

GOVP1200516311

621.4838  
73732  
u.2

최종연구보고서

KAERI/RR-2421/2003

## 트리튬 취급기술 개발(II)

### Development of Tritium Handling Technology(II)

연구기관  
한국원자력연구소

과학기술부



## 제 출 문

과학기술부 장관 귀하

본 보고서를 “트리튬 취급기술개발” 과제의 최종보고서로 제출합니다.

2004. 2. 29.

주관연구기관명 : 한국원자력연구소

주관연구책임자 : 정 홍 석

연 구 원 : 안 도 회, 김 광 락, 임 성 팔, 이 성 호,  
백 승 우, 이 민 수, 박 현 수, 신 영 준,  
김 관 현, 심 명 화

석사 후 연수생 : 홍 창 섭, 최 현 순, 황 창 숙

위탁연구기관명 : 한전 전력연구원

공동연구책임자 : 송 규 민

연 구 원 : 손 순 환, 이 숙 경, 김 광 신, 정 은 수, 이 성 진

위탁연구기관명 : 한국과학기술원

위탁연구책임자 : 이 건 재

연 구 원 : 육 대 석, 정 해 용, 송 민 철, 황 기 하,  
김 성 일, 이 상 철, 강 상 희, 이 창 민,  
김 용 한, 홍 대 석, 신 재 전, 김 국 기

최종연구보고서 초록

|  |   |                  |                            |      |                      |
|--|---|------------------|----------------------------|------|----------------------|
| 과제관리<br>번호   |   | 해당단계<br>연구기간     | 2001. 4. 1~<br>2004. 2. 29 | 단계구분 | (2단계)/(2단계)          |
| 연구사업명  | 중 사업명   | 원자력연구개발 중·장기계획사업 |                            |      |                      |
|  | 세부 사업명  |                  |                            |      |                      |
| 연구과제명  | 대과제명  |                  |                            |      |                      |
|  | 단위과제명   | 트리튬 취급기술 개발      |                            |      |                      |
| 연구기관명<br>(연구책임자)   | 한국원자력연구<br>소(정홍석)   | 해당단계<br>연구인력     | 내부 :16.55M·Y               | 연구비  | 정부 :2,499,26<br>8 천원 |
|  |   |                  | 외부 : 8.93M·Y               |      | 민간 : 20,000 천원       |
|  |   |                  | 계 :25.48M·Y                |      | 계 :2,519,26<br>8 천원  |
| 위탁연구   | 연구기관: 한전 전력연구원  |                  | 연구책임자: 송규민                 |      |                      |
| 위탁연구   | 연구기관: 한국과학기술원   |                  | 연구책임자: 이건재                 |      |                      |
| 국제공동연구   | 상대국명:   |                  | 상대국연구기관명:                  |      | 참여기업                 |
| 색인어<br>(각 5개 이상)   | 한글 : 트리튬, 삼중수소, 저장, 특정기술주제보고서, 취급                         |                  |                            |      |                      |
|  | 영어 : hydrogen, isotope, storage, topical report, handling |                  |                            |      |                      |
| 요약(연구결과를 중심으로 개조식 500자 이내)   |   |                  |                            | 면수   |                      |
| <p>1. 연구개발 목표 및 내용<br/>500kCi급 트리튬저장용기 특정기술주제보고서 작성과 시제품,<br/>트리튬 취급시스템 기술 확보</p> <p>2. 연구결과<br/>가. 500kCi급 트리튬저장용기 제작, 성능 평가 및 기술이전<br/>나. 트리튬 운반용기 KT-500의 특정기술주제보고서 작성<br/>다. 트리튬 취급시스템 설계, 제작 및 안전성 성능시험 수행</p> <p>3. 기대효과 및 활용방안<br/>가. 월성TRF(삼중수소제거설비)에 500kCi급 트리튬저장용기 공급<br/>나. 트리튬 운반용기 KT-500은 ITER 핵융합연구 및 국내외 트리튬 산업에 활용<br/>다. 트리튬 취급시스템은 트리튬 연구 및 산업에 활용</p> |   |                  |                            |      |                      |

210mm×297mm

- 주) 1. 과제관리번호는 기재하지 않음  
2. 본 초록은 전산파일과 함께 제출.



## 요 약 문

### I. 제목 : 트리튬 취급기술 개발(II)

### II. 연구개발의 목적 및 필요성

중수로형인 월성 원전에서 트리튬(또는 삼중수소, 트리티움, tritium)은 주로 중수 중의 중수소와 중성자와의 반응에 의해 생성되며, 그 생성속도는 자연붕괴 등의 소멸속도보다 상대적으로 크므로 발전소 가동 연수가 증가함에 따라 계통중수 중의 트리튬 농도는 증가한다. 중수로형 원전 4기에서 발생하는 트리튬은 4MCi/a에 달하고 있다. 트리튬이 체내로 흡수되면 방사선 장해를 일으킬 수 있다. 트리튬에 의한 피폭으로부터 작업자, 주변 환경 및 주민을 보호하기 위해서는 가능한 한 트리튬 농도와 환경 방출량을 줄일 필요가 있으므로 우리나라는 삼중수소제거설비(TRF : Tritium Removal Facility)를 월성 부지에 건설 중이다. 월성 TRF의 운전을 통하여 계통 내 트리튬 농도와 및 환경 방출량을 감소시키고 트리튬에 의한 피폭으로부터 작업자는 물론 주변 환경과 주민을 보호함으로써 중수로형 원전의 대국민 신뢰도가 크게 증진될 것으로 기대된다.

TRF 공정의 기술적인 특징은 중수 중에 산화물 형태로 존재하는 트리튬을 기체상의 트리튬으로 전이시키고 분리하여 저장하는 것이다. 이는 기체상의 트리튬이 산화물 형태에 비해 방사선 위해도가 1/10,000 이하인 안전성을 고려한 것이다. 또한 기체상의 트리튬을 저장하는 방법은 기체압축, 액체수소, 저온흡착과 금속 트리타이드화(metal tritide) 등이 있는데, 상온과 상압에서 저장이 가능하므로 가장 안정성이 뛰어난 금속 트리타이드화를 통한 트리튬 고정화가 TRF에 적용되고 있다. 따라서 500kCi급 트리튬 저장용기 시제품을 개발하고, 특정기술주제보고서를 작성하며, 트리튬 취급 시스템 기술을 개발하는 일은 원전의 대국민 수용성 확보에 필요한 일이다.

### III. 연구개발의 내용 및 범위

본 연구의 주된 내용은 500kCi급 트리튬 저장용기를 개발하고, 특정기술주제보고서를 작성하고 트리튬 취급시스템 기술을 개발하는 것이다. 트리튬 저장용기의 설계 조건을 설정하고, 재료를 선정하여 500kCi급 시제품을 제작한다. 저장특성을 실증하기 위해 회분식 흡장성능을 확인한다. 트리튬 저장체 활성화와 저장실험 그리고 트리튬

저장재의 안전성 시험과 수소화물의 상온안전성 및 발화시험을 수행한다.

특정기술주제보고서 작성을 위하여, 용기 포장 및 운송 기술과 관련 법규를 분석하고, 방화 단열 및 낙하 내 충격 설계를 하고, 품질보증 절차에 따라 제작 및 성능시험을 한다. 법규에 따라 낙하시험과 방화시험을 수행한다. 트리튬 취급 시스템의 안전성 시험을 위해 취급rig내 수소의 취급과 glove box의 건전성 시험을 수행한다. 저 농도 수소모니터를 설치, 수소농도를 감시하고, 자체 개발한 저온 기체크로마토그래피장치로 동위원소 및 헬륨을 분석한다.

#### IV. 연구개발결과

트리튬 저장용기는 50년간 안전하게 500kCi의 트리튬을 저장할 수 있도록 설계되었으며, 제작 시 품질 보증을 적용하고 성능시험을 통해 현장 사용 가능한 수준으로 제작되었다. 제작 및 검사는 KEPIC QAP의 18개 항목의 요건에 따른 품질보증계획서를 적용하고 저장용기 시제품의 검사는 ASME 코드에 따라 수행하였다. 특정기술주제보고서 작성을 위해 트리튬 저장 및 운반을 위한 용기를 제작하고 법규에 따른 시험을 수행하여 안전성을 확보하였다. 트리튬 취급 시스템의 안전성 시험을 위해 취급rig내 수소의 취급과 glove box의 건전성 시험을 수행하였다. 저 농도 수소모니터로 수소농도를 감시하고, 자체 개발한 저온 기체크로마토그래피장치로 동위원소 및 헬륨을 분석하였다.

#### V. 연구개발결과와 활용 계획

본 연구에서 개발한 500kCi 용량의 트리튬 저장용기는 시제품을 제조하여, 성능 시험과 안전성 검사 및 품질 보증을 거친 것으로 월성원전에 사용 가능한 것으로 개발되었다. 500kCi 용량의 트리튬 저장용기는 월성 삼중수소제거설비에 활용될 것이다. 특정기술주제보고서 작성으로 운반용기의 국산화가 가능하게 되었다. 본 연구는 월성 원전을 위한 트리튬 저장용기 공급에 활용되어, 원활하고 안전한 원전 운전에 기여하게 될 것이다. 한편 월성 TRF가 가동되면 우리나라는 세계 주요 트리튬 국가가 될 것이다. 트리튬은 발광성 반도체, 베타 핵 전지 및 ITER 핵융합연료 등에 필수적인 중요 에너지 자원이다.

경제적으로는 월성 TRF에의 표준 저장용기 공급과 임시 저장용기 및 분배 활용을 위한 소형 용기가 제조되어 원자력 발전소 수명 기간 동안 지속적으로 월성 및 관련 기관 업체에 사용될 것이다. 트리튬은 중요한 자발광원으로 표시 장치, 발광성 반도체 등에 유용하게 활용될 것이다. 또한 본 연구를 통해 우리나라는 TRF 설계 기술에 있어서 촉매 부분에 이어 취급 및 특수 분리, 저장 기술을 확보하게 되어 관련 기술은

국제협약 범위 내에서 해외 진출도 가능할 것으로 전망된다.

사회적으로 볼 때, 본 연구를 통해 트리튬이 안전하게 장기 저장되게 되므로 이는 대국민 원자력 수용성 증진에 기여할 것이다. 여러 해 전 월성에서의 오염 중수 누출의 언론 보도로 인한 국민의 불신감 해소에 본 연구는 한 역할을 담당할 것으로 생각된다. 트리튬은 의약 분야에 활용되어 국민 보건 증진에 기여할 것이다. 한편 붕괴 생성물인 헬륨 동위원소는 희귀 원소로 매우 고가이며, 현재는 중성자 검출 및 특수 극초저온 연구 등에 사용되지만, 향후 무공해성 융합 연료로도 기대되는 물질이다.

중장기적으로 본 연구는 향후 하나로 트리튬 오염처리 및 핵학산저항성 핵연료주기에서의 트리튬 오염처리 연구를 거쳐 트리튬 신산업 창출에의 기여가 기대된다.

## SUMMARY

### I. Project Title : Development of Tritium Handling Technology(II)

### II. Objective and Importance of the Project

The buildup rate of tritium in heavy water moderator and coolant of pressurized heavy water reactors in Wolsong Nuclear Power Plant is about 4MCi/a. The accumulation of tritium caused by the (n, $\gamma$ ) reaction on deuterium is usually assumed to follow simple exponential kinetics, determined by the neutron flux and the decay rate of tritium to helium-3. Spills of heavy water may result in unacceptable radiation doses to plant workers and cause power plants to exceed tritium emission limit. The control of tritium is of increasing concern to the power reactor industry and general public in Korea.

A tritium removal facility(TRF) is judged to be effective in reducing radiological impact of tritium. Korea Hydro & Nuclear Power Company is going to operate Wolsong TRF in 2005. Tritium gas drawn off in the final process of Wolsong TRF should be immobilized on titanium metal sponge as a tritide.

### III. Scope and Contents of the Project

Elemental tritium is usually stored as a metal tritide in special storage vessels. The reason for this is that the reaction between hydrogen isotopes and tritiding metals is spontaneous at ambient temperature yielding a tritide of very low dissociation pressure. Titanium has been used for the storage of hydrogen isotopes in this study. The properties of the metal/hydrogen isotope system such as the total storage capacity, the equilibrium pressure isotherms, and the influence of impurity helium on the kinetics of hydrogen isotopes, etc. were experimentally studied.

Helium generated from the decay of separated tritium partially weakens the strength of stainless steel. For that reason, the factors related to the safety of tritium storage vessel were reviewed and evaluated. A computer code was developed to evaluate the environmental impact of tritium released from the Wolsong TRF in the postulated accident.

#### IV. Results

Metal tritides have the advantage of significantly decreasing the volume required to store tritium without increasing the pressure of storage vessel. Titanium hydride is not pyrophoric at ambient temperatures, and has been usually used for the long-term storage of tritium. It is rarely prone to spontaneous ignition in air. Following the hydriding process, if titanium hydride is exposed to air under controlled conditions, only a small quantity of hydrogen is released from the metal as the oxide layer forms on the metal surface. Following formation of the oxide layer, titanium hydride is stable in air. Hydrogen isotopes will not be released unless the metal hydride temperature is significantly increased.

The experimental thermodynamic P-C-T data show that titanium soaks up hydrogen isotope gas at a temperature of a few hundred °C and modest pressures. Eventually compounds are formed in the metal matrices upon cooling having the stoichiometry  $TiH_{1.0}$ . It was found that more hydrogen is dissolved in the metal than deuterium at constant pressure. Thus, the lighter isotope tends to be enriched in the solid phase.

The use of hydrogen isotopes in a PHWR raises particular safety issues due to the combined effects of their physico-chemical properties and radioactive nature. Even if the safe handling of hydrogen isotopes has already been demonstrated, it is unanimously recognized that further efforts are still to be concentrated on the improvement of current concepts. The most prominent safety related aspects associated with the safe storage, analysis and recombination reaction of hydrogen isotopes are experimentally verified.

For radiological and thermal analysis, various computer codes were reviewed. MCNP code and HEATING code were used for radiological analysis and for thermal analysis, respectively. The calculated radiation on the outer storage vessel wall is zero. The rate of heat generation by exothermic reaction lasted 2~3 minutes and the rate of temperature increase compared with the initial temperature was up to 200°C. The temperature variation under the abnormal condition was evaluated as the maximum and the minimum variation. For the environmental impact assessment considering the fracture of tritium storage vessel, a code was developed. And the code comes to the conclusion that the safety of Wolsong TRF building was ensured.

## V. Proposal for Applications

It is intended to package the tritium of Wolsong TRF in a form that allows safe storage indefinitely. To meet this requirement the tritium will be immobilized in hydriding titanium so that in event of failure of the container, tritium would not be released. The metal tritide will be stored in a stainless steel vessel which will serve both as a hydriding reaction vessel and a storage vessel. This study will be used for the safe storage of the metal tritide for the Wolsong Nuclear Power Plant.

# CONTENTS

|   |     |
|---|-----|
| 1. Introduction .....                             | 27  |
| 2. State of the Arts .....                        | 28  |
| 3. Theoretical and Experimental .....             | 31  |
| 3-1. Characteristics of Tritium .....             | 31  |
| 3-2. Storage of Hydrogen Isotopes .....           | 37  |
| 3-3. Topical Report and Safety Analysis .....     | 218 |
| 3-4. Handling of Hydrogen Isotopes .....          | 367 |
| 3-5. Conclusion .....                             | 382 |
| 4. Achievements and Industrial Contribution ..... | 384 |
| 5. Proposal for Application .....                 | 385 |
| 6. References .....                               | 386 |

# 목 차

|       |                                 |    |
|-------|---------------------------------|----|
| 제 1 장 | 연구개발과제의 개요 .....                | 27 |
| 제 2 장 | 국내외 기술개발 현황 .....               | 28 |
| 제 3 장 | 연구개발 수행 내용 및 결과 .....           | 31 |
| 제 1 절 | 트리튬의 특성 및 취급기술 개요 .....         | 31 |
| 1.    | 트리튬의 특성 및 생성 .....              | 31 |
| 가.    | 트리튬의 특성 .....                   | 31 |
| (1)   | 트리튬의 핵적 특성 .....                | 31 |
| (2)   | 트리튬의 물리화학적 특성 .....             | 31 |
| (3)   | 트리튬의 생물학적 특성 .....              | 32 |
| 나.    | 트리튬의 생성 .....                   | 32 |
| (1)   | 천연계에서의 트리튬 생성 .....             | 32 |
| (2)   | 원전에서의 트리튬 생성 .....              | 32 |
| 2.    | 트리튬 처리 기술 .....                 | 33 |
| 가.    | 세계의 트리튬 분리현황 .....              | 33 |
| (1)   | 프랑스 Grenoble 공장 .....           | 33 |
| (2)   | 캐나다 Darlington 공장 .....         | 33 |
| (3)   | 기타 .....                        | 34 |
| 나.    | 트리튬 분리기술 .....                  | 34 |
| (1)   | 트리튬 분리공정개요 .....                | 35 |
| (2)   | 트리튬 이동을 위한 촉매공정 .....           | 35 |
| (3)   | 트리튬 농축을 위한 초저온 증류 공정 .....      | 35 |
| 다.    | 트리튬 저장, 용기 품질보증 및 처분 .....      | 36 |
| (1)   | 품질보증 .....                      | 36 |
| (2)   | 트리튬 용기 관리 및 최종처분 .....          | 36 |
| 제 2 절 | 트리튬 저장용기 시제품 제작, 성능 및 안전성 ..... | 37 |
| 1.    | 트리튬 저장용기 시제품 설계요건 .....         | 37 |
| 가.    | 저장용기 개요 .....                   | 37 |



|  |    |
|--|----|
| 나. 저장용기의 설계조건 .....                          | 37 |
| (1) 설계조건 .....                               | 37 |
| (2) 재질조건 .....                               | 37 |
| 다. 저장용기의 상세설계 .....                          | 38 |
| (1) 저장용기의 개요 .....                           | 38 |
| (2) 부품 사양 .....                              | 38 |
| 2. 트리튬 저장용기 시제품의 제작 검사 및 품질보증 .....          | 38 |
| 가. 용기의 제작요건 .....                            | 38 |
| 나. 용기의 품질보증 .....                            | 39 |
| 3. 트리튬 저장용기 시제품의 저장 및 탈장 특성 실증 실험 .....      | 41 |
| 가. 트리튬 저장체 활성화 저장실험 장치 .....                 | 41 |
| 나. 저장재의 수소동위원소 저장특성시험 .....                  | 43 |
| (1) 저장재 특성시험용 반응기 .....                      | 43 |
| (2) 티타늄 스펀지의 활성화 실험 .....                    | 44 |
| (3) 티타늄 스펀지의 수소 흡장 특성실험 .....                | 49 |
| (가) 저장재의 종류 .....                            | 49 |
| (나) 진공도 변화 .....                             | 51 |
| (다) 입자크기 .....                               | 53 |
| (라) 초기압력변화 .....                             | 53 |
| (마) 수소 및 중수소의 흡장특성 비교 .....                  | 56 |
| (바) 헬륨 함량 .....                              | 58 |
| (사) 초기 수소 저장량의 변화 .....                      | 60 |
| (아) 수소의 탈장특성실험 .....                         | 62 |
| (자) 티타늄 스펀지의 미분진 생성 .....                    | 62 |
| 다. 저장용기의 회분식 흡장성능 확인 실증실험 .....              | 64 |
| (1) 시험용 저장용기의 수소저장실험 .....                   | 64 |
| (가) 시험용 저장용기의 활성화 .....                      | 64 |
| (나) 시험용 저장용기의 회분식 수소저장 반응실험 .....            | 65 |
| (다) 11회 이후의 회분식 수소저장실험 .....                 | 69 |
| (2) 저장용기 시제품의 수소저장실험 .....                   | 73 |
| (가) 저장용기 시제품의 회분식 수소저장 특성 .....              | 73 |
| (나) 저장용기 시제품의 수소저장용량 확인 실험 .....             | 75 |
| 4. 저장 용기의 재료 평가, 수소화물의 발화 안전성 및 붕괴열 실험 ..... | 77 |

