/ℓ 이며, 캐나다 온타리오 안전 지침의 경우 7,000 Bq/ℓ 임. 캐나다의 경우 SRB Technology사의 트리튬 발광선원 제조공장이 위치한 온타리오주 Pembroke에서 1999년 일어난 트리튬 누출사고를 계기로 주의회 자문단은 음용수의 트리튬 허용농도를 100 Bq/ℓ 로 낮출 것을 권고하였음. 이러한 음용수 허용치는 음용수로 사용될 가능성이 있는 트리튬관련 시설 주변의 지하수에 엄격히 적용되고 있음. 향후 국내에서도 트리튬에 대한 관심이 높아지면, 국민 보건 향상측면에서 음용수의 트리튬 허용농도의 규제가 선진국 수준으로 이루어질 것으로 전망됨.

### 2.2. 국외 트리튬 처리기술 현황

#### 2.2.1. 기체 트리튬 처리기술

##### 2.2.1.1. 산화-흡착 기술

트리튬 관련 시설 작업환경, 환기 및 배기계통에서 존재하는 기체 트리튬의 제염은 촉매산화 내지는 고온 열분해에 의하여 산화물로 전환시켜 흡착 회수하고 있음[2]. 귀금속 촉매를 이용한 기체 트리튬의 산화는 150°C 이상에서 충분히 트리튬 산화물로 전환될 수 있는 반응활성을 가지기 때문에 고온 열분해보다는 경제적인 공정으로 알려져 있음. 트리튬 산화물의 흡착 제염 기술은 공정자체가 기계적으로 단순하고 조작 및 보수가 용이하기 때문에 증수로의 증수증기회수 계통에 적용되는 기술로서 주기적 흡착 및 재생 운전모드로 증수 및 트리튬 회수를 극대화 하고 있음.

이러한 흡착 제염에서 광범위하게 사용되는 molecular sieve는 약 18%까지의 흡수율을 나타내고 열적 안전성이 우수하기 때문에 고온에서 물리적으로 흡착된 모든 수분을 탈착시키므로 재생이 가능함. 그러나 실제 재생모드 온도에서는 트리튬으로 치환된 결합수의 탈착이 용이하지 않아 흡착제의 트리튬 메모리 용량으로 보존되므로 다음 흡착 주기에서 영향을 미칠 수 있음. 일본 및 유럽연합에서는 이러한 사용후 흡착제의 결합 보존 트리튬을 동위원소 교환반응으로 탈착시켜 비방사성 폐기물로 전환시키는 기술을 개발하고 있음[3]. 캐나다 CRL 및 이탈리아 JRC에서는 제올라이트 구조 흡착제의 고유 산화물 결합수에 의한 트리튬 잔존 메모리 문제를 해소하기 위하여 새로운 흡착제를 개발하고 있다. 고성능 흡착제 적용으로 개발이 가능한 무기 산화물로는 Silicalite, Silicoaluminophosphates(SAPO), Metalloaluminophosphates(MeALPOs), Aluminophosphates (ALPOs), VIP-5, Aluminoborates, Beryllphosphates 등 제올라이트 구조 산화물들이 여기에 속함.

일본 원자력연구소 트리튬 프로세서 연구동(TPL)에 설치된 트리튬 포집·저장시설(TREX)의 경우 글로브 박스내부와 건물내 작업환경의 환기계통은 최종적으로 트리튬 제거공정(TRS)을 거치게 되어 있음[4]. 이 공정은 촉매산화 반응기, 제올라이트 흡착탑(2기), 순환 펌프, 가습기, 트리튬 모니터 등으로 되어 있다. 이 설비는 필요시 관류형 내지는 순환모드 선택 운전이 가능하며, 배기는 항상 촉매산화 반응기를 통과시켜 굴뚝으로 폐기되고 트리튬 농도가 높게 되면 제올라이트 흡착탑 2기를 직렬로 가동시킬 수 있고, 촉매산화 반응기는 수소뿐만 아니라 탄화수소도 산화되기 때문에 500℃까지 촉매탑 고온 운전이 가능함.