|  |     |
|--|-----|
| 가. 저장 용기의 재료 평가 .....                      | 77  |
| (1) 내화학적 시험 .....                          | 77  |
| (2) 기계적 강도 .....                           | 80  |
| (3) 내충격성 시험 .....                          | 82  |
| (4) 내화내열성 시험 .....                         | 84  |
| 나. 수소화물의 발화 안전성 실험 .....                   | 86  |
| (1) 수소화물 Ti의 발화점 안전성 실험 .....              | 86  |
| (가) 수소화물의 발화 실험(600~650℃ 기준) .....         | 88  |
| (나) 미분진 수소화물의 발화온도 실험 및 공기중 자연 발화성 .....   | 90  |
| 다. 트리튬 붕괴열에 따르는 온도 구배 확인(17W, 62℃기준) ..... | 90  |
| (1) 트리튬 붕괴열 계산 .....                       | 91  |
| (2) 실험 장치 .....                            | 92  |
| (3) 실험 결과 .....                            | 94  |
| 5. 저장용기 벽 확산 평가 및 수소화물의 수중 안전성 .....       | 96  |
| 가. 저장용기 벽의 트리튬 확산평가 .....                  | 96  |
| (1) 용기재료 내 수소동위원소 및 헬륨의 확산거동 .....         | 96  |
| (2) 트리튬 기체 폐기물 저장용기 개요 .....               | 96  |
| (3) 수소 동위원소 확산 방정식 .....                   | 97  |
| (가) 기본 유한 차분식 유도 .....                     | 97  |
| (나) 헬륨거동 .....                             | 100 |
| (다) 저장용기 내 트리튬 인벤토리 및 헬륨 발생 .....          | 700 |
| (라) 저장용기 외부로의 트리튬 유출 .....                 | 101 |
| (4) 티타늄-수소 평형 .....                        | 102 |
| (5) 저장용기 재료 내 수소동위원소 및 헬륨 거동 .....         | 103 |
| (가) 수소동위원소 및 헬륨의 상온 장기 확산거동 .....          | 103 |
| (나) 트리튬 인벤토리 예측 .....                      | 106 |
| (다) 고온 화재조건에서 트리튬 확산 평가 .....              | 106 |
| (6) 저장용기의 헬륨 유출 건전성 .....                  | 111 |
| (가) 용기재료에서의 헬륨거동 .....                     | 111 |
| (나) 저장용기 재료 건전성에 미치는 헬륨의 영향 .....          | 112 |
| 나. 트리튬 저장재의 수중 안전성 시험 .....                | 114 |
| (1) 티타늄 트리타이드의 수중 안정성 .....                | 114 |
| (2) 티타늄 중수소화물의 수중 안정성 시험 .....             | 115 |

|   |     |
|---|-----|
| 6. 월성원전 TRF 연계 및 저장용기 수요량 예측 .....      | 118 |
| 가. 월성원전 TRF 연계자료 분석 .....               | 118 |
| (1) 월성원전 TRF 개요 .....                   | 118 |
| (2) 삼중수소 취급 및 저장계통에 대한 분석 .....         | 120 |
| (가) 개요 .....                            | 120 |
| (나) 기능 .....                            | 120 |
| (다) 구성기기 .....                          | 120 |
| (라) 진공배기 .....                          | 121 |
| (마) 운전 .....                            | 121 |
| (바) 수소동위원소 분석 .....                     | 121 |
| (사) 저장용기 .....                          | 123 |
| (아) 예비 활성화 단계 .....                     | 123 |
| (자) 우라늄 세정용기 .....                      | 123 |
| (3) 월성원전 TRF 설계요건 .....                 | 124 |
| (가) 설계 기준 .....                         | 124 |
| (나) 코드, 표준 및 규제요건 .....                 | 125 |
| 나. 삼중수소 저장용기 수요량 예측 .....               | 128 |
| (1) 월성원전 TRF 운전에 따른 삼중수소 농도변화 모델링 ..... | 128 |
| (가) 가정 .....                            | 128 |
| (나) 월성원전 TRF 가동 후 계통내 삼중수소 농도 .....     | 128 |
| (다) 운전방식 I .....                        | 132 |
| (라) 운전방식 II .....                       | 133 |
| (2) 삼중수소 농도 지배 방정식 .....                | 136 |
| (3) 월성원전 TRF 운전 시나리오 .....              | 137 |
| (4) 삼중수소 농도, 제거량 및 저장용기 수요량 계산 .....    | 142 |
| (가) 모델식 .....                           | 142 |
| (나) 전산모사 가정 .....                       | 142 |
| (5) 삼중수소 농도, 제거량 및 저장용기 수요량 예측 .....    | 143 |
| (가) 삼중수소 농도 변화 .....                    | 143 |
| (나) 월간 삼중수소 제거량 .....                   | 145 |
| (다) 연간 삼중수소 제거량 .....                   | 147 |
| (라) 삼중수소 저장용기 수요량 .....                 | 147 |
| 7. 저장 시스템 안전 및 가상사고 시 환경영향분석 .....      | 170 |

|  |     |
|--|-----|
| 가. 삼중수소 저장용기의 안전관련 제한요건 분석 .....                   | 170 |
| (1) 저장용기의 안전성 관련 기본 고려 항목 .....                    | 170 |
| (2) Ti 저장재의 안전관련 특성 .....                          | 170 |
| (3) U 저장재의 안전관련 특성 .....                           | 171 |
| (4) 저장용기 관련 국내외 규정 .....                           | 171 |
| (가) 국내 관련 규정 .....                                 | 171 |
| (나) 외국기관의 관련규정 .....                               | 174 |
| 나. 방사선 및 열 해석코드를 이용한 삼중수소 저장용기의 해석결과<br>도출 .....   | 176 |
| (1) 방사선 차폐 해석 .....                                | 176 |
| (가) 방사선 차폐 해석 결과 .....                             | 177 |
| (2) 열 해석 .....                                     | 181 |
| (가) HEATING 7 코드 .....                             | 181 |
| (나) 삼중수소 저장용기 적용 결과 .....                          | 182 |
| 다. 삼중수소 저장 시스템 관련사고 시나리오 분석 .....                  | 191 |
| (1) 서론 .....                                       | 191 |
| (2) 방사선 원 .....                                    | 191 |
| (3) 방사선 방호 설계 형태 .....                             | 192 |
| (가) 구역설정 .....                                     | 193 |
| (나) 환기 .....                                       | 193 |
| (다) 공기세정계통 .....                                   | 194 |
| (4) 선량평가 .....                                     | 194 |
| (5) 방사선 감시 .....                                   | 195 |
| (6) 가상사고 시나리오 분석 .....                             | 195 |
| (가) 가상사고 안전성 분석 목표 .....                           | 195 |
| (나) 안전성분석 방법론 .....                                | 196 |
| (다) 위협의 확인 .....                                   | 197 |
| (라) 계산 방법 .....                                    | 203 |
| (마) 가상사고시 시나리오에 따른 선원 및 방출항<br>(지하층 저장용기 제외) ..... | 204 |
| (바) 가상사고시 시나리오에 따른 선원 및 방출항<br>(지하층 저장용기 포함) ..... | 206 |
| 라. 삼중수소 저장시스템 가상사고시 환경영향분석 .....                   | 209 |

|   |     |
|---|-----|
| (1) 가상사고(지하층 저장용기 제외)에 따른 개인 선량 추정치 ..... | 209 |
| (2) 가상사고에 따른 환경영향평가 (지하층 저장용기 제외) .....   | 210 |
| (3) 가상사고(지하층 저장용기 포함)에 따른 개인 선량 추정치 ..... | 211 |
| (4) 가상사고에 따른 환경영향평가 (지하층 저장용기 포함) .....   | 214 |
| <b>제 3 절</b> 특정기술주제보고서 작성 .....           | 218 |
| <b>1. 트리튬 운반용기 안전성분석보고서</b> .....         | 218 |
| 가. 운반용기의 개요 .....                         | 218 |
| (1) 운반용기의 개요 및 제원 .....                   | 218 |
| (2) 운반용기의 운영에 관한 개요 .....                 | 220 |
| (3) 방사성내용물의 개요 .....                      | 221 |
| 나. 법적 적용기준 .....                          | 224 |
| 다. 구조평가 .....                             | 226 |
| (1) 검토 및 결과 .....                         | 226 |
| (2) 구조설계 .....                            | 226 |
| (3) 중량 및 무게중심 .....                       | 237 |
| (4) 재료의 기계적 특성 및 화학적 특성 .....             | 237 |
| (5) 운반용기의 일반요건 .....                      | 240 |
| (6) 하중 및 외압 적용요건 .....                    | 250 |
| (7) 정상운반조건에 대한 구조평가 .....                 | 253 |
| (8) 운반사고조건에 대한 구조평가 .....                 | 257 |
| 라. 열 평가 .....                             | 264 |
| (1) 검토 및 결과 .....                         | 264 |
| (2) 재료의 열적 특성 .....                       | 265 |
| (3) 부품의 기술사양 .....                        | 266 |
| (4) 정상운반조건에 대한 열 평가 .....                 | 267 |
| (5) 운반사고조건에 대한 열 평가 .....                 | 275 |
| 마. 격납평가 .....                             | 276 |
| (1) 검토 및 결과 .....                         | 276 |
| (2) 격납경계 .....                            | 277 |
| (3) 정상운반조건에 대한 격납평가 .....                 | 279 |
| (4) 운반사고조건에 대한 격납평가 .....                 | 282 |
| 바. 방사선차폐평가 .....                          | 283 |

|                                  |     |
|----------------------------------|-----|
| (1) 검토 및 결과 .....                | 283 |
| (2) 선원사양 .....                   | 283 |
| (3) 계산모델 .....                   | 284 |
| (4) 방사선차폐평가 .....                | 285 |
| 사. 핵임계평가 .....                   | 286 |
| 아. 운반용기의 조작 및 운영절차 .....         | 286 |
| (1) 트리튬 1차 저장용기 인수 및 검사 .....    | 286 |
| (2) 트리튬 1차 저장용기의 포장 및 밀봉 .....   | 288 |
| (3) 트리튬 운반용기의 운송절차 .....         | 290 |
| (4) 트리튬 1차 저장용기의 개봉절차 .....      | 292 |
| 자. 운반용기의 유지·보수 절차 및 성능검사절차 ..... | 293 |
| 2. 트리튬 운반용기 제작 보고서 .....         | 294 |
| 가. 운반용기 제작 시방서 .....             | 294 |
| 나. 운반용기 제작도면 .....               | 299 |
| 다. 운반용기 제작 절차서 .....             | 307 |
| 라. 운반용기 수압시험 절차서 .....           | 314 |
| 마. 운반용기 제작공정 사진 .....            | 316 |
| 3. 트리튬 운반용기 성능시험 계획서 .....       | 321 |
| 가. 시험방법 .....                    | 321 |
| (1) 기술 기준 .....                  | 321 |
| (2) 운반사고조건 시험방법 .....            | 321 |
| 나. 시험기준 .....                    | 323 |
| (1) 관련법규 .....                   | 323 |
| (2) 시험기준 .....                   | 323 |
| (3) 평가기준 .....                   | 324 |
| 다. 시험물 사양 및 시험물 제작 .....         | 327 |
| (1) 시험물 사양 .....                 | 327 |
| (2) 시험물 제작 .....                 | 329 |
| 라. 시험시설 및 시험기기 .....             | 329 |
| (1) 시험시설 .....                   | 329 |
| (2) 시험항목 및 장비 .....              | 330 |
| 마. 시험자료 평가방법 .....               | 330 |
| (1) 낙하시험 I .....                 | 330 |

|                             |     |
|-----------------------------|-----|
| (2) 낙하시험 II .....           | 330 |
| (3) 열 시험 .....              | 331 |
| 바. 시험물 제작계획 .....           | 331 |
| 사. 시험일정 .....               | 331 |
| 아. 절차서 .....                | 331 |
| (1) 가스누출시험 절차서 .....        | 331 |
| (2) 낙하시험 I 절차서 .....        | 333 |
| (3) 낙하시험 II 절차서 .....       | 334 |
| (4) 열 시험 절차서 .....          | 335 |
| 자. 첨부 양식 .....              | 337 |
| 4. 성능시험 결과보고서 .....         | 342 |
| 가. KT500B 성능시험 .....        | 342 |
| (1) 시험 전 누설평가 .....         | 343 |
| (2) 1차 9m 수직 낙하시험 .....     | 343 |
| (3) 2차 9m 수평 낙하시험 .....     | 344 |
| (4) 3차 1m 수평 봉 위 낙하시험 ..... | 345 |
| (5) 시험 후 누설평가 .....         | 346 |
| 나. KT500A 성능시험 .....        | 347 |
| (1) 시험 전 누설평가 .....         | 347 |
| (2) 1차 9m 경사 낙하시험 .....     | 348 |
| (3) 2차 1m 수평 봉 위 낙하시험 ..... | 349 |
| (4) 3차 800도 열 시험 .....      | 350 |
| (5) 시험 후 누설평가 .....         | 352 |
| 다. 성능시험 결과 .....            | 353 |
| 라. 성능시험 관련 사진 .....         | 354 |
| 5. 트리튬 운반용기 유지 및 보수 .....   | 360 |
| 가. 목적 .....                 | 360 |
| 나. 적용 범위 .....              | 360 |
| 다. 참조문서 .....               | 360 |
| 라. 책임 및 업무절차 .....          | 360 |
| (1) 책임사항 .....              | 360 |
| (2) 업무절차 .....              | 361 |
| 마. 품질보증기록 .....             | 364 |

|   |     |
|---|-----|
| 바. 첨부 양식 .....  | 364 |
| 제 4 절  트리튬 취급시스템 기술 .....   | 367 |
| 1. 트리튬 취급 시스템 .....   | 367 |
| 가. 트리튬 취급시스템의 설계 및 제작 .....   | 367 |
| 나. 트리튬 취급 rig .....   | 368 |
| 다. Glove box의 건전성 시험 .....  | 370 |
| 라. Ar 정화장치 .....  | 371 |
| (1) Ar 정화장치의 운전 및 재생 .....  | 371 |
| (2) 정화장치의 성능 측정용 분석 장치 .....  | 373 |
| 2. 기체 크로마토그래피 분석에 의한 수소동위원소/헬륨 분석 .....                               | 375 |
| 가. 티타늄 수소화물의 수소동위원소 분석 .....  | 375 |
| 나. 수소동위원소 분석시험 및 조성 평형 .....  | 376 |
| 다. 헬륨(He), 수소(H <sub>2</sub> ) 및 중수소(D <sub>2</sub> ) 혼합시료 분리특성 ..... | 377 |
| 라. 수소동위원소 크로마토그래피 분석시험 절차서 .....                                      | 380 |
| (1) 고정상 칼럼 준비 및 연결 .....  | 380 |
| (2) 수소동위원소 분석을 위한 표준곡선 마련 .....                                       | 380 |
| 제 5 절  결  론 .....   | 382 |
| 제 4 장  연구개발 목표 달성도 및 관련 분야에의 기여도 .....                                | 384 |
| 제 5 장  연구개발결과의 활용 계획 .....  | 385 |
| 제 6 장  연구개발과정에서 수집한 해외 과학기술정보 .....                                   | 386 |
| 서지 정보   |     |



## 그 림 목 차

|   |    |
|---|----|
| 그림 2.3.1. 저장특성 실험 장치 .....                            | 41 |
| 그림 2.3.2. 저장 특성 실험장치의 사진 .....                        | 42 |
| 그림 2.3.3. 저장재 티타늄 스펀지의 수소저장 특성 시험용 반응기(순환식) .....     | 43 |
| 그림 2.3.4. 저장재 티타늄 스펀지의 수소저장 특성 시험용 반응기 .....          | 44 |
| 그림 2.3.5. 활성화 과정에서 일어나는 시험용 반응기에서의 온도 및 압력 변화 .....   | 45 |
| 그림 2.3.6. 티타늄 스펀지의 하이드라이드 반응 .....                    | 46 |
| 그림 2.3.7. 활성화 온도에 따른 수소와 티타늄 스펀지의 하이드라이드 반응 .....     | 46 |
| 그림 2.3.8. 활성화 온도에 따른 활성화 과정에서의 압력 변화 .....            | 47 |
| 그림 2.3.9. 활성화 온도의 시간 상승률에 따른 하이드라이드 반응 특성 .....       | 48 |
| 그림 2.3.10. 활성화 처리 온도에 따른 하이드라이드 반응 특성 .....           | 48 |
| 그림 2.3.11. 활성화 과정의 시간 변화에 따른 압력변화 .....               | 49 |
| 그림 2.3.12. 티타늄 스펀지 종류에 따른 수소저장량 변화 .....              | 50 |
| 그림 2.3.13. 티타늄 스펀지 종류에 따른 하이드라이드 반응 시 압력변화 .....      | 50 |
| 그림 2.3.14. 활성화 과정의 진공도에 따른 수소저장량변화 .....              | 51 |
| 그림 2.3.15. 활성화 과정의 진공도에 따른 압력변화 .....                 | 52 |
| 그림 2.3.16. 활성화 과정의 진공도에 따른 온도변화 .....                 | 53 |
| 그림 2.3.17. 티타늄 스펀지 입자크기에 따른 수소저장량변화 .....             | 54 |
| 그림 2.3.18. 티타늄 스펀지 입자크기에 따른 압력변화 .....                | 54 |
| 그림 2.3.19. 티타늄 스펀지 입자크기에 따른 온도변화 .....                | 54 |
| 그림 2.3.20. 초기 압력 변화에 따른 하이드라이드 반응 특성 .....            | 55 |
| 그림 2.3.21. 초기 압력 변화에 따른 하이드라이드 반응 시 온도 변화 .....       | 55 |
| 그림 2.3.22. 수소 및 중수소 반응시의 압력변화 .....                   | 56 |
| 그림 2.3.23. 수소 및 중수소 반응시의 저장량 변화 .....                 | 57 |
| 그림 2.3.24. 수소 및 중수소 반응시의 온도 변화 .....                  | 57 |
| 그림 2.3.25. 헬륨 존재 시 티타늄 스펀지의 수소저장용량 변화 .....           | 58 |
| 그림 2.3.26. 헬륨 존재 시 압력의 변화 .....                       | 59 |
| 그림 2.3.27. 헬륨 존재 시 온도의 변화 .....                       | 59 |
| 그림 2.3.28. 초기 수소 저장량(H/Ti)에 따른 하이드라이드 반응특성 .....      | 60 |
| 그림 2.3.29. 초기수소 저장량(H/Ti)에 따른 하이드라이드 반응 시 온도 변화 ..... | 61 |
| 그림 2.3.30. 티타늄 하이드라이드의 탈장 특성-온도상승 .....               | 61 |
| 그림 2.3.31. 티타늄 하이드라이드의 탈장특성-550℃ .....                | 63 |

|   |    |
|---|----|
| 그림 2.3.32. 하이드라이드 반응 전 후의 티타늄 스펀지 입자 .....                    | 63 |
| 그림 2.3.33. Wirst-action shaker .....                          | 64 |
| 그림 2.3.34. 시험용 저장용기의 활성화 과정. ....                             | 65 |
| 그림 2.3.35. 시험용 저장용기의 1회 회분식 반응. ....                          | 66 |
| 그림 2.3.36. 회분식 수소저장 반응에 따른 계통 압력변화. ....                      | 67 |
| 그림 2.3.37. 회분식 수소저장 반응에 따른 저장용기 내부의 압력 변화. ....               | 67 |
| 그림 2.3.38. 회분식 수소저장 반응에 따른 저장용기의 온도 변화. ....                  | 68 |
| 그림 2.3.39. 회분식 수소저장 반응에 따른 티타늄의 수소저장량(H/Ti). ....             | 68 |
| 그림 2.3.40. 11회 이후 회분식 반응이 반응에서의 계통내 수소압력 변화. ....             | 69 |
| 그림 2.3.41. 11회 이후 회분식 반응에서의 저장용기 내부의 수소압력 변화. ....            | 70 |
| 그림 2.3.42. 11회 이후 회분식 반응에서의 저장용기의 온도 변화. ....                 | 70 |
| 그림 2.3.43. 11회 이후 회분식에서의 수소저장량 (H/Ti) 변화. ....                | 71 |
| 그림 2.3.44. 시험용 저장용기의 19회 회분식 수소저장 반응. ....                    | 72 |
| 그림 2.3.45. 19회 회분식 수소저장 반응에서 계통과 저장용기의 압력변화. ....             | 72 |
| 그림 2.3.46. 저장용기 시제품의 회분식 수소저장실험. ....                         | 73 |
| 그림 2.3.47. 저장용기 시제품 내부의 압력변화. ....                            | 74 |
| 그림 2.3.48. 저장용기 시제품의 수소저장량 변화. ....                           | 74 |
| 그림 2.3.49. 11회 이후 회분식 반응에서의 계통압력변화 (저장용기 시제품) .....           | 75 |
| 그림 2.3.50. 11회 이후 회분식 반응에서의 저장용기 시제품내부의 압력변화 .....            | 76 |
| 그림 2.3.51. 18회 회분식 반응에서의 저장용기 시제품의 압력변화 .....                 | 76 |
| 그림 2.3.52. 저장용기 시제품의 수소저장용량 .....                             | 77 |
| 그림 2.4.1. 내화학적 실험장치. ....                                     | 78 |
| 그림 2.4.2. 내화학적 시험 시편 .....                                    | 79 |
| 그림 2.4.3. 시험시편의 180° bend test 및 굴곡부위의 Sem 사진 .....           | 80 |
| 그림 2.4.4. 내 충격성 시험용 시험 시편 .....                               | 83 |
| 그림 2.4.5. 내화내열성 시험용 고온 인장시험 시편 .....                          | 85 |
| 그림 2.4.6. 고온인장시험의 Stress-Strain curve .....                   | 86 |
| 그림 2.4.7. 수소화물 Ti의 발화점 확인 실험을 위한 실험 장치 .....                  | 87 |
| 그림 2.4.8. Optical pyrometer(Model: RAYNGER MX4U) .....        | 88 |
| 그림 2.4.9. Photograph of Ti sponge before ignition test .....  | 89 |
| 그림 2.4.10. Photograph of Ti sponge during ignition test ..... | 89 |
| 그림 2.4.11. 트리튬 저장 운반 용기의 단면 구조도 .....                         | 93 |
| 그림 2.4.12. 트리튬 붕괴열에 따른 온도구배 확인 실험 장치 .....                    | 93 |

|  |     |
|--|-----|
| (시나리오D) .....  | 154 |
| 그림 2.6.11. 월성원전 TRF 운전시나리오에 따른 삼중수소 제거량 변화<br>(시나리오A) .....        | 155 |
| 그림 2.6.12. 월성원전 TRF 운전시나리오에 따른 삼중수소 제거량 변화<br>(시나리오B) .....        | 156 |
| 그림 2.6.13. 월성원전 TRF 운전시나리오에 따른 삼중수소 제거량 변화<br>(시나리오C) .....        | 157 |
| 그림 2.6.14. 월성원전 TRF 운전시나리오에 따른 삼중수소 제거량 변화<br>(시나리오D) .....        | 158 |
| 그림 2.6.15. 월성원전 TRF 운전시나리오에 따른 월간 삼중수소 저장용기 수요량<br>변화(시나리오A) ..... | 159 |
| 그림 2.6.16. 월성원전 TRF 운전시나리오에 따른 월간 삼중수소 저장용기 수요량<br>변화(시나리오B) ..... | 160 |
| 그림 2.6.17. 월성원전 TRF 운전시나리오에 따른 월간 삼중수소 저장용기 수요량<br>변화(시나리오C) ..... | 161 |
| 그림 2.6.18. 월성원전 TRF 운전시나리오에 따른 월간 삼중수소 저장용기 수요량<br>변화(시나리오D) ..... | 162 |
| 그림 2.6.19. 월성원전 TRF 운전시나리오에 따른 연간 삼중수소 저장용기 수요량<br>변화(시나리오A) ..... | 163 |
| 그림 2.6.20. 월성원전 TRF 운전시나리오에 따른 연간 삼중수소 저장용기 수요량<br>변화(시나리오B) ..... | 164 |
| 그림 2.6.21. 월성원전 TRF 운전시나리오에 따른 연간 삼중수소 저장용기 수요량<br>변화(시나리오C) ..... | 165 |
| 그림 2.6.22. 월성원전 TRF 운전시나리오에 따른 연간 삼중수소 저장용기 수요량<br>변화(시나리오D) ..... | 166 |
| 그림 2.7.1. 계산에 사용된 삼중수소 저장용기 간략도 .....                              | 179 |
| 그림 2.7.2. MCNP 계산을 위한 3-D Plot .....                               | 179 |
| 그림 2.7.3. 열 해석에 사용된 저장용기 개략도 .....                                 | 184 |
| 그림 2.7.4. 시간에 따른 열 발생률 .....                                       | 184 |
| 그림 2.7.5. 열 발생률과 max. 온도 비교 .....                                  | 186 |

|   |     |
|---|-----|
| 그림 2.4.13. 시간에 따른 트리튬 붕괴열에 따른 온도구배 실험 결과. ....                    | 95  |
| 그림 2.4.14. 트리튬 붕괴열에 따른 각층에서의 온도구배 .....                           | 95  |
| 그림 2.5.1. Plane sheet 확산모델 .....                                  | 97  |
| 그림 2.5.2. 티타늄-수소 계의 상태도 .....                                     | 103 |
| 그림 2.5.3. 장기 저장 시 용기 벽 내 수소동위원소 농도분포 (40℃) .....                  | 107 |
| 그림 2.5.4. 장기 저장 시 용기 벽 내 트리튬 농도분포 (40℃) .....                     | 107 |
| 그림 2.5.5. 저장용기 내 수소동위원소 및 헬륨 인벤토리 (40℃) .....                     | 108 |
| 그림 2.5.6. 저장용기 내 트리튬 인벤토리 및 헬륨 압력 (40℃) .....                     | 108 |
| 그림 2.5.7. 단기 화재 조건 시 용기벽 수소동위원소 농도분포 (800℃) .....                 | 109 |
| 그림 2.5.8. 단기 화재 조건 시 용기 벽 내 트리튬 농도분포 (800℃) .....                 | 109 |
| 그림 2.5.9. 고온에서 0.7cm 두께의 용기 벽을 통한 누적 트리튬 유출량 .....                | 110 |
| 그림 2.5.10. 티타늄 중수소화물 분말의 용출시험 (D/Ti=1.0) .....                    | 115 |
| 그림 2.5.11. 티타늄 중수소화물 분말의 용출시험 전후의 적외선 스펙트럼<br>(D/Ti=1116.0) ..... | 116 |
| 그림 2.5.12. 티타늄 중수소화물 분말의 용출시험 전후의 X선 회절패턴<br>(D/Ti=1.0) .....     | 117 |
| 그림 2.6.1. 월성원전 TRF 공정 개략도 .....                                   | 118 |
| 그림 2.6.2. 월성원전 TRF 삼중수소 취급 및 저장계통 개략도 .....                       | 122 |
| 그림 2.6.3. 월성원전의 삼중수소 생성 및 제거 개념도 .....                            | 130 |
| 그림 2.6.4. 월성원전 TRF 중수처리 후 운전방식에 따른 중수흐름도 .....                    | 131 |
| 그림 2.6.5. 월성원전 TRF 운전시나리오에 따른 감속재 삼중수소 농도변화<br>(시나리오A) .....      | 149 |
| 그림 2.6.6. 월성원전 TRF 운전시나리오에 따른 감속재 삼중수소 농도변화<br>(시나리오B) .....      | 150 |
| 그림 2.6.7. 월성원전 TRF 운전시나리오에 따른 감속재 삼중수소 농도변화<br>(시나리오C) .....      | 151 |
| 그림 2.6.8. 월성원전 TRF 운전시나리오에 따른 감속재 삼중수소 농도변화<br>(시나리오D) .....      | 152 |
| 그림 2.6.9. 월성원전 TRF 운전시나리오에 따른 냉각재 삼중수소 농도변화<br>(시나리오C) .....      | 153 |
| 그림 2.6.10. 월성원전 TRF 운전시나리오에 따른 냉각재 삼중수소 농도변화                      |     |

|   |     |
|---|-----|
| 그림 2.7.6. 열 발생율과 max. 온도 비교 .....   | 187 |
| 그림 2.7.7. 열 발생율과 max. 온도 비교 .....   | 188 |
| 그림 2.7.8. 외부온도가 400℃ 일 경우, 저장용기의 온도변화 .....   | 189 |
| 그림 2.7.9. 외부온도가 600℃ 일 경우, 저장용기의 온도변화 .....   | 189 |
| 그림 2.7.10. 외부온도가 800℃ 일 경우, 저장용기의 온도변화 .....  | 190 |
| 그림 2.7.11. 공정 내재량 유출경로 .....  | 202 |
| 그림 2.7.12. TRF 가동에 따라 소요되는 월별 삼중수소 저장 용기 소요량과<br>TRF 시설에 저장되는 삼중수소의 전체 양 .....            | 215 |
| 그림 2.7.13. 저장용기 파손의 가상사고시 반경 10km 이내 지역주민의 전신<br>피폭선량분포 (단위: person-Sv) .....             | 217 |
| 그림 3.1. 2차 저장용기 구조도 .....   | 219 |
| 그림 3.2. 3차 드럼용기 구조도 .....   | 220 |
| 그림 3.3. 트리튬 1차 저장용기도 .....  | 223 |
| 그림 3.4. 1차 저장용기 내의 시간에 따른 트리튬 양과 He-3 발생압력 .....  | 223 |
| 그림 3.5. 원통형 운반용기의 수직상태 결속에서의 하중선도 .....   | 236 |
| 그림 3.6. 트리튬 운반용기 유한요소(FEM) 모델 .....   | 254 |
| 그림 3.7. 트리튬 운반용기 1.2m 수직낙하 전산해석 결과 모습<br>(a) 드럼용기, (b) 2차 저장용기 .....                      | 255 |
| 그림 3.8. 트리튬 운반용기 9m 하부 수직낙하 전산해석 결과 모습<br>(a) 드럼용기, (b) 2차 저장용기 .....                     | 258 |
| 그림 3.9. 트리튬 운반용기 9m 하부 30°경사낙하 전산해석 결과 모습<br>(a) 드럼용기, (b) 2차 저장용기 .....                  | 259 |
| 그림 3.10. 트리튬 운반용기 1m 붕 위 낙하 전산해석 결과 모습<br>(a) 드럼용기, (b) 2차 저장용기 .....                     | 260 |
| 그림 3.11. 트리튬 운반용기 경사낙하 모델 .....   | 261 |
| 그림 3.12. 낙하각도 5도일 때 1차 충격 .....   | 261 |
| 그림 3.13. 낙하각도 5도일 때 2차 충격 .....   | 262 |
| 그림 3.14. 트리튬 운반용기의 경사 각도에 따른 반력평가 .....   | 262 |
| 그림 3.15. 트리튬 운반용기의 개략적 다중 벽 단면도 및 치수 .....  | 271 |
| 그림 3.16. 트리튬 운반용기 2차원 다중 벽 모델 및 치수 .....  | 272 |
| 그림 3.17. 400 W/m <sup>2</sup> 인 일광조건과 38℃ 주변온도의 환경에서 붕괴열에 의한<br>운반용기 내의 시간에 따른 온도변화 ..... | 274 |
| 그림 3.18. 800℃ 환경에서 30분 노출시 시간에 따른 운반용기 내의 온도변화 .....                                      | 276 |
| 그림 3.19. 트리튬 1차 저장용기 차폐 모델 .....  | 285 |

|   |     |
|---|-----|
| 그림 3.20. KT500A 방재시험연구원 열 시험 가열 그래프 .....   | 351 |
| 그림 3.21. KT500A 방재시험연구원 열 시험 Data Recorder 온도 분포 그래프(좌),<br>가열시험 구간 확대 그래프(우) .....                 | 351 |
| 그림 3.22. KT500B(좌) 및 KT500A(우) 2차 및 저장용기 사전누설평가 .....   | 354 |
| 그림 3.23. KT500B 1차 9m 수직 낙하 시험. 크레인 장착 모습(좌),<br>낙하 후 모습(우) .....                                   | 354 |
| 그림 3.24. KT500B 2차 9m 수평 낙하 시험. 크레인 장착 모습(좌),<br>낙하 후 모습(우) .....                                   | 355 |
| 그림 3.25. KT500B 3차 1m 수평 붕 위 낙하시험. 크레인 장착 모습(좌),<br>낙하 후 모습(우) .....                                | 355 |
| 그림 3.26. KT500B 시험 후 분해 모습(좌)과 성능 시험 후 누설평가(우) .....  | 356 |
| 그림 3.27. KT500A 1차 9m 경사 낙하 시험. 크레인 장착 모습(좌),<br>낙하 후 모습(우) .....                                   | 356 |
| 그림 3.28. KT500A 2차 1m 수평 붕 위 낙하시험. 크레인 장착 모습(좌),<br>낙하 후 모습(우) .....                                | 357 |
| 그림 3.29. KT500A 낙하 시험 후 분해 모습(좌)과 2차 저장용기(중), 저장용기<br>온도 표지 부착(우) .....                             | 357 |
| 그림 3.30. KT500A 열 시험 전 가열로 내 모습(상), 화로 밀폐 후 가열(중)<br>및 열 시험 후 가열로 내 모습(하) .....                     | 358 |
| 그림 3.31. KT500A 열 시험 후 드럼 개봉 후 모습(좌상), 드럼을 제거한 모습(우상),<br>3M 단열재를 제거하는 모습(좌하) 및 저장용기 온도 표지 변색 모습 .. | 359 |
| 그림 3.32. KT500B 열 시험 후 누설평가 .....   | 359 |
| 그림 4.1.1. 트리튬 취급시스템의 상세설계도 .....  | 367 |
| 그림 4.1.2. 트리튬 취급시스템의 사진 .....   | 368 |
| 그림 4.1.3. 트리튬 취급 rig의 개략도 .....   | 369 |
| 그림 4.1.4. Rig내 잔류수소의 회수에 따른 압력과 임시저장용기의 온도변화 .....  | 370 |
| 그림 4.1.5. 트리튬 취급 상부 glove box의 압력에 따른 Ar 누출율 .....  | 371 |
| 그림 4.1.6. 트리튬 취급 하부 glove box의 Ar 정화장치의 개략도 .....   | 372 |
| 그림 4.1.7. Ar 기체중의 수소/산소/수분 측정 장치 구성도 .....  | 374 |
| 그림 4.2.1. 기체 크로마토그래피 연결도 .....  | 376 |
| 그림 4.2.2. 티타늄 수소화물에서 해리된 수소동위원소 크로마토그램 .....  | 377 |
| 그림 4.2.3. He-H <sub>2</sub> -D <sub>2</sub> 혼합시료의 크로마토그램 .....                                      | 379 |
| 그림 4.2.4. He-H <sub>2</sub> -D <sub>2</sub> 혼합시료의 용리시간 .....  | 379 |

## 표 목 차

|  |     |
|--|-----|
| 표 1.1. 트리튬 생성 중성자 핵반응 .....  | 31  |
| 표 1.2. 트리튬의 물성 비교 .....  | 31  |
| 표 2.1.1. 저장용기 시제품의 부품사양서 .....   | 39  |
| 표 2.2.1. 공정 적용을 위한 KEPIC QAP의 18개 항목 .....                                   | 40  |
| 표 2.2.2. 저장용기 시제품의 시험 및 검사계획서 .....  | 40  |
| 표 2.4.1. ASTM 기준치 및 기계적 강도 시험 결과 비교 .....                                    | 82  |
| 표 2.4.2. 저장용기 재질의 내 충격성 시험 결과 .....  | 84  |
| 표 2.4.3. 저장용기 재질의 고온인장 시험 결과 .....   | 86  |
| 표 2.4.4. 시간에 따른 트리튬 붕괴열 계산 결과. ....  | 92  |
| 표 2.5.1. 스테인리스강에 대한 수소의 확산계수 및 용해도 관련 Arrhenius<br>상관 식에 사용된 상수[2.5.4] ..... | 99  |
| 표 2.5.2. 티타늄 수소화물의 양론에 따른 수소 평형압력 상관식에 사용된<br>상수[2.5.3] .....                | 100 |
| 표 2.5.3. 저장용기 규격, 저장조건 및 물성치 .....   | 104 |
| 표 2.5.4. 스테인리스강의 조성 및 단위 체적 당 atom수 .....                                    | 105 |
| 표 2.5.5. 헬륨 유무에 따른 스테인리스강의 975K에서 연성시험 결과 .....                              | 113 |
| 표 2.6.1. 월성원전 TRF 계통요약 .....   | 119 |
| 표 2.6.2. 월성원전 TRF 관련 기준 및 표준 .....   | 126 |
| 표 2.6.3. 월성원전 TRF 가동여부에 따른 각 지배식의 파라미터 .....                                 | 136 |
| 표 2.6.4. 월성원전 관련인자의 정의와 값 .....  | 137 |
| 표 2.6.5. 운전방식 I인 경우의 월성원전 TRF 운전시나리오 A .....                                 | 140 |
| 표 2.6.6. 운전방식 I인 경우의 월성원전 TRF 운전시나리오 B .....                                 | 140 |
| 표 2.6.7. 운전방식 II인 경우의 월성원전 TRF 운전시나리오 C .....                                | 141 |
| 표 2.6.8. 운전방식 II인 경우의 월성원전 TRF 운전시나리오 D .....                                | 141 |
| 표 2.6.9. 월성원전 TRF 운전시나리오 A와 B의 연도별 삼중수소 제거량 .....                            | 167 |
| 표 2.6.10. 월성원전 TRF 운전시나리오 C와 D의 연도별 삼중수소 제거량 .....                           | 167 |
| 표 2.6.11. 월성원전 TRF 운전시나리오 A와 B의 연도별 삼중수소 저장용기<br>수요량 .....                   | 168 |
| 표 2.6.12. 월성원전 TRF 운전시나리오 C와 D의 연도별 삼중수소 저장용기<br>수요량 .....                   | 168 |
| 표 2.6.13. 월성원전 TRF 운전시나리오에 따른 처리량 및 운전방식 전환시점 .....                          | 169 |

|   |     |
|---|-----|
| 표 2.7.1. 특성에 따른 각 코드의 분류 .....  | 178 |
| 표 2.7.2. MCNP 계산에 사용된 여러 가지 변수 .....  | 178 |
| 표 2.7.3. 사용된 여러 가지 변수 값 .....   | 185 |
| 표 2.7.4. 초기 조건 450°C시의 온도 변화 결과 .....   | 185 |
| 표 2.7.5. 초기 조건 550°C시의 온도 변화 결과 .....   | 186 |
| 표 2.7.6. 초기 조건 800°C시의 온도 변화 결과 .....   | 187 |
| 표 2.7.7. 사고등급별 개인선량한도 및 사건빈도 .....  | 198 |
| 표 2.7.8. 월성TRF 내의 삼중수소 방사선 내재량 .....  | 200 |
| 표 2.7.9. 월성TRF 중수소 기체 내재량 .....   | 201 |
| 표 2.7.10. 보수적 한계사건에 대한 대기확산 및 선량 결과치의 .....   | 209 |
| 표 2.7.11. 가상사고(지하층 저장용기 포함)에 미치는 인자 및 그 입력 값 .....  | 213 |
| 표 2.7.12. 각각의 가상사고에 영향을 미치는 인자 및 방출량과 선량 값 .....  | 214 |
| 표 3.1. $TiH_{1.009}$ 의 양론을 가진 트리타이드의 온도에 따른 기체 평형 압력<br>(1차 저장용기) 및 온도에 따른 2차 저장용기 내압 ..... | 222 |
| 표 3.2. 트리튬 운반용기의 주요 부품에 대한 중량 및 무게 중심 .....   | 237 |
| 표 3.3. 티타늄 수소화물의 양론에 따른 수소 평형압력 .....   | 278 |
| 표 3.4. 스테인리스강에 대한 수소의 확산계수 및 용해도 상관 식 .....   | 279 |
| 표 3.5. 온도에 따른 트리튬( $T_2$ ) 발생량 및 방사선량 .....   | 280 |
| 표 3.6. MCNP 계산에 사용된 여러 가지 변수 .....  | 285 |
| 표 3.6.2 온도에 따른 트리튬( $T_2$ ) 발생량 및 방사선량 .....  | 325 |
| 표 3.7. KT500B 사전 누설시험 결과 .....  | 342 |
| 표 3.8. KT500B 9m 수직 낙하시험 결과 .....   | 343 |
| 표 3.9. KT500B 9m 수평 낙하시험 결과 .....   | 344 |
| 표 3.10. KT500B 9m 수평 봉 위 낙하시험 결과 .....  | 345 |
| 표 3.11. KT500B 시험 후 누설시험 결과 .....   | 346 |
| 표 3.12. KT500B 사전 누설시험 결과 .....   | 347 |
| 표 3.13. KT500A 9m 경사 낙하시험 결과 .....  | 348 |
| 표 3.14. KT500A 1m 수평 봉 위 낙하시험 결과 .....  | 349 |
| 표 3.15. KT500B 열 시험 결과 .....  | 350 |
| 표 3.16. KT500B 시험 후 누설시험 결과 .....   | 352 |
| 표 3.17. 트리튬 운반용기 성능시험 누설평가결과 .....  | 353 |
| 표 4.2.1. He- $H_2$ - $D_2$ 혼합물 시료와 이들의 크로마토그래피 분리결과 .....                                   | 378 |



## 제 1 장 연구개발과제의 개요

중수로형인 월성 원전에서 트리튬(또는 삼중수소, 트리티움, tritium)은 주로 중수 중의 중수소와 중성자와의 반응에 의해 생성되며, 그 생성속도는 자연붕괴 등의 소멸속도보다 상대적으로 크므로 발전소 가동 연수가 증가함에 따라 계통중수 중의 트리튬 농도는 증가한다. 중수로형 원전 4기에서 발생하는 트리튬은 4MCi/a에 달하고 있다. 트리튬이 체내로 흡수되면 방사선 장해를 일으킬 수 있다. 트리튬에 의한 피폭으로부터 작업자, 주변 환경 및 주민을 보호하기 위해서는 가능한 한 트리튬 농도와 환경 방출량을 줄일 필요가 있으므로 우리나라는 삼중수소제거설비(TRF : Tritium Removal Facility)를 월성 부지에 건설 중이다. 월성 TRF의 운전을 통하여 계통 내 트리튬 농도와 및 환경 방출량을 감소시키고 트리튬에 의한 피폭으로부터 작업자는 물론 주변 환경과 주민을 보호함으로써 중수로형 원전의 대국민 신뢰도가 크게 증진될 것으로 기대된다.