#### 2.2.1.1. 기타 요소 기술

여러 가지 기체 중 트리튬 분리 및 전환 기술은 물과 메탄 같은 불순물 기체로부터 트리튬을 제거하는 공정에 적용됨. ITER의 경우 Pd/Ag alloy membrane permeator와 결합된 Ni/kieselguhr 촉매층을 이용하여 불순물 기체흐름 중의 트리튬 농도를 0.1% 이하 수준으로 감소시키는 제염계통을 설계하였음[5].

기체상의 수소동위원소 분리 방법 중에서 초저온 증류공정이 월성 TRF와 같은 대용량의 상용 설비에는 가장 적합한 것으로 알려져 있으나 수소 액화점 근처의 초저온에서 운전해야 하는 단점을 가지고 있음. 크로마토그래피를 이용한 분리방법은 운전과 구조가 단순하고 분리효율이 높은 장점이 있으나 아직은 분리효율이 충분치 못하여 지속적인 연구가 필요한 상태임[6].

#### 2.2.2. 유기상 트리튬 처리기술

벨기에의 SCK·CEN은 제약산업에서 생성된 유기상 액체 트리튬폐기물을 약 20년간 저장해왔음. 이 폐기물은 95%가 메탄올과 물의 혼합물이며, 나머지 5%는 에테르와 클로로포름 등의 유기물로 구성되어 있음. 폐기물의 양은 178ℓ이고 트리튬의 방사능은 1.65 TBq이며, 2.5ℓ의 유리용기 70개에 저장되어 있음. 벨기에 정부와 규제기관은 SCK·CEN 측에 유기상 트리튬폐기물을 처리하여 비휘발성 형태로 장기간 보관할 것을 요청하였음. 용매혼합물을 파괴시키는 기술로서 열산화 직후 촉매산화하는 방법을 이용하였는데 파괴효율은 99.999% 이상임을 확인하였음. 이 계통에 유기상 액체 또는 증기상 폐기물을 직접 주입할 수 있는데, 용량은 일간 수 리터 수준임. 반응열은 외부 냉각 또는 물을 함께 주입하는 방법으로 쉽게 제거될 수 있으며, 생성된 물은 반응기 배출부에서 분리됨. 이 계통의 심장부는 그림 1에 나타난 바와 같이 2단계 고온 반응기로 용매는 산화제인 산소에 의해 고온의 연소실로 분사되어 주입됨[7]. 연소실 후단의 알루미늄 diffuser에서 산화생성물과 과잉 산소가 재혼합된 후 알루미늄에 백금이 0.5% 담지된 고온의 촉매층을 통과하는데, 반응기를 떠나는 기체들은 응축과 비응축 기체로 분리됨. 반응기 외부 벽에 두 개의 히터가 부착

되어 있는데, 연소실의 온도를 750℃로 촉매층의 온도를 700℃로 조절하는데 사용되고, 연소실 히터 아래에 설치된 질소냉각장치는 필요시 반응열을 제거하는 데 사용됨.

미국의 경우 용매 등의 유기상 트리튬폐기물은 두 가지 형태의 처분 규제를 받기 때문에 제거하기가 어려움. 즉, 발화성이므로 EPA 규칙상 위험폐기물로 간주됨과 동시에 DOE 규제상 방사성 폐기물로 취급됨. 유기상 트리튬폐기물은 위험하고 방사성이므로 혼합폐기물(mixed wastes)로 분류됨. EPA에 따르면, 고방사능의 트리튬을 함유한 혼합폐기물을 처분할 시설도 없으며, 이 혼합폐기물의 처리 방안은 극히 한정적이고 많은 비용이 소요될 것으로 예상됨. 2001년 12월 로렌스 버클리 국립 연구소의 National Tritium Labelling Facility(NTLF)가 폐쇄되었는데 유기상 트리튬폐기물 15ℓ가 발생되었음. 이를 처리하기 위하여 촉매산화계통이 개발되었는데, 원리는 유기물을 산화시켜 파괴하고 생성된 트리튬 산화물을 수집하는 것으로 SCK·CEN의 그것과 유사함.