TRF 공정의 기술적인 특징은 중수 중에 산화물 형태로 존재하는 트리튬을 기체상의 트리튬으로 전이시키고 분리하여 저장하는 것이다. 이는 기체상의 트리튬이 산화물 형태에 비해 방사선 위해도가 1/10,000 이하인 안전성을 고려한 것이다. 또한 기체상의 트리튬을 저장하는 방법은 기체압축, 액체수소, 저온흡착과 금속 트리타이드화(metal tritide) 등이 있는데, 상온과 상압에서 저장이 가능하므로 가장 안정성이 뛰어난 금속 트리타이드화를 통한 트리튬 고정화가 TRF에 적용되고 있다. 따라서 500kCi급 트리튬 저장용기 시제품을 개발하고, 특정기술주제보고서를 작성하며, 트리튬 취급 시스템 기술을 개발하는 일은 원전의 대국민 수용성 확보에 필요한 일이다.

따라서, 본 연구의 주된 내용은 500kCi급 트리튬 저장용기를 개발하고, 특정기술주제보고서를 작성하고 트리튬 취급시스템 기술을 개발하는 것이다. 트리튬 저장용기의 설계 조건을 설정하고, 재료를 선정하여 500kCi급 시제품을 제작한다. 저장특성을 실증하기 위해 회분식 흡장성능을 확인한다. 트리튬 저장체 활성화와 저장실험 그리고 트리튬 저장재의 안전성 시험과 수소화물의 상온안전성 및 발화시험을 수행한다. 특정기술주제보고서 작성을 위하여, 용기 포장 및 운송 기술과 관련 법규를 분석하고, 방화 단열 및 낙하 내 충격 설계를 하고, 품질보증 절차에 따라 제작 및 성능시험을 한다. 법규에 따라 낙하시험과 방화시험을 수행한다. 트리튬 취급 시스템의 안전성 시험을 위해 취급rig내 수소의 취급과 glove box의 건전성 시험을 수행한다. 본 연구는 저농도 수소모니터를 설치, 수소농도를 감시하고, 자체 개발한 저온 기체크로마토그래피장치로 동위원소 및 헬륨을 분석하는 일을 포함한다.

## 제 2 장 국내·외 기술개발 현황

1989년 한국원자력연구소와 전력연구원은 과학기술부의 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 제거시설(TRF)의 설치가 불가피함을 제시한 바 있다. 한편 TRF로는 캐나다 Chalk River에서 시험 운전 중인 액상촉매 교환(LPCE) - 초저온 증류(CD)의 복합공정이 적합하다는 결론을 내린바 있다. 그 후 한국원자력연구소는 이를 위한 기반기술을 확보하기 위해 트리튬 산화물의 흡착제거, 초저온 증류기술, LPCE용 촉매개발 등 트리튬 제거용 단위공정 장치개발에 주안점을 두고 연구를 수행해 왔다. 근래 전력연구원과 공동으로 개발한 LPCE공정용 고분자 촉매가 그 우수성이 입증되고, 1999년부터 전력연구원과 공동으로 TRF를 위한 파일럿 실증연구를 수행하였다. 2005년 이후부터 가동 예정인 TRF는 공정흐름이 트리튬 가스 형태로 진행되고 트리튬 수소화물이 최종 농축산물로 발생하기 때문에 이 분야에 대한 취급 및 저장기술의 자립이 절실하게 요구되었다. 그러나 국내 트리튬 고정화물 취급 및 저장기술은 전혀 개발된 바 없고 단지 한국원자력 연구소에서 LPCE공정을 개발하면서 삼중수소를 취급한 경험과 지르칼로이를 비롯한 저장재 개발 기초연구를 수행한 바 있다. 이에 대한 기본 기술 자료들은 캐나다의 CRNL 및 일본의 JAERI-TOKAI로부터 파견 연구원을 통해 어느 정도 확보하였으나, 상세 기술들이 공개되어 있지 않기 때문에 자체적으로 관련기술 개발이 절실한 실정이었다.

이러한 자체 기술개발의 필요성으로 한국원자력연구소는 임시 및 영구저장용 트리튬 고정화 기술을 위해 임시 저장재로 선정된 감손 우라늄 및 영구 저장재를 위한 Ti 스펀지의 활성화 저장 및 탈착실험을 수소 순환기능을 가진 진공도  $10^{-6}$  Torr의 manifold 장치에서 수행하여 실험 자료를 생산하였다. 임시저장재는 동위원소효과와 헬륨(0.6-1.85%)의 영향 실험, 우라늄의 활성화, 저장 및 탈착 온도(20-300°C) 효과를 영구저장재는 Ti 스펀지 흡장, 온도 압력 헬륨농도실험을 통해 임시 저장재로 감손 우라늄 선정하고 영구 저장재로 Ti 스펀지를 최적 저장 물질로 선정하였다.

이와 동시에 트리튬 안전 취급기술을 확보하기 위하여 트리튬 취급계통 상세설계 수행 및 인허가 관련 안전보고서 작성, 트리튬 모니터링, 트리튬 취급을 위한 환기 및 컨트롤이 가능한 glove box 제작/설치/시운전을 수행하여 glove box 내 수소, 산소, 수분 농도 5ppm 이하의 조건을 유지할 수 있었으며, 이외에 공기 중 트리튬 제염을 위한 수소의 촉매 재결합 실험을 수행하여 일회 반응 시 수소 재결합 제거율이 90% 이상 됨을 확인하였다. 트리튬 취급계통 또는 저장용기의 수소동위원소 및 붕괴생성물을 동시 측정하는 모니터링 기술을 확보하기 위하여 수소동위원소 및 헬륨의 감압 시

료주입이 가능한 표준시료제조 장치를 제작하고 이와 연계한 기체크로마토그래피 장치를 이용하여 헬륨의 경우 약 100ppm까지 정량 될 수 있음을 확인하였다.

상기한 한국원자력연구소의 트리튬 취급기술 이외의 국내에서의 수소저장 기술개발은 주로 heat pump의 개발을 위한 방향으로 개발되어 왔다. 즉 수소저장합금에 수소를 저장시킨 후 이를 다시 방출시킴으로서 발생하는 반응열의 흡수 및 방출을 이용한 heat pump에의 응용에 대한 것이었다. 그러나 주된 개발의 방향이 혼합재료 자체의 개발 쪽으로 집중되어 왔기 때문에 트리튬 흡장 및 탈장에 관련된 시스템에 관련된 연구는 거의 전무한 실정이었다. 더욱이 트리튬을 저장하는데 있어서 가장 중요한 것은 안전성으로서, 고정화 시스템에서의 트리튬 누출 방지 및 감시기술, 그리고 누출되었을 경우의 해결방안 및 헬륨 방출 및 붕괴열 등에 관한 관련기술 개발이 매우 중요한 관건이다.

국내는 트리튬 취급 및 시설운영에 관련된 불가결한 안전규제와 대책이 부족한 현실이다. 이와 관련된 방사성 트리튬 안전취급 및 저장을 위한 시설의 안전 확보의 기본 방침이 우선적으로 고려되어야 하고 농축 트리튬 취급시설 운전과 저장에는 방사성 피폭을 충분히 억제하는 트리튬 취급기술이 필요하다. 국내에서는 이와 같은 트리튬 저장기술에 대한 시스템적인 접근방법이 없었을 뿐만 아니라 시스템 자체의 안전성 평가에 관련된 사항, 트리튬 감시기술 등은 거의 다루어지지 않았던 분야이다. 더욱이 트리튬과 관련된 분석 기술, 다른 저장재를 이용한 트리튬 정제기술 등은 반드시 필요한 단위기술들로서 트리튬의 저장시스템과 관련된 중요한 기술이며 이 또한 현재까지 국내에서의 경험이 전무한 실정이다.

한편 저장재의 개발과 함께 트리튬 저장용기의 개발 또한 중요하다. 그러나 이와 관련된 기술들이 국내에서는 거의 개발된 적이 없고 경험 또한 전무하기 때문에 연구개발이 필요한 실정이다. 본 기술은 캐나다, 프랑스, 일본, 미국 등의 핵 선진국이 보유하고 있으나 민감 기술이므로 기술 이전이 어렵고, 국가적으로도 확보해야만 하는 기술이므로 국내 개발이 요구된다. 이에 자체 기술개발 필요성을 인식하여 월성 TRF에서 발생하는 트리튬을 안전하게 고정화 저장 및 운송 가능한 고농도 트리튬 저장용기 시제품의 설계기술을 확보하기 위하여 동 시제품의 성능 실험과 이를 위한 관련 특정기술주제보고서 생산이 선행되어야 한다. 확보해야 할 상세 취약기술은 저장용기 설계에 관련된 용기 안전성 및 건전성을 위한 Ti 하이드라이드 양론적 제조, 포장 및 운송 기술, 수소화물 Ti 스펀지의 공기 중 상온 안전성 및 미분화, 내 낙하충격, 저장용기와 TRF의 인터페이스, 수소화물 Ti의 공기 중 자연 발화성, 금속 트리타이드 수증기 누출, 헬륨 유출, 용기 내열성 등의 건전성 확보기술 그리고 트리튬 모니터링, 트리튬 수송 및 처분의 안전 인자, 용기 제작, 시험 및 사용에 따른 품질보증, 트리튬 취급, 글로벌 박스 최적화 및 계통기

술 등이다.

월성에 세워지는 트리튬 제거시설은 주어진 용량에 따라 지속적인 운전을 하게 되며 따라서 높은 방사선 준위의 트리튬도 계속 생산된다. 즉 트리튬 저장시설 또한 계속 운전되어야 하며 마지막으로 필요한 저장용기의 제작도 계속 진행되어야 한다. 이러한 관점에서 볼 때 트리튬 저장시설의 운전은 지속적인 수요가 발생될 것이며 저장용기 또한 수요가 계속될 것이다. 또 다른 수요는 만일 핵융합에 대한 연구가 시작이 될 경우 원료로 쓰이는 트리튬의 정제가 필요하기 때문에 트리튬 관련 기술의 적용 및 개발이 매우 필요로 하게 된다. 결국 트리튬 취급 시스템 설치 및 저장용기의 개발에 대한 앞으로의 전망은 매우 밝다고 할 수 있다.

국제적으로 트리튬관련 기술을 확보하고 있는 나라는 ITER Project에 참여, 트리튬을 원료로 제공한 경험 즉 트리튬 생산, 저장 및 정제기술을 확보하고 있는 일본, 중수형 원자로를 사용하면서 이에 따라 발생하는 트리튬을 냉각재로부터 추출하여 처리, 저장 경험이 있는 캐나다 및 프랑스, 그 밖에 미국 등이다. 외국의 경우 원자력 선진국들의 트리튬 사용 연구 분야는 다양하며 각기 상업적 또는 연구용으로 안전 취급시설을 보유하고 그 사용율을 극대화하고 있다. 특히 중수로형 원전으로부터의 트리튬 회수 및 저장은 특별한 취급시설과 고도의 기술이 필요하다. 캐나다, 일본, 미국, 러시아 등 원자력 선진국은 트리튬 핵심기술을 보유하고 있다. 미국의 경우 로스알라모스연구소에서는 트리튬 금속화합물, 수소동위원소 분리 등의 연구용으로  $3 \times 10^4 \text{Ci/회}$  대규모 취급을 하고 있고, 로렌스 리버모어연구소는 금속에 의한 트리튬 저장 또는 트리튬 회수 등의 연구로 매회  $10^5 \text{Ci}$  또는 연간  $10^6 \text{Ci}$ 의 규모로, 기타 샌디아연구소, 오크리지연구소 등에서는 트리튬 타겟의 제조 및 회수 등의 연구를 수행해 오고 있다. 캐나다의 경우 온타리오 하이드로의 달링톤 TRF(Tritium Removal Facility)는 1992년 이후 연간 약 20여 MCi의 트리튬을 분리·회수하여 안전하게 저장해 오고 있다. 일본의 경우 일본원자력연구소는 트리튬 공정기술 및 안전 취급기술 연구를 수행하기 위해 최대 사용량  $10^4 \text{Ci}$ , 최대저장량  $10^5 \text{Ci}$ 의 용량을 가진 트리튬 공정연구동을 연구소 내에 건설하여 작업을 수행하고 있다.

## 제 3 장 연구개발 수행 내용 및 결과

### 제 1 절 트리튬의 특성 및 취급기술 개요

#### 1. 트리튬의 특성 및 생성

##### 가. 트리튬의 특성

##### (1) 트리튬의 핵적 특성

트리튬의 방사능은 1939년에 미국 UC Berkeley 대학의 Alvarez 교수 팀에 의해 발견되었다. 트리튬은 12.3년의 반감기로 자연 붕괴하여 18.6keV의  $\beta$ 선을 방출하면서 Helium-3로 변환된다. 트리튬의 중성자 포획 단면적은  $6\mu\text{barns}$  이하에 불과하다. 트리튬 1g은 9,600Ci의 방사능을 나타낸다. 표 1.1에 열중성자와 반응하여 트리튬을 발생하는 중요 핵반응을 나타내었다. Lithium-6와 Helium-3의 핵반응 단면적이 큼을 알 수 있으며, 이런 특성은 인공적으로 트리튬을 제조하는데 이용된다[1.1, 1.2].

표 1.1. 트리튬 생성 중성자 핵반응

| 핵반응                                       | 발열량(MeV) | 핵반응단면적(barns)        |
|---|----------|----------------------|
| ${}^2\text{H} (n,\gamma) {}^3\text{H}$    | 6.258    | $5.3 \times 10^{-4}$ |
| ${}^3\text{He} (n, p) {}^3\text{H}$       | 0.765    | $5.3 \times 10^3$    |
| ${}^6\text{Li} (n, \alpha) {}^3\text{H}$  | 4.794    | $9.5 \times 10^2$    |
| ${}^7\text{Li} (n, n\alpha) {}^3\text{H}$ | -2.465   | $8.6 \times 10^{-2}$ |

##### (2) 트리튬의 물리화학적 특성

트리튬과 그 동위원소의 분자와 그 산화물들의 주요 물성을 표 1.2에 나타내었다. 트리튬 화합물의 물리화학적 특성은 수소 화합물의 값과 큰 차이가 없음을 알 수 있다.

표 1.2. 트리튬의 물성 비교

| 물 성                   | H <sub>2</sub> | D <sub>2</sub> | T <sub>2</sub> | H <sub>2</sub> O | D <sub>2</sub> O | T <sub>2</sub> O |
|-----------------------|----------------|----------------|----------------|------------------|------------------|------------------|
| 분자량                   | 2              | 4              | 6              | 18               | 20               | 22               |
| 비등점, °C               | -252.8         | -249.5         | -248.1         | 100.0            | 101.4            | 101.5            |
| 빙점, °C                | -259.2         | -254.4         | -252.5         | 0.0              | 3.8              | 4.5              |
| 밀도, kg/m <sup>3</sup> | 0.084          | 0.168          | 0.251          | 1,000            | 1,105            | 1,215            |
| 천연함량, %               | 99.985         | 0.015          | 0.000          | 99.985           | 0.015            | 0.000            |

### (3) 트리튬의 생물학적 특성

트리튬 산화물은 수소분자 형태일 때에 비해 10,000~20,000배 인체에 유해하다. 왜냐하면 수분은 인체에 쉽게 흡수되기 때문이다. 일단 인체에 수분의 형태로 흡수된 트리튬은 4~18일의 생물학적 반감기를 가지고 체내수로 체류한 후 배출된다. 흡수된 트리튬 중 일부는 체내 유기화합물과 화학교환 반응을 일으킨다. 실제 90% 이상의 피폭은 체내 수 형태의 트리튬에 기인하며, 유기화합물 형태는 피폭에 10%이하로 영향을 미친다. 체내수의 반감기는 하루에 물을 2.7ℓ 마실 때 10.2일, 12ℓ 마실 때 2.4일 정도이다. 트리튬 작업종사자에 있어서 물을 많이 마시는 것이 매우 중요함을 알 수 있다. 유기화합물의 형태로 치환된 체내 트리튬의 생물학적 반감기는 대개 한달 내외이나, DNA 등에 치환된 트리튬의 생물학적 반감기는 수백 일에 달한다. 과학기술부 고시 "방사선방호등에관한기준"에 따르면 물의 형태로 트리튬의 연간섭취한도는  $1 \times 10^9 \text{Bq}$ , 배기중의배출관리기준은  $3 \times 10^3 \text{Bq/m}^3$ , 배수중의배출관리기준은  $4 \times 10^7 \text{Bq/m}^3$ 이다.

### 나. 트리튬의 생성

#### (1) 천연 계에서의 트리튬 생성

대기권 상층부에서는 우주선의 중성자가 질소와 반응하거나, 즉  $^{14}\text{N}(n,^{12}\text{C})^3\text{H}$  또는 산소와 반응하여, 즉  $^{16}\text{O}(n,^{14}\text{C})^3\text{H}$  트리튬을 생성한다. 태양으로부터의 양성자도 질소, 산소 및 탄소와 반응하여 트리튬을 생성하는데 기여한다. 대기권에서 매년 생성되는 트리튬의 총량은 약 6MCi 정도이며, 지구상의 천연 트리튬 총 재고는 약 100MCi에 달하는 것으로 알려져 있다.

#### (2) 원전에서의 트리튬 생성

중수로형 원자력발전소의 냉각재와 감속재의 구성 원소인 중수소는 중성자와 핵반응

을 일으켜 일부가 트리튬으로 전환된다. 이렇게 생성된 트리튬은 반감기 12.3년으로 자연 붕괴되어 소량씩 소멸된다. 이와 같은 생성과 소멸을 감안하여 다음과 같은 트리튬 축적식이 유도되었다.

$$A = A_m(1 - e^{-\lambda t})$$

여기서 A: 트리튬 농도(Ci/kg D<sub>2</sub>O)  
 A<sub>m</sub>: 트리튬 포화농도(Ci/kg D<sub>2</sub>O)  
 λ: 붕괴상수 (0.056/년)  
 t : 시간 (년)

중수로형 원자력발전소의 경우 포화농도는 냉각재의 경우 1.95, 감속재의 경우 89.2 Ci/kg D<sub>2</sub>O 수준이다. 중수로형 원자력발전소에서 생성되는 트리튬은 호기당 약 1MCi/a 정도이다.

## 2. 트리튬 처리 기술

### 가. 세계의 트리튬 분리현황

#### (1) 프랑스 Grenoble 공장

이 공장은 Max von Laue - Paul Langevin 연구소(ILL)의 57MWt 중수로형 High Flux 중성자 실험로에 설치되어 있다. 트리튬을 제거하지 않았을 때, 이 원자로의 중수 내 트리튬 포화농도는 84Ci/ℓ D<sub>2</sub>O이다. 트리튬 분리공정으로 연간 0.16MCi의 트리튬을 제거하여 중수계통을 1.7Ci/ℓ D<sub>2</sub>O 수준으로 유지시킨다. 공정개발은 프랑스 CEA가 건설은 스위스 Sulzer사가 하였으며, 기상축매공정을 채택하고 있다. 세계 최초의 트리튬 분리공장으로 현재 33년째 가동 중이다.

#### (2) 캐나다 Darlington 공장

캐나다의 최대전력회사인 Ontario Hydro사는 중수로형 원자력발전소들로부터 생성된 트리튬을 분리하는 공장을 Darlington에 세웠다. Sulzer사에서 설계한 이 공장은 Darlington 발전소의 중수는 물론, 다른 발전소로부터 이송된 중수도 처리하고 있다.

1987년 이래 가동 중이며, 모든 Ontario Hydro사 발전소의 중수 내 트리튬 농도를 감속재 10, 냉각재 0.5Ci/kg이하로 유지할 수 있게 운전되고 있다. 트리튬 추출용량은

14.0MCi/a로 프랑스 Grenoble에 비해 87.5배의 대용량이다. 이 공장은 8단의 기상축매 공정과 4기의 초저온 증류탑으로 구성되어 있다.

### (3) 기 타

상기한 두 공장 외에도 세계 각국은 자국의 필요에 따라 트리튬 분리용 pilot 실험을 실시하였다. 캐나다 AECL은 액상축매복합공정을 개발하여 NRU 원자로에서 트리튬을 추출할 계획을 1981년에 세웠다. 1983년에 토목공사를 하고 1984년에 Sulzer사와 초저온 증류부분을 계약하여 1986년에 주요조립품을 도입 설치하였다. 1988년에는 주요 공정이, 1989년에는 보조계통의 설치가 완료되었다. 현재는 전 공정이 완성된 상태이며 Cold Commissioning 중이다. 이 공장은 순도 95%의 트리튬을 매년 50그램씩 분리할 수 있도록 설계되었다. 원료 중수유량은 25g/h이다.

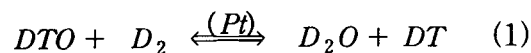
미국 Monsanto Research Cooperation, 벨기에 원자력 발전소(CEN) 및 일본 이화학 연구소와 동력로-핵연료개발사업단 등에서도 트리튬 분리연구를 수행한 바 있으며 기타 러시아, 루마니아 및 아르헨티나에서도 일부 연구가 진행되고 있다.

## 나. 트리튬 분리기술

### (1) 트리튬 분리공정개요

트리튬은 중수로형 원자력발전소의 중수가 중성자와 반응하여 삼중수(tritiated heavy water; DTO)로 전환되면서 생성된다. 이 삼중수는 중수와 달리 베타 붕괴하는 유해 방사능 물질이다. 그런데 이 삼중수는 중수와 물리화학적 물성치가 흡사하여 분리가 매우 어렵다. 한편, 중수로 내에 삼중수는 극미량인 3.45ppm(원자분율: 트리튬 농도가 10Ci/kgD<sub>2</sub>O일 때)정도 존재하므로 트리튬의 분리제거는 쉽지 않다.

트리튬의 분리는 크게 두 단계로 나누어 수행된다. 첫 단계는 축매 공정이다. 둘째 단계는 초저온 증류 공정이다. 먼저 첫 단계로 중수로에서 생성된 삼중수 내 트리튬은 축매탑에서 중수소와 화학교환반응에 의해 중수소 측으로 이동된다. 즉,



이 반응은 백금 축매상에서 일어나며, 깨끗해진 중수는 원자로로 다시 순환된다. 둘째 단계에서는 트리튬화된 기체 중수소(DT)가 영하 248℃(25K)의 초저온 증류탑으로 이송되어 분별 증류된다. 증류탑의 상부로는 중수소가, 하부로는 트리튬이 농축된다.



## (2) 트리튬 이동을 위한 촉매공정

앞의 반응(1)은 기상 또는 액상에서 수행된다. 기상촉매공정은 중수소·삼중수 반응에 백금촉매를 사용한다. 반응식의 (1)의 백금촉매는 비표면적이 넓은 활성탄이나 알루미늄을 담체로 하고 있기 때문에 중수와 접하면 수분을 흡수하여 즉시 활성을 잃는다. 그러므로 교환반응에는 기체 중수소와 200℃의 과열 삼중수 증기를 사용하게 된다. 반응물이 둘 다 기상이므로 병류조작을 하게 된다. 한편, 목적하는 분리효과를 얻으려면 다단조작이 필요하므로, 한번 반응이 끝난 과열 삼중수 증기는 냉각 응축되어 다음단에 주입된다. 이때, 반응탑에 들어가기 전 삼중수는 다시 가열하여 과열증기로 만든다. 즉, 기상촉매공정에서는 삼중수의 증기화와 냉각응축을 조작단수만큼 반복해야 한다. 프랑스 Grenoble 공장은 3단, 캐나다 Darlington 공장은 8단 조작하도록 설계되어 있다. 기상촉매공정은 삼중수의 증기화와 응축을 반복함에 따른 에너지소모가 많다.

이와 같은 단점을 보완하기 위해 캐나다 AECL은 수중에서도 활성을 잃지 않는 소수성 촉매를 개발하였다. 이 촉매는 백금촉매를 불소수지로 표면 처리하여 제조한다. 이러한 촉매표면의 다공성 소수막은 삼중수의 통과를 차단하여 촉매가 젖지 않게 하는 반면, 삼중수증기와 중수소는 통과시켜 백금표면에서 반응(1)이 원활히 일어날 수 있도록 하는 특징을 가지고 있다. 소수성 고분자 촉매를 사용하면 삼중수를 증기화하지 않아도 되므로, 단일탑 내 다단조작이 가능하고 에너지소모가 거의 없게 된다. 한국원자력연구소는 월성원전을 위해 다공성 스티렌 공중합체에 백금을 담지 시킨 고분자 촉매를 개발한 바 있다.

## (3) 트리튬 농축을 위한 초저온 증류 공정

촉매공정에서 만들어진 DT 가스는 초저온 증류공정으로 보내진다. 이 공정에서 DT는 분별 증류되어 D<sub>2</sub>와 T<sub>2</sub>로 전환 농축된다. 캐나다 Chalk River의 초저온증류공정은 두 개의 증류탑으로 구성되어 있다. 제일탑에서는 촉매공정에서 오는 1.4ppm의 DT를 34ppm까지, 제이탑에서는 95%까지 농축시킨다. 내경 15cm, 높이 15m의 제일탑에는 고성능CY패킹이 채워져 있으며, 100 이론단을 가지고 있다.

제일탑 농축률이 Chalk River는 24이고, Grenoble은 250이다. 즉, Chalk River는 공장 정지시 제일탑이 비정상 가열될 경우, Grenoble보다 매우 적은 양의 트리튬이 누설되도록 설계되어 있다. 제이탑은 145개의 이론 단으로 구성되어 있다. 이탑은 아래로 갈수록 내경이 작아지는 삼단계 구조로 설계되어 트리튬 체류량이 매우 적다.

초저온은 헬륨냉동기로 얻는다. 제일탑상부 응축기는 영하 249℃, 5kW로, 제이탑 응축기는 0.165kW로 생각한다. 제일탑 하부 재증발기는 헬륨회로를 이용하고, 제이탑 하부는 전기로 가열한다. 냉동기의 헬륨가스는 이단 왕복동식으로 3기압에서 13기압으로

압축된다. 이코노마이저 헬륨/헬륨 열교환기에서 영하 243℃까지 내려간 가스는 일탑 재증발기를 통과하며 온도가 더 내려간다. 마지막으로 터보 팽창기에서 영하 257℃가 된다. 응축기에 사용된 이 기체는 이코노마이저에서 가열되어 상온으로 되어 다시 압축기로 보내진다. 증류공정은 대기압보다 약간 높은 압력에서 운전된다. 왜냐하면 공기가 혼입되면 동결 또는 폭발의 위험이 있기 때문이다. 증류탑에 주입되기 전 중수소가스는 먼저 5기압으로 압축해 수분을 응축시킨다. 이 중수소를 다시 molecular sieve 건조탑에서 영하 70℃ 노점까지 건조시킨다. 이것을 다시 영하 203℃에서 팽창 냉각시킨 후, 최종적으로 charcoal 흡착탑으로 수분을 완전히 제거한다. 이렇게 완전 탈습된 중수소는 다시 증류공정에 주입된다. 위와 같이 분리된 고농도 트리튬은 다공성 금속에 흡착되어 안전하게 저장된다.

#### 다. 트리튬 저장, 용기 품질보증 및 처분

##### (1) 품질보증

트리튬 용기는 KEPIC 18개 항목에 따른 품질보증 절차를 준수하여 설계, 제작, 시험 과정을 거쳤다. 이는 저장용기와 운반용기에 대해 각각 적용 되는 것이다.

##### (2) 트리튬 용기 관리 및 최종 처분

트리튬 용기는 50년간 안전하게 트리튬을 저장한다. 이후에는 헬륨-3은 회수하고 잔류 미 붕괴 트리튬은 새로운 용기에 옮겨 저장된다. 한편 오래된 용기는 극미량의 트리튬을 스테인리스 스틸 하이드라이드 형태로 함유하며 안전하게 고건전성용기에 담아 최종 처분한다.

## 제 2 절 트리튬 저장용기 시제품 제작, 성능 및 안전성

### 1. 트리튬 저장용기 시제품 설계요건

#### 가. 저장용기 개요

- 저장용기는 월성 원자력 발전소의 삼중수소 제거시설에서 추출된 방사성 트리튬 기체를 Ti sponge에 흡장하여 장기간(50년간)에 걸쳐 안전하게 보관하는 기능을 가진다.
- 저장용기의 주요 구성은 Ti sponge가 장입된 용기에 트리튬 기체 출입을 위한 2개의 배관과 관련 valve 및 filter로 구성되어 있으며, 용기의 상부에 valve보호대와 운반이 용이하도록 손잡이 등이 추가로 설치되어 있다.
- 저장용기의 특성은 Ti sponge의 활성화에 필요한 고 진공과 50년간 저장 후 트리튬 붕괴에 의해 생성되는 헬륨-3의 압력에 안전하게 견딜 수 있도록 설계 및 제작되어야 한다.
- 저장용기 시제품은 저장용기의 기계적 강도, 트리튬 고정화 특성 및 운반 등의 시험을 수행하기 위해 필요한 용기이다.
- 저장용기의 본체 및 모든 부품의 제작은 KEPIC QAP의 18개 항목의 요건에 따라 수립된 품질보증계획서를 적용하여 제반 공정을 진행시켜야 한다.

#### 나. 저장용기의 설계조건

##### (1) 설계조건

- 운전압력 : 최고 붕괴 압
- 운전온도 : 최고 상온
- 설계압력 A : 최고 붕괴 압 이상
- 설계온도 A : 최고 상온
- 설계압력 B : 활성화 고진공
- 설계온도 B : 활성화 온도

##### (2) 재질조건

- Shell : 적정 스테인리스강
- Head : 적정 스테인리스강
- Fitting and valves : 적정 스테인리스강

## 다. 저장용기의 상세설계

### (1) 저장용기의 개요

- 저장용기는 주요 설계 요건 및 제작 특성에 따라 제작하되 cylinder type으로 제작하여야 한다.
- 압력용기 몸체는 6 seamless pipe로 제작하고 용기 상부는 2개의 tube가 삽입되도록 cap을 가공한 다음 용접하여 제작한다.
- 장착되는 2개의 tube는 stainless steel filter(20 micron)로 양단에 용접되며, 2개중 1개는 용기의 cap 상부에 위치하고 다른 1개는 용기의 하부에 설치된다.
- 수소동위원소 저장 후에 2개의 bellows sealed valve를 보호하기 위해 용기몸체와 같은 크기로 보호대를 제작, 장착한 다음 취급이 용이하도록 Pipe로 handle을 제작하여 용기 상부와 용접으로 고정할 수 있도록 한다. 보호대에는 명판을 부착하여 용기의 제원을 알 수 있도록 한다.
- 장착되는 2개의 bellows sealed valve는 장치의 설계조건에 만족되는 기밀이 유지되어야 한다.

### (2) 부품 사양

500 kCi급 트리튬 저장용기 시제품의 부품은 용기 자체의 shell과 head 및 Ti sponge 등 총 22개의 부품으로 구성되어 있는데, 이 부품의 사양서는 표 2.1.1과 같다.

## 2. 트리튬 저장용기 시제품의 제작검사 및 품질보증

### 가. 용기의 제작요건

- 모든 설계, 제작, 용접 및 검사는 [ASME SEC. VIII Div.1] 기준에 따라야 한다.
- 제작도면에서 요구되는 치수는 허용 공차 범위 내에서 가공, 제작되어야 하고, 용기의 가공·제작품의 모든 모서리 부위는 모따기 및 rounding 처리되어야 한다.
- 용기의 내·외부 표면은 산세척 처리를 철저히 하여야 하고, 내, 외부 표면의 손상 및 결함부 등은 제거 및 마무리되어야 하며, 예리한 모서리 등은 Rounding (반경:1/8") 처리하여야 한다.

표 2.1.1. 저장용기 시제품의 주요 부품

| No. | Description             | Remark   |
|-----|-------------------------|----------|
| 1   | shell                   |          |
| 2   | head                    |          |
| 3   | metal sponge            |          |
| 4   | name plate              |          |
| 5   | tube                    |          |
| 6   | male nut                |          |
| 7   | bellows<br>sealed valve |          |
| 8   | blind gland             | Swagelok |
| 9   | male nut                | Swagelok |
| 10  | female nut              | Swagelok |
| 11  | gasket                  | Swagelok |
| 12  | socket weld             | Swagelok |
| 13  | adapter                 | Swagelok |
| 14  | half coupling           |          |
| 15  | tube                    |          |
| 16  | filter                  |          |
| 17  | handle                  |          |
| 18  | round bar               |          |

나. 용기의 품질보증

- 용기의 제작은 KEPIC QAP의 18개 항목의 요건에 따라 수립된 품질보증계획서 (표 2.2.1)을 적용하며, 특히 시험 및 검사는 표 2.2.2과 같이 표준규격을 따라야 한다.
- 용기의 품질확인을 위해서 다음의 내용이 포함된 제작완료 보고서(EMR)를 작성하여야 한다.
  - . 재료 성적서(MILL-Sheet)
  - . 최종 제작완료 도면
  - . 각종 시험 및 검사성적서

표 2.2.1 공정 적용을 위한 KEPIC QAP의 18개 항목

| 번호   | 표지            | 적용여부 |
|------|---------------|------|
| 제1장  | 조직            | 적용   |
| 제2장  | 품질보증계획        | 적용   |
| 제3장  | 설계관리          | 적용   |
| 제4장  | 구매문서관리        | 적용   |
| 제5장  | 지시서, 절차서 및 도면 | 적용   |
| 제6장  | 문서관리          | 적용   |
| 제7장  | 구매품목 및 역물관리   | 적용   |
| 제8장  | 품목의 식별관리      | 필요시  |
| 제9장  | 공정관리          | 적용   |
| 제10장 | 검사            | 적용   |
| 제11장 | 시험관리          | 적용   |
| 제12장 | 측정 및 시험장비 관리  | 적용   |
| 제13장 | 취급, 저장 및 운송   | 적용   |
| 제14장 | 검사 및 시험상태     | 적용   |
| 제15장 | 부적합 품목의 관리    | 필요시  |
| 제16장 | 시정조치          | 필요시  |
| 제17장 | 품질보증기록        | 적용   |
| 제18장 | 품질감사          | 적용   |

표 2.2.2 저장용기 시제품의 시험 및 검사계획서

| 번호 | 대상 공정/품목                                     | 검사항목  | 적용규격                   |
|----|--|---|------------------------|
| 1  | material inspection                          | review of mill certification<br>check of identification mark        | ASME SEC II<br>PART A  |
| 2  | inspection of head forming                   | dimension/visual<br>NDE, thickness                                  | ASME SEC VIII<br>DIV.1 |
| 3  | inspection forged steel                      | product analysis<br>mechanical properties                           | ASME SEC II<br>PART A  |
| 4  | fit-up inspection                            | edge preparation, tack weld,<br>visual/cleaning, welder             | ASME SEC VIII<br>DIV.1 |
| 5  | inspection in process                        | thickness of shell, round ness,<br>welding visual, welder           | ASME SEC VIII<br>DIV.1 |
| 6  | non-destructive examination                  | RT, NDE, Thickness,<br>UT, MT or PT in process<br>MT or PT of final | ASME SEC V             |
| 7  | inspection of visual and dimension           | final   | DWG                    |
| 8  | pressure test                                | pneumatic test  | DWG                    |
| 9  | inspection of surface, preparation, painting | check of DFT<br>check of visual                                     | DWG                    |
| 10 | inspection of rust prevention                | internal, external  | DWG                    |
| 11 | review of data report                        | final report  |                        |

### 3. 트리튬 저장용기 시제품의 저장 및 탈장 특성 실증실험

#### 가. 트리튬 저장체 활성화 저장실험 장치

다양한 금속들이 수소와 반응하여 금속 하이드라이드를 형성하지만, 이들 금속들은 상온에서 매우 낮은 해리 압력, 트리튬에 대한 저장용량, 제조의 용이성, 및 저장온도에서의 공기 중과 수중에서의 안정성 등의 특징을 가져야 트리튬 저장 물질로써 사용할 수 있다. 티타늄과 지르코늄의 해리 압력은 25°C에서  $10^{-15}$  Pa 보다 작으며 500°C에서는 5 kPa 보다 작으나, 1000°C에서 이들의 하이드라이드는 완전히 해리 되므로 이들의 하이드라이드는 회수 가능한 저장용으로 적당하다[2.3.1]. 티타늄이 지르코늄에 비해 트리튬을 더 낮은 온도에서 회수할 수 있으므로 티타늄이 트리튬의 장기 저장재로 선정되어 활용되고 있다[2.3.2, 2.3.3]. 따라서 트리튬 저장용기의 영구 저장재로 사용되는 티타늄 스펀지의 수소동위원소 저장 특성에 관한 실험을 수행하였다.

티타늄과 수소의 하이드라이드 반응실험을 위해 그림 2.3.1과 같은 실험 장치를 제작하였다. 장치는 스테인리스 스틸로 구성되어 있으며, 진공도는  $1 \times 10^{-6}$  torr을 유지할 수 있다. 진공은 rotary pump 와 TMP(turbo molecular pump)로 유지되며, 장치 배관에 연결된 밸브들은 모두 금속의 welded bellows-sealed 밸브를 부착하였다. 반응시의 압력측정은 Baratron gauge (0-2,1000 torr)값을 읽어 측정한다. 부피 보정을 위해 부착한 기준 부피는 510cc이며, 수소가스의 저장용량을 크게 하기 위해 10liter 부피용기를 설치하였다. 헬륨가스를 이용해 측정한 manifold의 용적은 267cc 이었다.

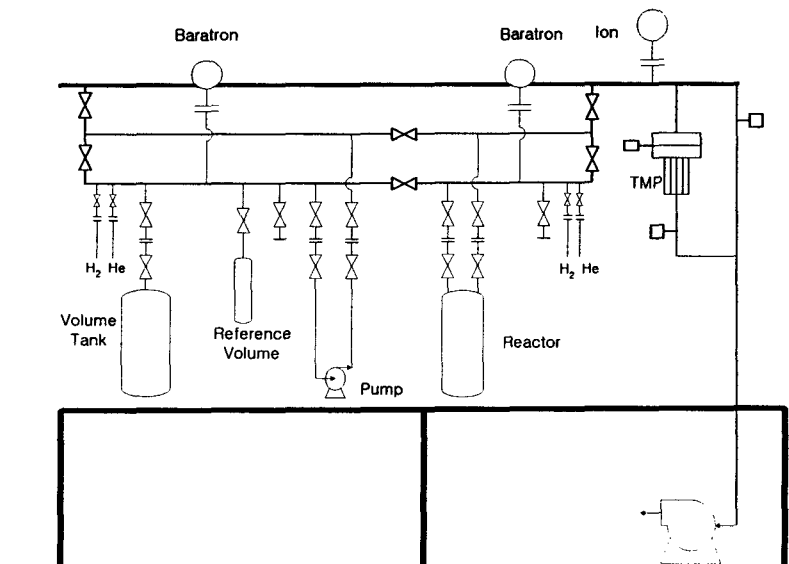


그림 2.3.1 저장특성 실험 장치

그림 2.3.2에 저장특성 실험 장치의 사진을 나타내었으며, 도면 설명에서와 같이 두 개의 압력 transducer, 기준 부피, 10liter 부피용기, 순환 펌프 및 매니폴드의 각종 밸브들을 보여주고 있다. 저장용기의 온도조절은 사진에 나타난 원통형 전기로에 저장용기를 넣고 PID 컨트롤러가 달린 온도 프로그램이 가능한 온도조절기를 이용한다. 압력 측정은 MKS 사의 PR4000을 이용하여 측정하게 되며, 온도는 K형의 thermocouple을 연결하여 digital thermometer에 의해 읽게 된다. digital thermometer와 PR4000에서의 analog output 출력(0-10V)을 interface card에 전달한 후 Labview software에서 작성된 프로그램에 의해 압력(torr)과 온도(°C)로 전환된 실험 자료를 받을 수 있게 되어있다.



그림 2.3.2 저장 특성 실험장치의 사진

티타늄 금속 상태에서는 수소와의 반응성이 약하므로 수소동위원소와의 반응 실험 이전에 500°C의 진공상태에서 활성화 과정을 수행하였다. 활성화과정 이후에 티타늄이 들어있는 저장용기는 상온으로 냉각되면서 충분히 진공처리 된다. 반응실험은 초기 수소압력 약 600 torr 정도를 10 liter 용기와 manifold에 채운 후 티타늄이 들어있는 저장용기와 진공실험 장치가 연결된 부분의 밸브를 열어서 시작한다. 계통의 압력은 Baratron gauge에 의해서, 저장용기의 온도는 digital thermometer를 이용해서 측정하였으며, 측정된 실험 자료는 Labview software를 이용하여 on-line으로 정량적인 자료를 얻었다.



## 나. 저장재의 수소동위원소 저장특성시험

### (1) 저장재 특성시험용 반응기

저장재인 티타늄의 수소저장 특성실험을 위하여 그림 2.3.3과 그림 2.3.4와 같은 와 같이 SUS 316으로 제조된 시험용 반응기를 제작하였다. 계속 사용을 위하여 플랜지형으로 제작하였으며 저장용기의 내경은 2.1cm, 높이는 20cm 이었다. 두 개의 플랜지 사이에는 copper gasket를 사용하여 진공도를 유지한다. 그림 2.3.3은 저장가스의 순환을 위해 1/4inch 튜브를 두 개 설치했으며, 티타늄 분말의 유출을 방지하기 위해 튜브 끝에 2 $\mu$ m SUS 필터를 부착하였다. 저장용기 내에 티타늄을 충전하고, 튜브 상부의 VCR male nut를 이용해 그림 2.3.1의 실험장치에 연결한다. 시료로 사용한 티타늄 금속은 스펀지 형태로 알드리치사 99.5%의 시약을 사용하였으며, 입자 크기는 2-12mm 이었다.