### 2.2.3. 수용액 트리튬 처리기술

수용액 트리튬폐기물의 처리는 주로 HTO 형태의 트리튬 산화물에 포함되어 있는 트리튬을 제거하여 H<sub>2</sub>O 형태의 비방사능 물로 제염하는 과정으로 물 탈삼중수소 (water detritiation)이라고 함. 처리공정의 1단계는 수용액상의 트리튬을 기체상으로 전이하는 것으로 백금촉매상의 화학교환 (HTO + H<sub>2</sub> = H<sub>2</sub>O + HT) 또는 물의 분해 (HTO → HT + 1/2 O<sub>2</sub>)에 의해 가능함. 1단계 공정은 증기상촉매교환(VPCE), 액상촉매교환(LPCE), 전기분해와 CECE 공정이 있을 수 있음. 기체상으로 전이된 트리튬 (HT/H<sub>2</sub>)은 2단계에서 수소상의 트리튬이 농축되는데, 초저온증류(CD)가 주로 이용되고 있으며 소용량의 경우 GC가 적용될 수도 있음[8].

VPCE, LPCE 및 전기분해 공정이 수용액상의 트리튬을 단지 기체상으로 전이시키는 것과 달리 CECE 공정은 수소동위원소를 탈기하고 농축할 수 있음. 즉 물을 수소로 분해하는 전해조와 트리튬을 농축하는 LPCE 탑으로 구성되어 있음. 그림 2에 CECE 공정을 포함한 트리튬폐기물 처리공정을 도시하였는데, CECE 공정에서 트리튬은 탑하부에서 농축되고 트리튬이 제거된 수소는 탑상부에서 배출됨. 트리튬은 LPCE 탑상부로 공급되는 자연수에 의해 탈기되고, 전기분해조에서 농축되며 기체상태의 트리튬 농축 생성물이 탑하부에서 고정화시스템으로 이송됨. CECE 공정의 개발을 위해 캐나다의 AECL, 미국의 DOE 산하 Mound site, 일본의 JAERI, 벨기에의 원자력연구센터(SCK/CEN), 러시아의 원자력 물리 연구소(Nuclear Physics Institute) 등에는 실험실 또는 pilot 규모의 연구를 수행한 바 있음.

현재 세계의 핵연료재처리공장은 주로 PUREX 공정을 이용하고 있는데, 공정의 특성상 100m<sup>3</sup>/MTU 수준의 많은 수용액 트리튬 폐기물이 발생되며 그 농도는 3.5~7.0 mCi/ℓ 수준임[9]. 바닷가에 있는 공장들은 이 폐기물을 바다로 직접 방출하고 있으나, 미국 DOE 산하 Hanford site 등과 같이 내륙에 위치한 공장들은 지하수중의 트리튬 농도를 EPA의 음용수 허용치 이하로 유지시키기 위해 대량의 트리튬폐기물을 경제적으로 처리하는 기술은 물론 저장하는 방법의 개발을 활발하게 진행하고 있음. Hanford site에서의 폐수중 트리튬 처리시설의 기술적 성능 요건은 연간 1~4백만 gallon의 폐수에 포함되어 있는 2~3백만 pCi/ℓ의 트리튬을 2만 pCi/L이하로 감소시키는 것임.

### 2.3. 국내 트리튬 처리기술 현황

1989년 한국원자력연구소와 전력연구원은 과기부의 요구에 따라 트리튬에 의한 월성원전 종사자는 물론 주변 주민의 피폭감소와 환경오염방지를 위해 트리튬 제거방안에 대한 기술적, 경제적 검토를 한 결과, 2013년까지 약 30MCi의 누적 및 2,300man-rem 작업종사자의 피폭이 예상되어 트리튬 제거시설의 설치가 불가피함을 제시하였음. 그 후 한국원자력연구소는 이를 위한 기반기술을 확보하기 위해 초저온 증류기술(CD), 액상촉매 교환(LPCE)용 촉매 개발 등 트리튬 제거용 단

위공정 장치개발에 주안점을 두고 연구를 수행해 왔으며, 1999년부터 전력연구원과 공동으로 TRF를 위한 파일럿 실증연구를 수행하였음. 월성 2,3,4호기의 건설 이후 한국수력원자력주식회사는 AECL을 설계의 주계약자로 하여 TRF를 건설 중에 있으며, 2005년 이후 가동될 예정임. 월성 TRF는 LPCE와 CD로 설계되었으며, 특히 한국원자력연구소와 전력연구원이 공동으로 오랫동안 개발해온 LPCE 공정용 소수성 백금촉매가 핵심소재로 사용되게 되었음.