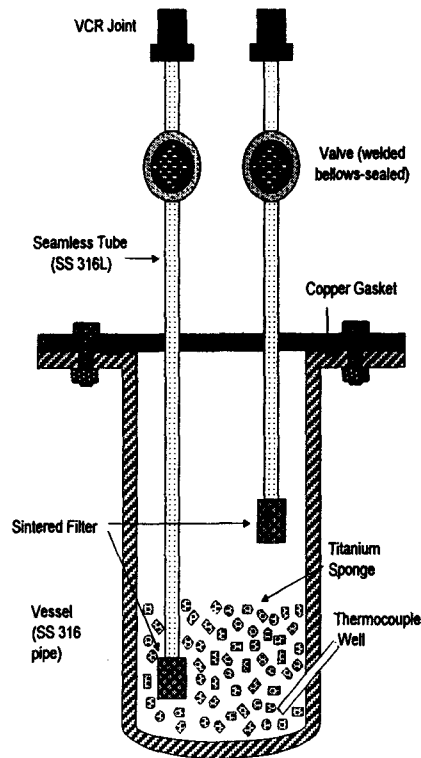


그림 2.3.3 저장재 티타늄 스펀지의 수소저장 특성 시험용 반응기(순환식)

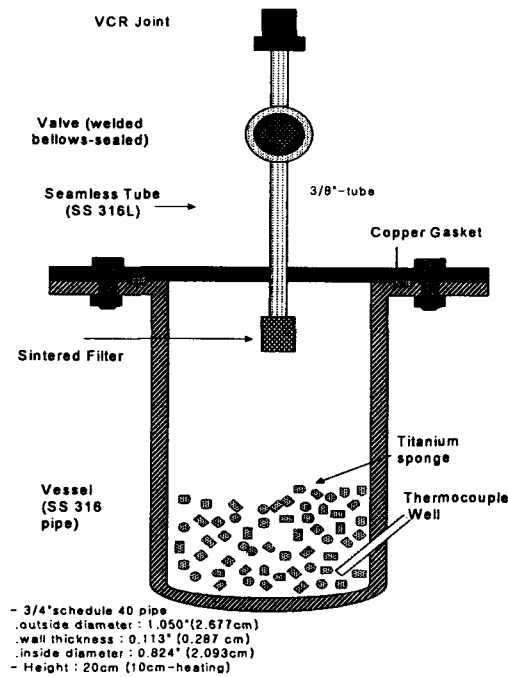


그림 2.3.4 저장재 티타늄 스펀지의 수소저장 특성 시험용 반응기

## (2) 티타늄 스펀지의 활성화 실험

티타늄 스펀지는 그 표면이 산화물 층으로 덮여 있으므로 보통은 상온에서 수소와 반응하지 않는다. 따라서 하이드라이드 반응이전에 티타늄 스펀지는 진공상태에서 일정시간 동안 고온으로 처리하여 (vacuum annealing) 표면 산화물을 용해시킨다. 이와 같은 활성화 과정은 저장 금속 표면의 산화물 층을 스펀지 속으로 용해 시켜서 깨끗한 표면을 만들며 하이드라이드 반응을 가능하게 한다. 상온에서의 하이드라이드 반응을 위해 티타늄 스펀지를 활성화시키는데 필요한 온도 및 처리 시간을 결정하기 위한 실험을 수행하였다. 이 실험은 활성화 온도 300 - 800℃, 처리 시간은 1- 5시간 범위에서 수행하였으며, 활성화 처리시의 진공은  $1 \times 10^{-6}$  torr 이하를 기준으로 하였다.

그림 2.3.5에 활성화 과정에서 일어나는 반응기의 온도 및 압력 변화를 나타내었다. 활성화 온도는 500℃ 이었으며, 처리 시간은 200℃/hr 및 2시간이었다. Mechanical pump 와 함께 Turbo molecular pump 가 함께 작동함에도 불구하고 약100℃ 근방에서부터 상승한 압력이 약 300℃ 근방에서 최대를 나타낸다. 이것은 활성화 과정 중에 금속 표면의 산화물 제거 뿐 아니라 티타늄 스펀지에 포함된 불순물도 함께 방출됨을 나타낸다.

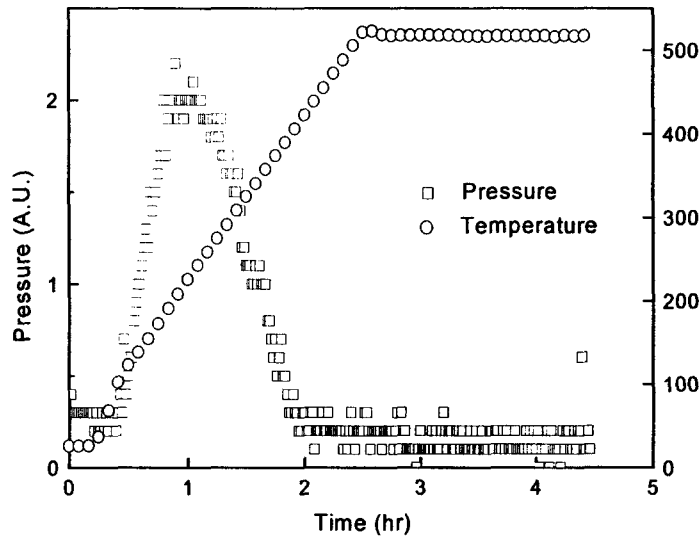


그림 2.3.5 활성화 과정에서 일어나는 시험용 반응기에서의 온도 및 압력 변화

활성화된 티타늄 스펀지가 들어있는 저장용기에 대한 수소저장실험은 상온에서 수소를 공급함으로써 이루어진다. 수소저장 반응의 대표적인 예를 그림 2.3.6에 나타내었다. 초기압력 600torr 의 수소와 활성화된 티타늄 스펀지가 반응을 시작하면 압력의 급격한 감소가 일어나는 반면, 온도와 수소함량(H/Ti)은 급격히 증가하였다. 티타늄과 수소의 반응에 의하여 급격한 발열반응이 일어나므로, 약 500℃ 까지 온도 상승이 일어난 후 온도 감소와 함께 반응속도는 느려지며 약 10분 이내에 포화상태에 이르게 된다. 약 2시간 정도 반응 한 후의 수소함량(H/U)은 1.95이었다.

활성화 온도에 따른 티타늄 스펀지의 수소저장 특성에 관한 실험을 수행하여 그림 2.3.7에 나타내었다. 각각의 온도에서 활성화 처리한 후 수소의 초기 압력 600torr에서 하이드라이드 반응을 수행하였으며, 반응 시간에 따른 티타늄 스펀지의 수소 함량(H/Ti)을 나타내었다. 300℃ 활성화 처리하면 거의 반응이 일어나지 않았으며, 350℃로 처리하면, 반응초기에 반응 지연시간이 존재한 후에 느린 속도로 반응이 일어났다. 상온에서의 하이드라이드 반응이 일어나기 위한 최소 활성화 온도는 400℃ 이었다. 이 온도는 티타늄 스펀지의 표면 산화물이 금속 내로 분해 되기 위하여 요구되는 온도와 일치한다[2.3.4]. 그림 2.3.8에 활성화 온도에 따라 활성화 과정에서 일어나는 압력변화를 나타내었다. 모든 경우에 약 200℃근방에서 최대 압력 상승이 나타나며 각 온도 간에 특별한 차이점은 발견되지 않고 있다. 따라서 활성화 온도의 영향은 불순물의 방출보다는 표면 산화물의 제거에 크게 영향을 받는 것으로 생각할 수 있다.

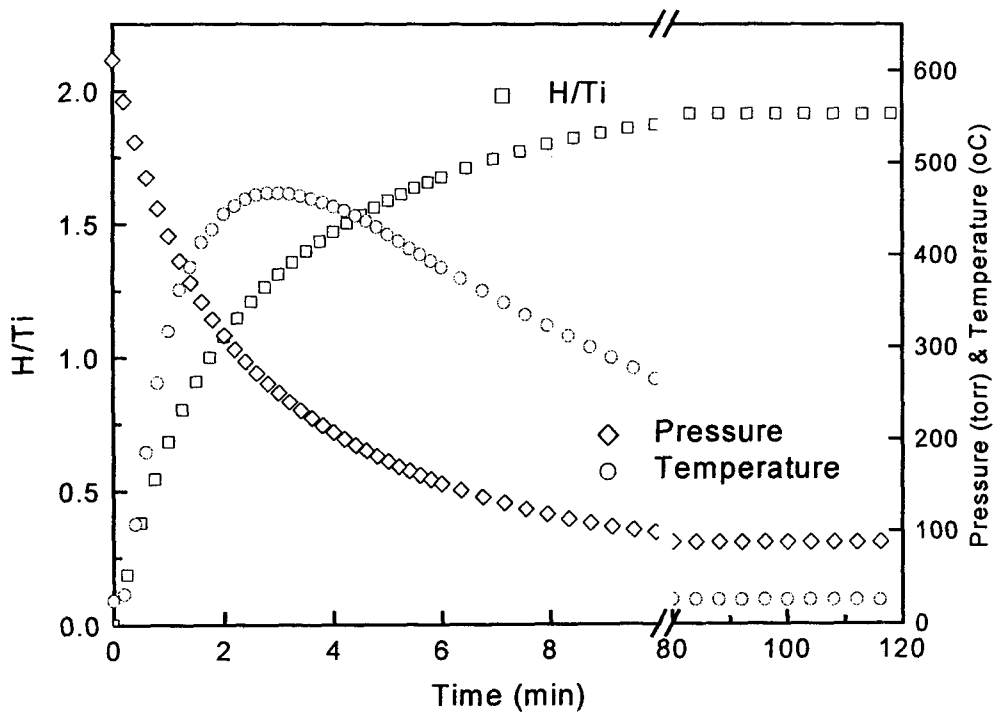


그림 2.3.6 티타늄 스펀지의 하이드라이드 반응

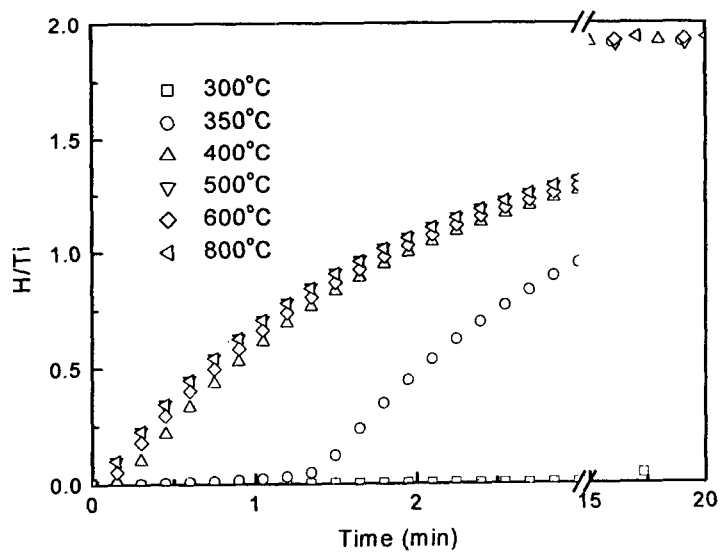


그림 2.3.7 활성화 온도에 따른 수소와 티타늄 스펀지의 하이드라이드 반응

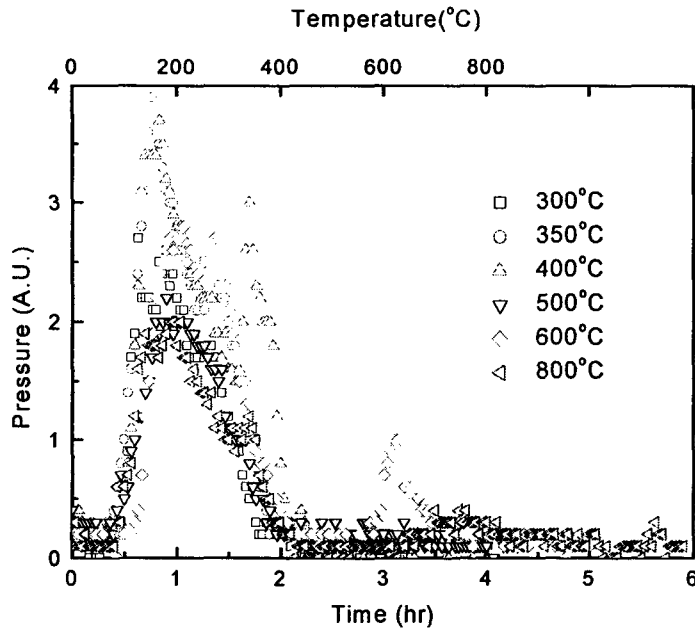


그림 2.3.8 활성화 온도에 따른 활성화 과정에서의 압력 변화

티타늄 스펀지의 수소저장을 위한 활성화 과정을 결정하기 위한 변수로써 활성화 온도와 함께 활성화 시간도 결정하여야 한다. 티타늄 스펀지의 하이드라이드 반응에 미치는 활성화 시간의 영향을 알아보기 위한 실험을 수행하였다. 그림 2.3.9에 활성화를 위한 온도 상승률을 100°C/hr, 200°C/hr, 500°C/hr로 변화시키고, 활성화 처리 시간을 1시간으로 고정시킨 킨 후의 하이드라이드 반응실험을 수행한 결과를 나타내었다. 활성화 온도는 500°C 이었다. 온도 상승률의 변화에 대해 하이드라이드 반응 특성은 거의 영향을 받지 않음을 볼 수 있다. 한편, 활성화 온도는 500°C, 온도 상승률은 200°C/hr로 고정하고 활성화 처리 시간을 0.5-5 시간으로 변화 시켰을 때의 하이드라이드 반응 특성을 그림 2.3.10에 나타내었다. 활성화 온도 상승률의 경우와 마찬가지로 처리시간도 하이드라이드 반응 특성에 거의 영향을 미치지 않는 않았다. 활성화 온도가 500°C이므로 활성화 과정시의 처리시간은 티타늄 스펀지의 하이드라이드 반응 특성에 큰 영향을 미치지 않는 것으로 보인다. 그림 2.3.7에서 보인바와 같이 400°C 이상에서 활성화 처리하면 하이드라이드 반응의 반응속도에는 영향을 미치지 않으므로 티타늄 스펀지가 500°C에서는 충분히 활성화 될 수 있는 것이다. 즉, 500°C의 활성화 온도에서는 활성화 시간 변수는 실험 조건에 맞게 설정할 수 있는 것이다. 그러나 활성화 온도를 더 낮은 온도(예, 300°C)로 처리한다면, 활성화 처리의 시간 변수가 크게 영향을 줄 것으로 생각할 수 있다.

활성화 시간에 변화를 주어 처리한 실험에서 활성화 과정의 압력 변화를 그림 2.3.11에 나타내었다. 일정한 경향은 알 수 없으나, 대부분 200-300℃범위에서 계통의 압력 상승이 일어나며, 특히 처리온도의 상승률을 변화시키면 천천히 더 높은 온도에서 압력 상승이 있음을 알 수 있다.

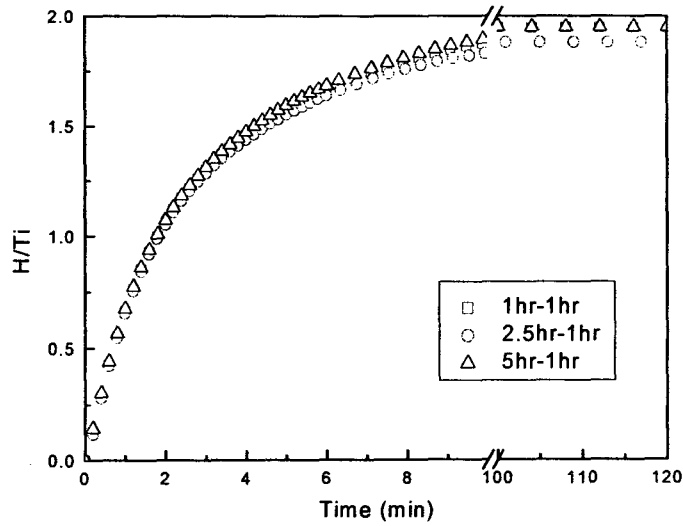


그림 2.3.9 활성화 온도의 시간 상승률에 따른 하이드라이드 반응 특성

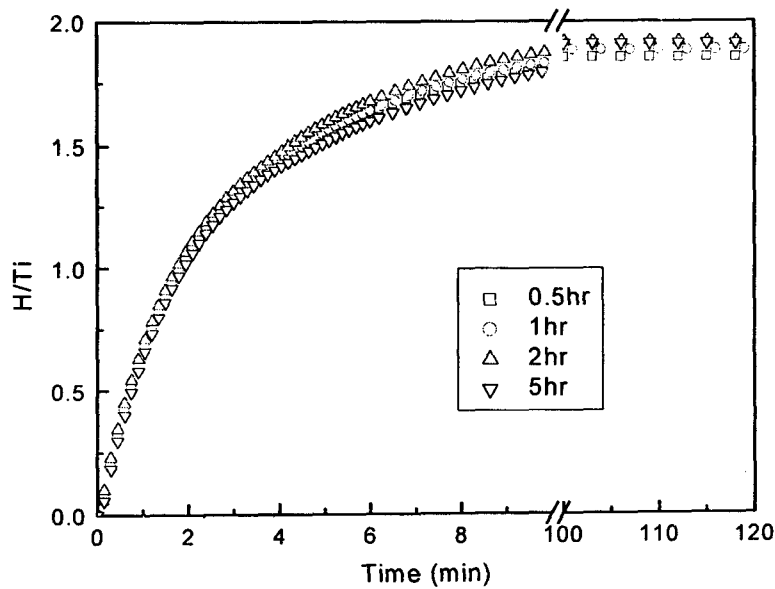


그림 2.3.10 활성화 처리 온도에 따른 하이드라이드 반응 특성

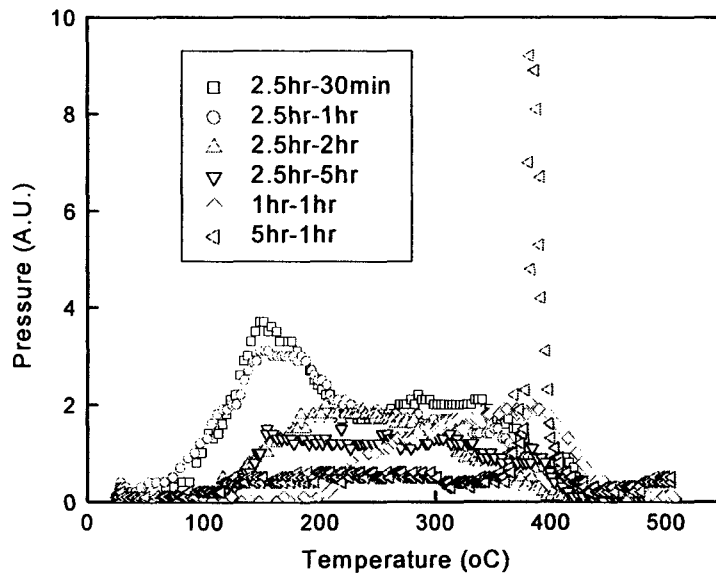


그림 2.3.11 활성화 과정의 시간 변화에 따른 압력변화

### (3) 티타늄 스펀지의 수소 흡장 특성실험

#### (가) 저장재의 종류

트리튬 저장용기에 사용할 저장재인 티타늄 스펀지를 결정하기 위하여 구매가 가능한 여러 가지 티타늄 스펀지의 종류에 따른 수소 저장특성시험을 수행하였다. 사용된 티타늄 스펀지는 Aldrich사, STREM사, 및 일본의 Rare earth사 등의 시약 배급회사 제품과 티타늄 제조회사인 미국의 Titanium Metal 사의 불순물이 다른 2가지 제품 및 국내의 티타늄 수입업체인 세종 티타늄사의 제품을 구입하여 비교하였다. 각각의 입자의 크기는 모두 5-20mm 범위로 유사하였으며, 순도는 99.7%Ti인 STREM사 제품을 제외하고는 모두 99.5% 티타늄이었다. 활성화 과정은 모두 500℃, 2시간으로 일정하였으며 초기압력도 최대 H/Ti=2.0 까지 반응할 수 있도록 거의 같은 값을(약 450torr 근방) 유지하였다. 그림 2.3.12에 각각의 티타늄 스펀지 종류에 따른 하이드라이드 반응 결과를 나타내었으며, 그림 2.3.13에 반응기의 압력 변화를 나타내었다. Aldrich사와 STREM사의 제품 및 Sejong 티타늄의 제품이 거의 같은 성능을 보이고 있으며 다른 제품들은 반응속도 및 수소저장량에서 약간 성능이 떨어지는 것을 알 수 있다.