월성 원전의 삼중수소 환경방출량은 연간 400 TBq 수준이며, 기체상 방출량이 전체의 80% 수준임. 기체 트리튬 환경방출량은 중수 증기회수시스템의 성능에 좌우되는데, 1호기의 중수 증기회수 시스템에는 10개의 dryer가 설치되어 있으며, 중수 증기의 흡착제로서 약 22m<sup>3</sup>의 molecular sieve 13X가 충전되어 있음. 고성능 흡착제를 적용할 경우 중수 증기회수시스템의 성능 제고를 통해 ALARA 개념에 입각한 트리튬 환경방출량의 저감화를 이룰 수 있음.

2005년 이후부터 가동 예정인 TRF의 최종 생성물은 99.0%이상의 트리튬 기체이며, 금속 트리타이드 형태로 안전하게 보관되어야 함. 한국원자력연구소에서는 월성 TRF의 저장시스템에 사용되는 500 kCi급 트리튬 저장용기, 이 저장용기를 월성 원전 외부로 운송하기 위한 운반용기 및 향후 트리튬의 취급에 대비하기 위한 취급시스템을 개발함으로써 500 kCi급 트리튬 저장용기를 국산화하고, 향후 트리튬 활용에 대비하기 위한 기반기술을 확보하기 위한 연구를 수행중 임. 수행된 주요 기술은 금속 수소화 관련 저장재 및 수소동위원소 흡탈장 특성기술, 저장용기와 운반용기의 제작 및 시험 평가 기술, 트리튬취급시스템관련 수소 rig와 글러브 박스 설계기술 등이 포함됨.

국내 핵확산저항성 핵연료주기공정의 경우 사용후핵연료의 탈피복관 과정 등에서 트리튬이 기체 또는 증기상태로 핵연료에서 방출됨. 이 트리튬을 산화-흡착 복합공정 등으로 적절히 수집하면 기존의 재처리공장에서 발생하는 트리튬 폐기물에 비해 농도는 2~20 Ci/l로 높은 반면에 수용액 처리량은 매우 적을 것으로 예상됨. 따라서 기존의 재처리공장에 비해 경제적인 액체 트리튬폐기물 처리기술을 효과적으로 확보할 수 있을 것으로 판단됨. 최적공정으로 유망한 CECE 공정은 크게 촉매교환탑과 전기분해조로 구성되어 있는데, 촉매교환탑의 기능은 Sulzer 사가 상세 설계한 월성 TRF의 촉매교환탑과 동일하나 그 구조는 처리량 감소에 따른 친수성 충전물의 변화로 크게 달라짐.

### 3. 결 론

기체 트리튬폐기물을 처리하는 산화-흡착 복합공정과 수용액 트리튬폐기물을 처리하는 CECE 공정 등을 포함한 트리튬 폐기물 처리공정은 국내 트리튬취급시설로부터 발생하는 다양한 트리튬 폐기물의 안전한 처리에 직접 활용. 핵확산저항성 핵연료주기공정에서 발생하는 기체 트리튬 폐기물의 처리에 직접 활용하고, 유기상 트리튬 폐기물 처리기술 등은 트리튬 관련 산업체에 이전하여 트리튬 자원화에 기여. 한국형 CECE 공정을 개발하기 위해서는 국산 KAERI/KEPRI 촉매를 사용할 수 있는 소형 촉매탑을 국산화하고 이를 이용한 CECE 공정의 실증실험 및 설계기술의 확보가 필요함. 이러한 트리튬 폐기물의 처리기술 개발은 국민 보건 향상과 원자력 산업의 지속적인 발전을 위한 기술력 기반조성 및 국민의 방사성 폐기물에 대한 긍정적 이미지를 심어 주는데 필수적임.

\* 감 사 : 본 연구는 과학기술부의 원자력연구 개발사업의 일환으로 수행되었음.

## 참 고 문 헌

1. J.E. Phillips & C.E. Eastery, *Nuclear Safety*, **22**(5), 612-626 (1980)
2. Y. Sakuma, et. al., *Fus. Eng. & Des.*, **49**, 939-943 (2000)
3. F. Toci, et. al., *Fus. Eng. & Des.*, **28**, 373-377 (1995)
4. M. Tanase, et. al., *J..Nucl. Sci. & Tech.*, **25**, 198-203 (1988)
5. H. Yoshida, et. al., *Fus. Eng. & Des.*, **55**, 313-323 (2001)
6. S. Ueda, et. al., *Fus. Sci. & Tech.*, **41**, 1146-1150 (2002)
7. W.T. Shmayda, et. al., *Fus. Sci. & Tech.*, **41**, 721-725 (2002)
8. D.A. Spagnolo and A.I. Miller, *Fus. Tech.*, **28**, 748-754 (1995)
9. G. Vasaru, Tritium Isotope Separation, pp. 12-14, CRC Press (1993)

표 1. 원자력발전에 의한 트리튬 생성속도

Reactor Type	MW/yr <sup>1)</sup>	TBq/MW/yr <sup>2)</sup>	TBq/yr	Ci/yr	MCi/yr
LWR	329,230	1.00	329,230	8,898,108	8.90
HWR	17,180	89.00	1,529,020	41,324,865	41.32
HTGR	10,864	0.74	8,039	217,280	0.22
LMFBR	1,039	1.30	1,351	36,505	0.04
소계	358,313		1,867,640	50,476,758	50.48

<sup>1)</sup> Nuclear power plant information by IAEA (2003/10/20)

<sup>2)</sup> J.E. Phillips & C.E. Eastery, *Nuclear Safety*, **22**(5), 1980

표 2. 원자력발전에 의한 트리튬 누출속도

Reactor Type	MW/yr <sup>1)</sup>	TBq/MW/yr <sup>2)</sup>	TBq/yr	Ci/yr	MCi/yr
LWR	329,230	0.024	7,902	213,555	0.2136
HWR	17,180	0.890	15,290	413,249	0.4132
HTGR	10,864	0.022	239	6,460	0.0065
LMFBR	1,039	0.020	21	562	0.0006
소계	358,313		23,452	633,825	0.6338

<sup>1)</sup> Nuclear power plant information by IAEA (2003/10/20)

<sup>2)</sup> J.E. Phillips & C.E. Eastery, *Nuclear Safety*, **22**(5), 1980

표 3. 국내 사용후핵연료의 발생량 추정치 (unit : MTU)

Year	PWR		CANDU		Total	
	Annual	Cumul.	Annual	Cumul.	Annual	Cumul.
1997	-	1,823	-	1,410	-	3,233
2000	203	2,376	376	2,256	579	4,672
2005	258	3,518	376	4,136	634	7,654
2010	332	5,067	376	6,016	708	11,083
2015	464	7,177	282	7,708	746	14,885
2020	464	9,497	282	9,118	746	18,615

표 4. 국내 트리튬의 유도한도 기준

	화학적 형태	연간 섭취한도	유도 공기중농도	배기/배수중의 배출관리기준
		Bq	Bq/m <sup>3</sup>	Bq/m <sup>3</sup>
흡입	G, 삼중수소가 결합된 물	1E+09	3E+05	3E+03
	G, 유기적으로 결합된 삼중수소	5E+08	2E+05	2E+03
	G, 원소상태의 삼중수소	1E+13	5E+09	4E+07
	G, 삼중수소가 결합된 메탄	1E+11	5E+07	4E+05
섭취	삼중수소가 결합된 물	1E+09	-	4E+07
	유기적으로 결합된 삼중수소	5E+08	-	2E+07