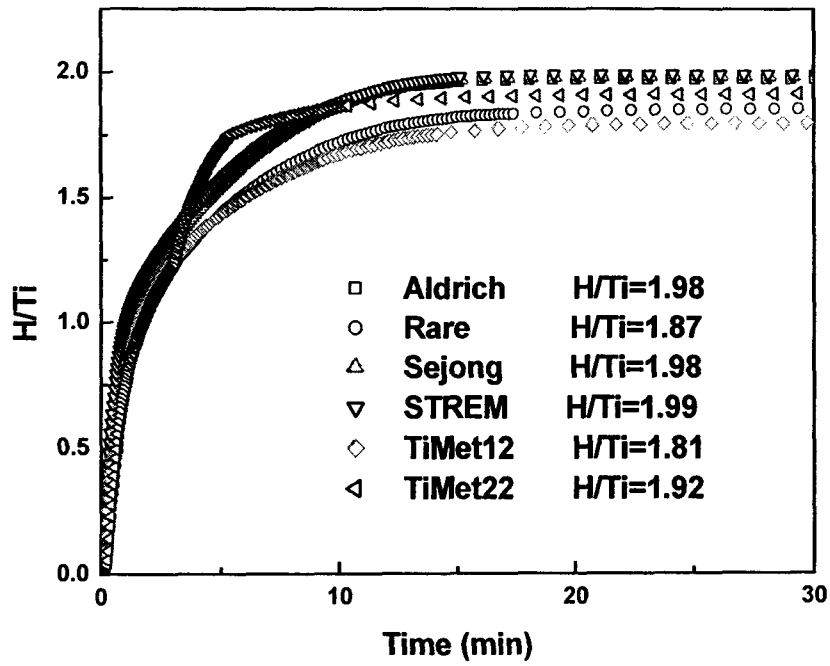


그림 2.3.12 티타늄 스펀지 종류에 따른 수소저장량 변화

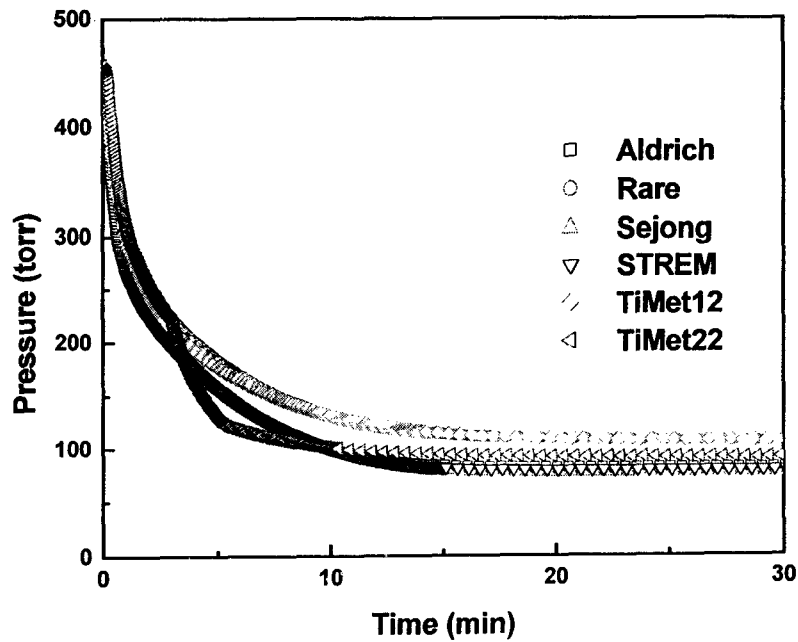


그림 2.3.13 티타늄 스펀지 종류에 따른 하이드라이 반응 시 압력변화



(나) 진공도 변화

저장재의 활성화시에 진공도의 변화에 따른 수소저장특성을 관찰하기 위하여 실험을 수행하였다. 활성화 온도는 500℃로 일정하고, 입자크기는 두 조건에서 모두 같지만 활성화시에 Turbo Molecular Pump(TMP)를 작동하여  $1 \times 10^{-6}$  torr 이하까지 진공 처리한 시료와 Rotary Pump만을 가동하여  $1 \times 10^{-3}$  torr 이하로만 처리한 시료에 대하여 수소반응실험을 수행하였다. 그림 2.3.14에 하이드라이드 반응에 있어서 수소저장량(H/Ti)의 변화를, 그림 2.3.15에 반응기 압력변화를 그림 2.3.16에 온도변화를 나타내었다. 터보 펌프를 가동한 시료는 반응초기에 급격히 반응이 일어나지만 Rotary 펌프만을 가동한 시료는 활성화된 티타늄 스펀지와 수소가 접촉을 해도 반응이 거의 일어나지 않을 정도로 매우 느리게 반응이 진행되어 약 20분 경과하면 확인할 수 있을 정도의 반응이 일어나기 시작하여 약 30분경부터는 급격한 반응이 일어났다.

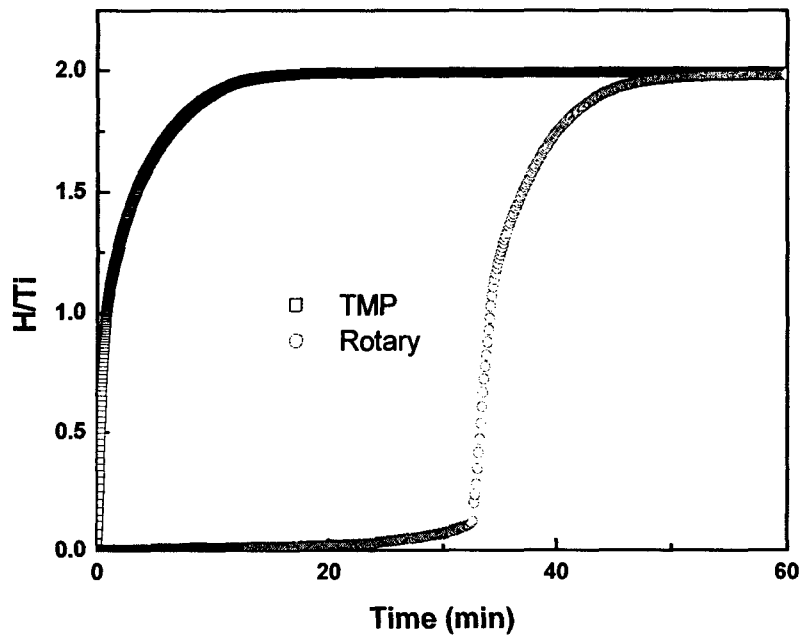


그림 2.3.14 활성화 과정의 진공도에 따른 수소저장량변화

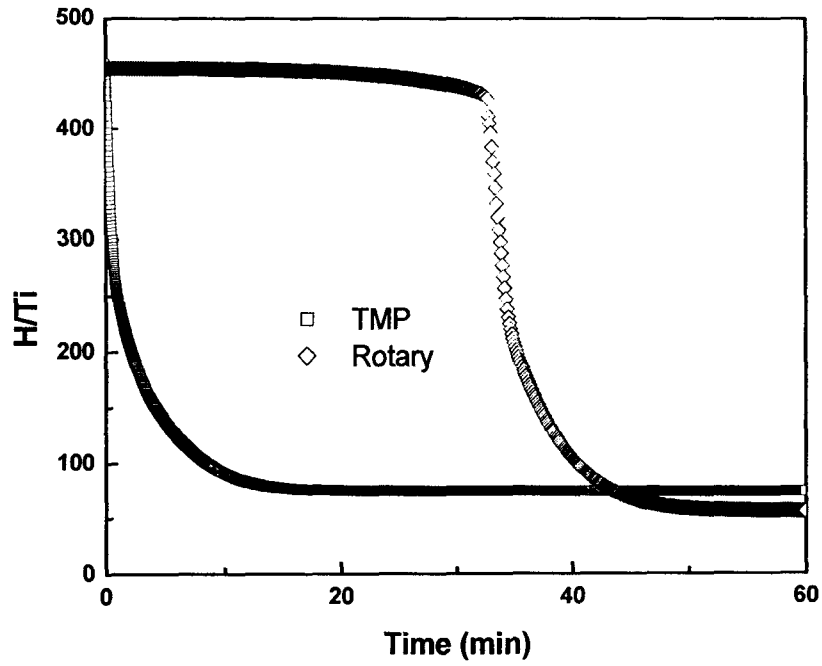


그림 2.3.15 활성화 과정의 진공도에 따른 압력변화

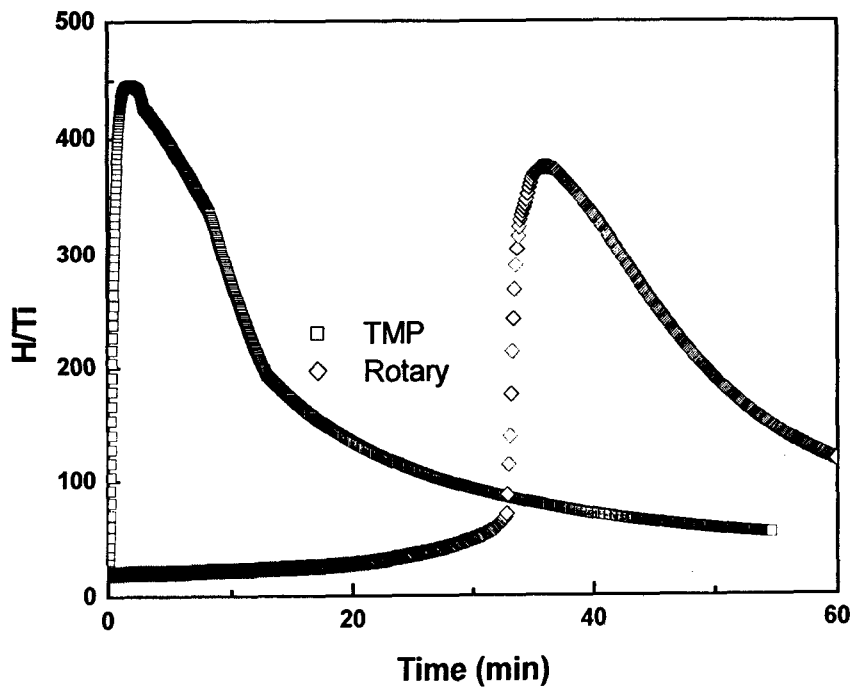


그림 2.3.16 활성화 과정의 진공도에 따른 온도변화

(다) 입자크기

티타늄 스펀지의 입자크기에 따른 하이드라이드 반응 특성을 관찰하였다. 3가지 입자크기에 대하여 실험을 수행하였다. 입자 직경이 5mm이상, 입자직경 3mm이하, 입자직경 0.15mm 이하의 티타늄 스펀지에 대하여 실험하였다. 그림 2.3.17에 입자크기에 따른 수소저장량의 변화를, 그림 2.3.18에 압력변화, 그림 2.3.19에 온도변화를 나타내었다. 티타늄 스펀지의 하이드라이드 반응에 있어서 입자크기는 큰 영향을 미치지 않는 것을 보여준다.

(라) 초기압력변화

활성화 과정에 대한 실험에 이어 티타늄 스펀지의 수소 흡장에 대해 여러가지 조건에서 실험을 수행하였다. 초기 압력 변화에 따른 하이드라이드 반응 속도의 변화를 그림 2.3.20에 나타내었다. 수소의 volume 탱크와 manifold에 채워진 전체 압력을 200-800torr로 변화 시켰다. 초기 압력이 증가함에 따라 하이드라이드 속도가 증가함을 볼 수 있다. 또한 초기 압력이 600torr 이상일 경우는 반응 10분 내에 거의 모든 반응이 일어나지만 400torr나 200torr의 경우에는 매우 느리게 반응이 일어난다.

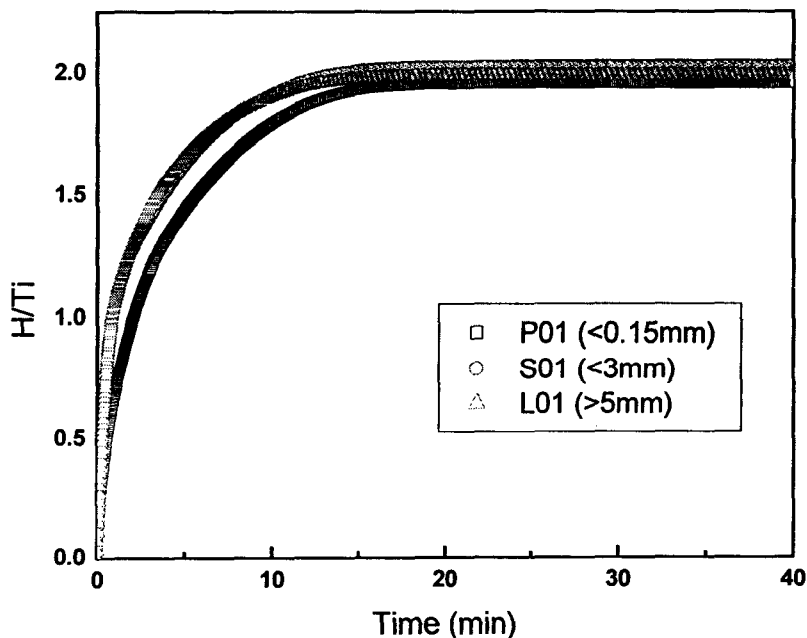


그림 2.3.17 티타늄 스펀지 입자크기에 따른 수소저장량변화

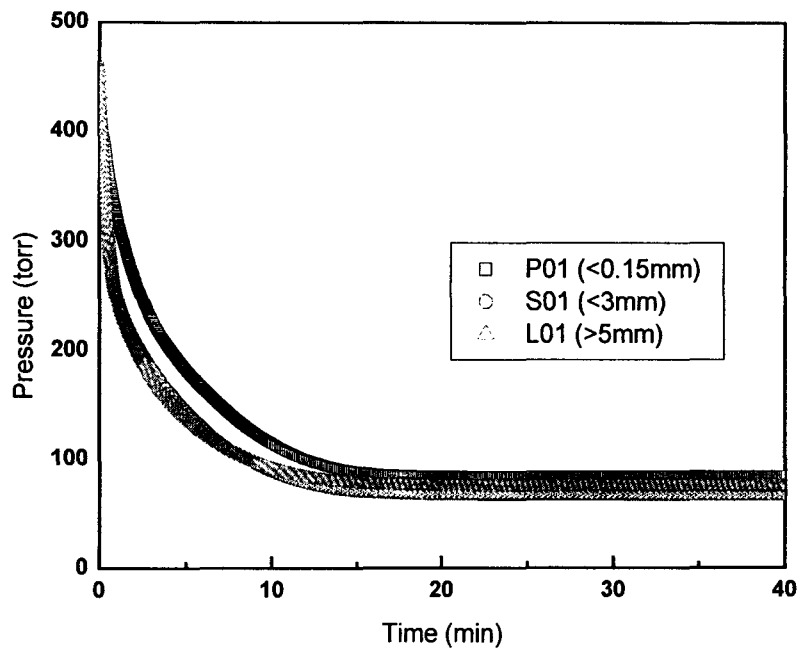


그림 2.3.18 티타늄 스펀지 입자크기에 따른 압력변화

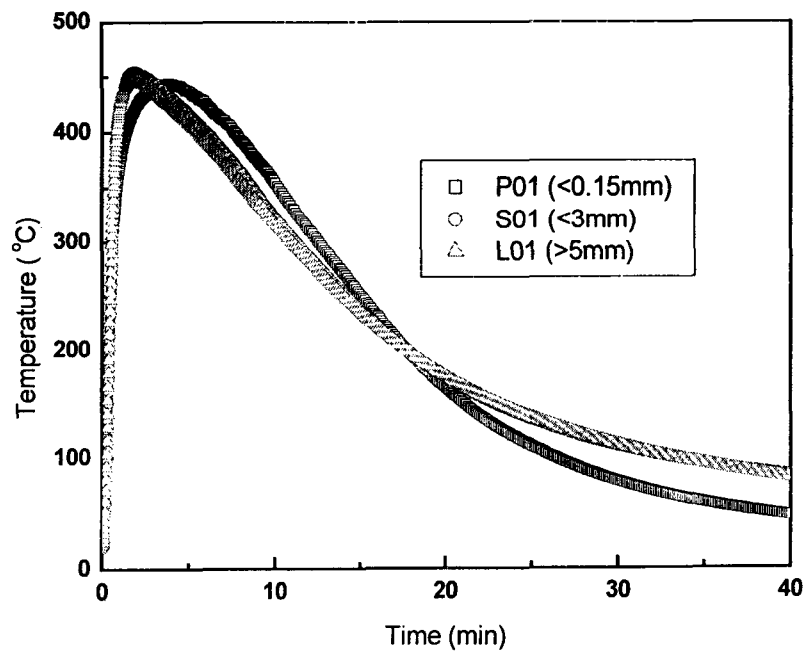


그림 2.3.19 티타늄 스펀지 입자크기에 따른 온도변화

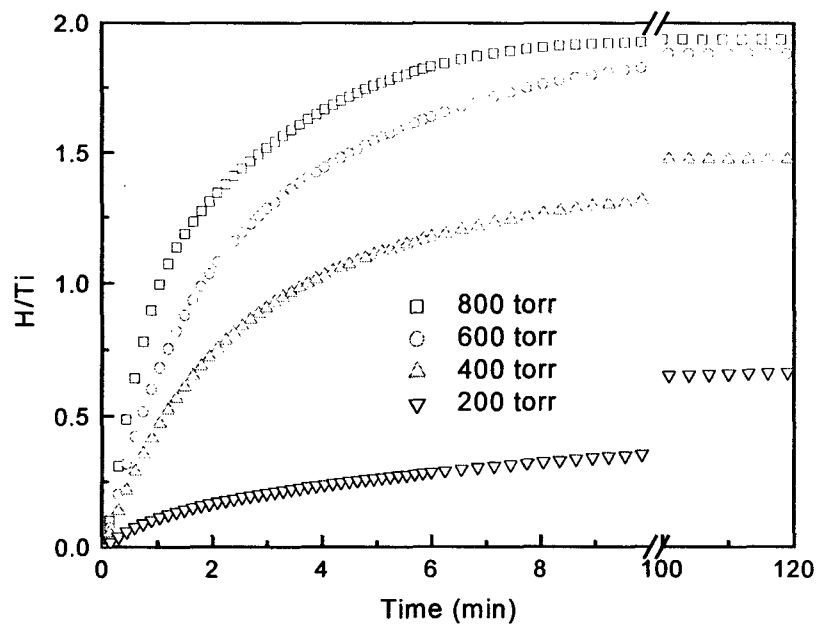


그림 2.3.20 초기 압력 변화에 따른 하이드라이드 반응 특성

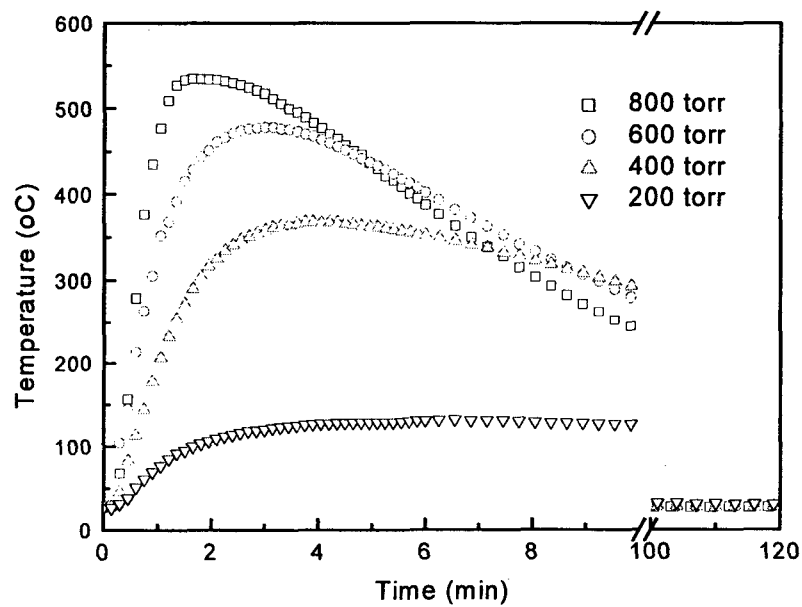


그림 2.3.21 초기 압력 변화에 따른 하이드라이드 반응 시 온도 변화

그림 2.3.21에 초기압력 변화에 따른 하이드라이드 반응시의 반응용기의 온도변화를 나타내었다. 800torr의 경우 500℃ 이상까지 온도가 급격히 상승한다. 즉, 반응 초기에 급격한 발열반응이 일어남을 보여준다. 그러나 200torr의 경우 온도가 100℃까지 서서히 상승하여 계속 반응한다. 즉, 하이드라이드 반응이 매우 느리게 진행됨을 보여준다.