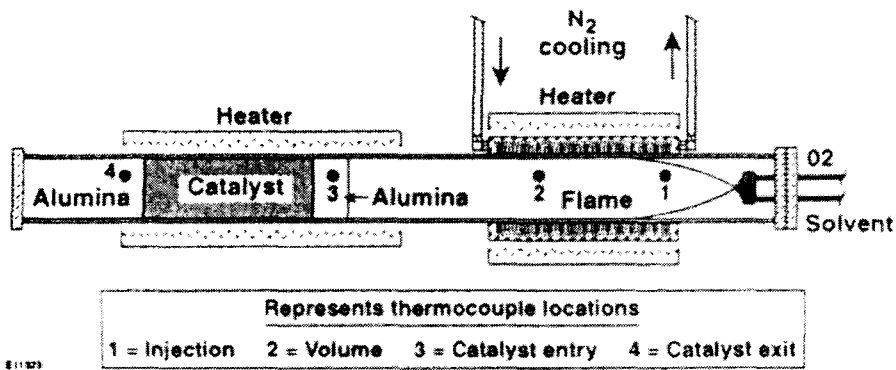


그림 1. 유기상 트리튬 처리시스템의 개략도

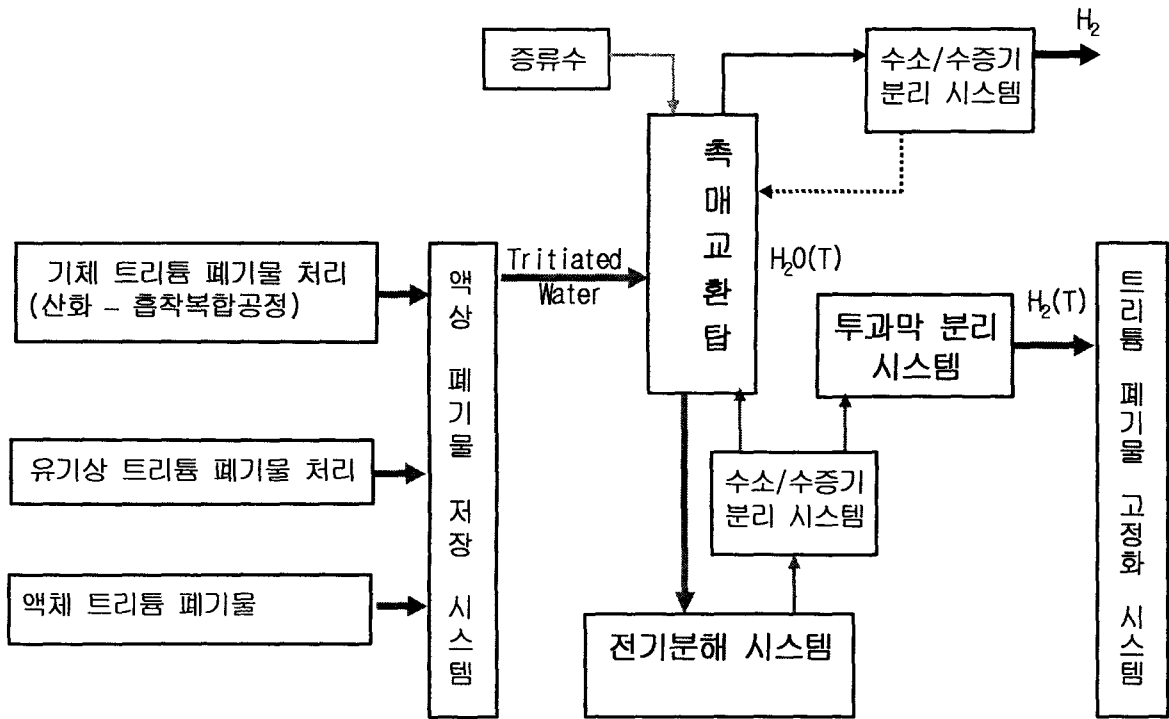


그림 2. 트리튬 폐기물 처리공정