(마) 수소 및 중수소의 흡장특성 비교

수소동위원소간의 저장특성 변화를 살펴보기 위하여 수소의 하이드라이드와 같은 조건에서 중수소에 의한 하이드라이드 반응실험을 수행하였다. 초기 수소 및 중수소의 압력은 최대 저장용량 H/Ti 또는 D/Ti를 1.0과 2.0까지 반응이 가능하도록 268torr 와 605torr에 각각 맞추었다. 그림 2.3.22에 티타늄 스펀지와 수소 및 중수소의 반응시 계통 내의 압력 변화를 나타내었다. 수소와 중수소 모두 반응과 함께 압력이 급격히 감소하여 최대 저장용량까지 변화함을 보여준다. 그림 2.3.23에 계통 내의 압력 감소에 따른 티타늄 스펀지의 수소 및 중수소 저장량의 변화를 보여준다. 반응 후 거의 10분 이내에 최대 저장용량까지 반응이 일어남을 보여주고 있다. 압력 변화와 저장량의 변화에서 관찰한 바와 같이 티타늄 스펀지와 수소 또는 중수소의 반응속도 및 저장량은 거의 차이가 없음을 알 수 있다. 따라서 트리튬 저장 시에도 티타늄과 수소의 하이드라이드 반응 특성 자료를 활용할 수 있을 것이다. 그림 2.3.24에 티타늄과 수소 및 중수소의 반응 시 온도변화를 나타내었다. 반응초기에 급격한 온도 상승이 일어나며 초기압력 268torr 에서는 약 300℃ 까지, 초기압력 605torr 에서는 약 500℃ 까지 온도상승이 일어난다.

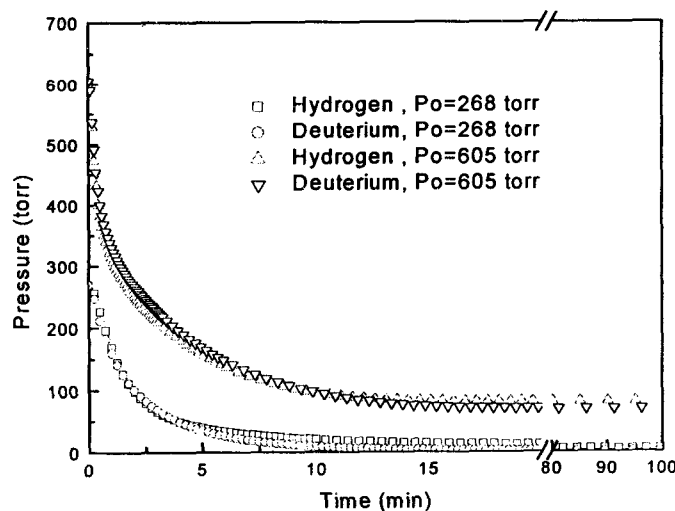


그림 2.3.22 수소 및 중수소 반응시의 압력변화

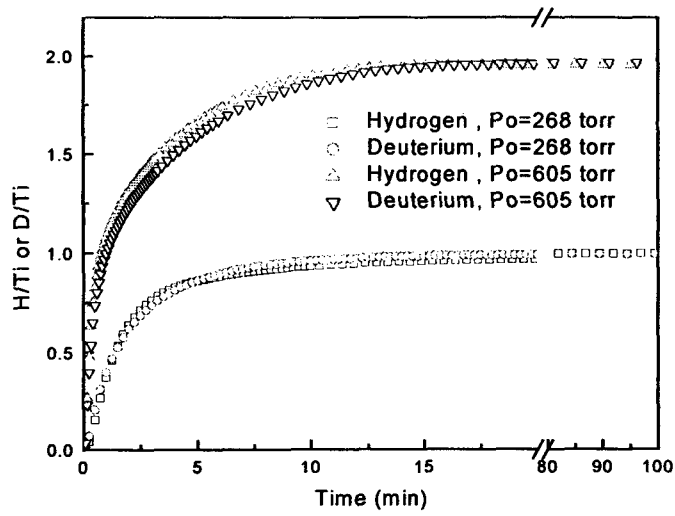


그림 2.3.23 수소 및 중수소 반응시의 저장량 변화

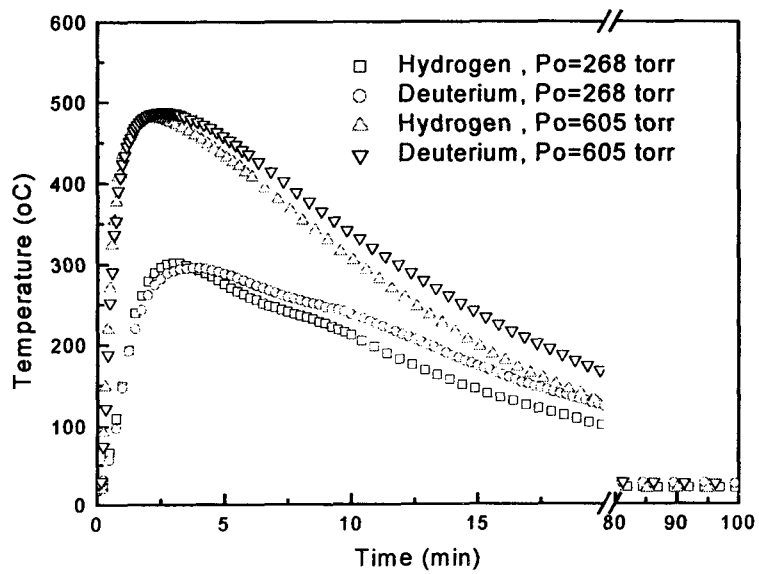


그림 2.3.24 수소 및 중수소 반응시의 온도 변화

(바) 헬륨 함량

트리튬을 티타늄 스펀지에 저장할 때 수소 또는 중수소 저장과의 차이점은 저장된 트리튬의 붕괴에 의한  $\text{He}^3$ 의 생성이다. 따라서 초기 저장된 트리튬이 상당기간 경과하면 저장용기 내에 헬륨이 존재할 가능성이 있다. 따라서 헬륨 존재 하에서의 수소저장 특성에 관한 실험을 수행하였다. 그림 2.3.25는 헬륨 함량을 변화시킨 수소가스와 티타늄 스펀지의 반응 특성에 관한 실험 결과를 나타내었다. 헬륨 함량이 0.6% 이상인 수소가스가 반응할 때 하이드라이드 반응속도가 상당히 느린 것을 알 수 있다. 이러한 현상은 헬륨가스가 수소가스의 티타늄 스펀지 표면으로의 접근을 방해하는 blanketing 효과라고 알려져 있다[2.3.5]. 이러한 현상을 극복하기 위해서는 티타늄 스펀지 반응기내의 가스의 순환이 필요하다. 그림 2.3.26와 그림 2.3.27에 헬륨 존재시의 압력변화와 온도변화를 나타내었다. 저장량의 그림에서 보인 바와 같이 헬륨 존재시 압력도 서서히 감소함을 보여주고 있으며, 온도변화도 급격하지 않은 경향을 보여주고 있다.

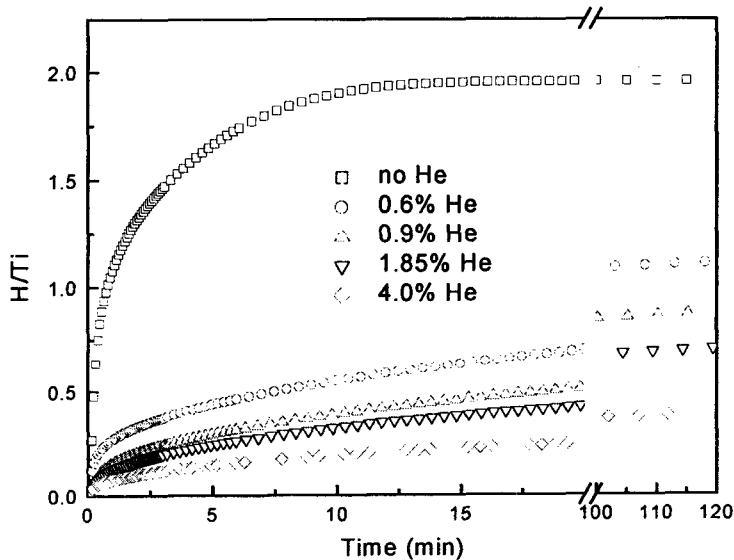


그림 2.3.25 헬륨 존재 시 티타늄 스펀지의 수소저장용량 변화



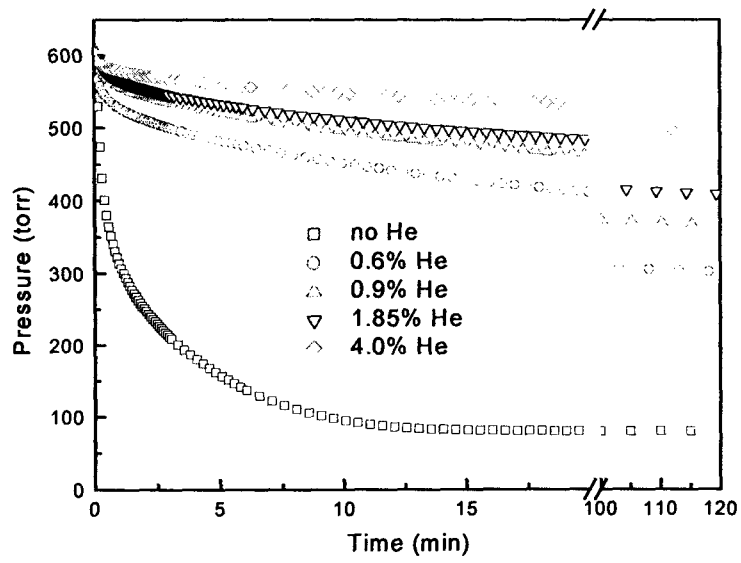


그림 2.3.26 헬륨 존재 시 압력의 변화

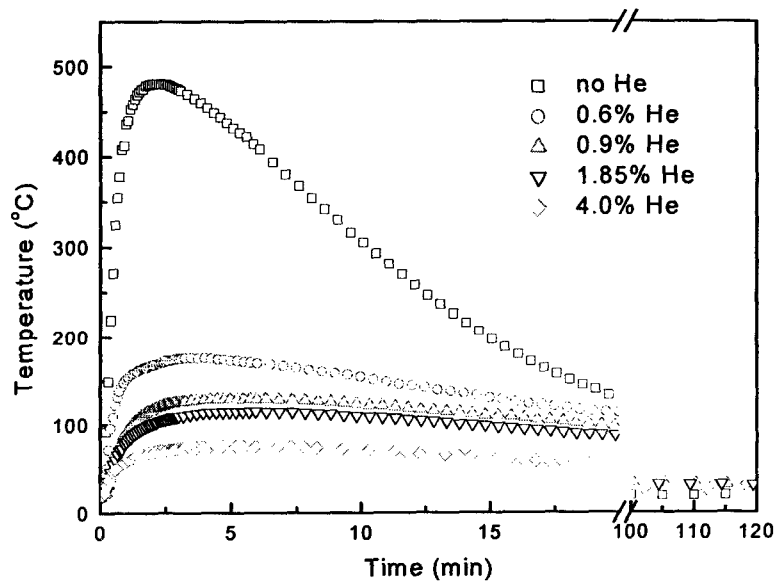


그림 2.3.27 헬륨 존재 시 온도의 변화

(사) 초기 수소 저장량의 변화

티타늄 하이드라이드의 초기 수소 저장량(H/Ti)의 변화에 따른 수소 저장 특성 실험 결과를 그림 2.3.28에 나타내었다. 초기 저장량은 0.2, 0.5, 1.0으로 변화시켰으며, 두 번째 하이드라이드 반응에 사용한 수소 압력은 600torr 이었다. 초기 수소 함량(H/Ti)이 0.2일 때는 하이드라이드 반응이 급격히 일어났으나, H/Ti=0.5인 경우는 반응 초기에 반응이 일어나지 않고 약 10분 정도 경과한 후에 반응이 일어났다. 그러나 H/Ti=1.0인 경우는 오히려 반응 초기부터 급격한 반응이 일어나고 있음을 보여 준다. 이러한 현상은 티타늄 스펀지와 수소의 반응에 의해 티타늄의 수소 함량에 따른 티타늄의 상변화에 의한 현상으로 추정되며, 실험결과의 재확인 실험과 함께 좀 더 이론적인 고찰이 요구된다. 수소함량 변화에 따른 반응기의 온도 변화를 측정하여 그림 2.3.29에 나타내었다. 수소 함량이 적은 경우(H/Ti=0.2)에는 반응열이 약 500℃까지 상승하고, H/Ti=0.5인 경우는 약 430℃, H/Ti=1.0인 경우는 약 340℃까지 반응기 온도가 상승하였다. 초기 수소 저장량이 많은 경우에 두 번째 수소와의 반응 시 반응하는 수소 양이 적으므로 반응열이 적게 발생함을 보여주고 있다. 모든 실험의 경우 최종적인 수소함량은 H/Ti=1.95에 도달하였다.

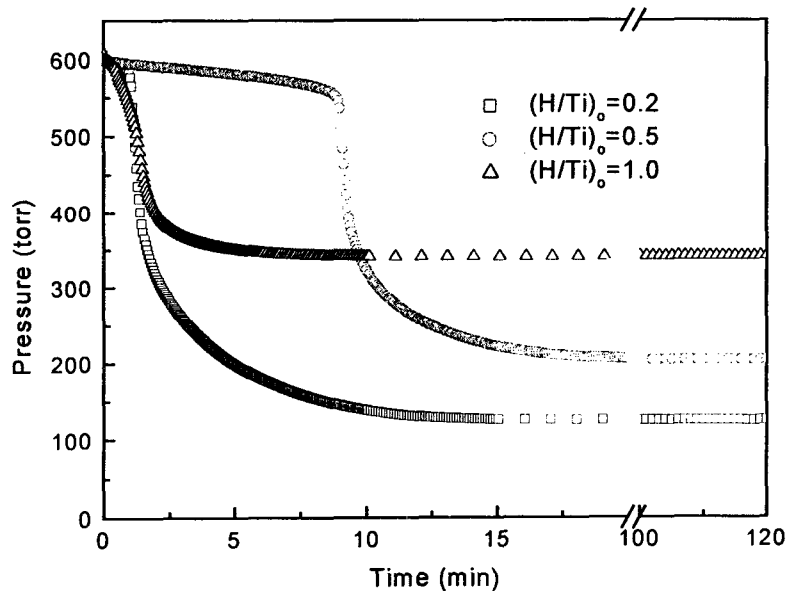


그림 2.3.28 초기 수소 저장량(H/Ti)에 따른 하이드라이드 반응특성

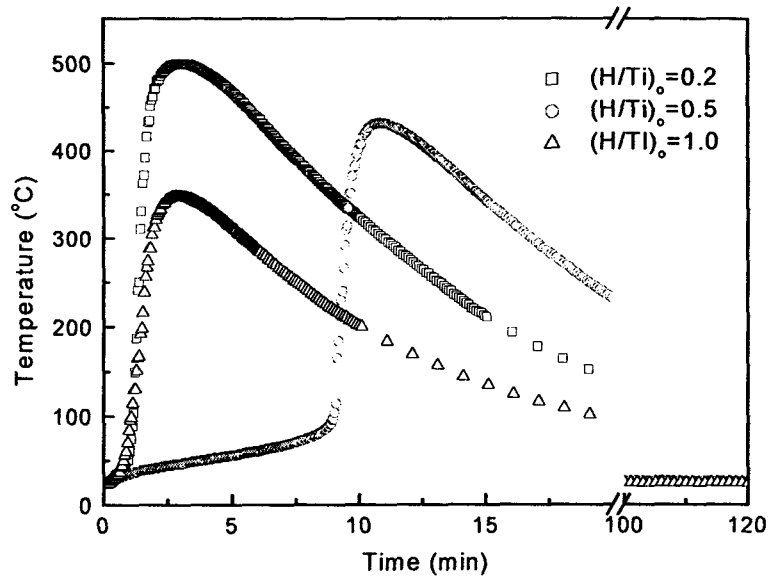


그림 2.3.29 초기수소 저장량(H/Ti)에 따른 하이드라이드 반응시 온도 변화

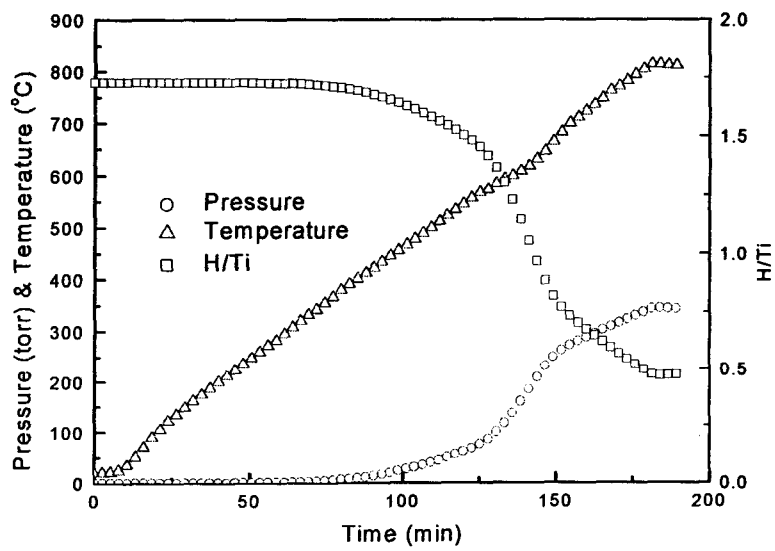


그림 2.3.30 티타늄 하이드라이드의 탈장 특성-온도상승

#### (아) 수소의 탈장특성실험

티타늄에 저장된 트리튬은 가열과 탈기에 의해서 탈장(dehydrided) 된다. 티타늄 스펀지에 저장된 수소의 탈장실험을 수행한 결과를 그림 2.3.30에 나타내었다. 수소 저장량은  $H/Ti=1.7$  이었으며, 온도를 상온에서  $800^{\circ}C$ 까지 가열하였다. 약  $400^{\circ}C$ 정도에 도달하면 탈장이 시작되어 압력이 감소하기 시작하며, 그 후로 탈장 속도가 빠르게 진행된다. 그러나  $800^{\circ}C$ 에서도 흡장되어 있던 수소가 모두 탈장되지 않고  $H/Ti=0.47$  정도가 티타늄에 저장된 상태로 남아 있다. 따라서 티타늄 스펀지에 저장된 수소의 탈장 특성을 파악하기 위해서는 탈장 온도 뿐 아니라 탈장 시간에 대한 실험을 수행하여야 할 것이다.

수소화 된 티타늄 스펀지 ( $H/Ti=1.9$  와  $1.0$ )의  $550^{\circ}C$ 에서의 탈장에 따른 압력 변화를 그림 2.3.31에 나타내었다. 온도는 2시간 내에  $550^{\circ}C$ 까지 상승시켰으며, 그 온도에서 약 10시간 이상 유지하였다. 탈장이 진행되는 동안은 mechanical 펌프만 가동하였다. 압력 변화는 탈장 속도를 나타내게 된다.  $H/Ti=1.9$ 인 경우에 온도가 약  $200^{\circ}C$ 에 도달하였을 때 압력이 상승하기 시작하였으나,  $H/Ti=1.0$ 인 경우는 약  $400^{\circ}C$ 가 되어야 압력이 상승하기 시작한다. 두 가지 경우에 모두 유사한 최대 압력 변화를 보인 후 압력이 급속히 떨어지며, 온도가  $550^{\circ}C$ 로 안정된 이후 압력이 일정한 부분(plateau)이 나타난다. 이 압력 일정부분(plateau)는 mechanical pump 의 일정한 펌핑 속도와 일정한 탈장속도 사이의 균형이 일정한 부분으로 생각할 수 있다. Kherani [2.3.6] 는 이들 압력일정부분을 티타늄-수소계의 두 가지 상( $\alpha$ - $\beta$ )이 존재하는 영역으로 설명하였다. 그는  $H/Ti=1.96$ 의 티타늄 스펀지의 탈장실험으로부터 ( $\beta$ - $\gamma$ )과 ( $\alpha$ - $\beta$ )의 두 가지 영역이 존재함을 관찰하였다. 그러나 본 실험의 결과로부터는 ( $\beta$ - $\gamma$ ) 영역은 관찰할 수가 없었다. 실험결과에서 알 수 있는 바와 같이  $550^{\circ}C$ 의 탈장 온도에서는 약 10시간 이상 운전해야 거의 90%이상 탈장되는 것으로 생각된다. 따라서 탈장 속도는 온도, 초기 수소 저장량 및 펌프의 펌핑 속도 등 여러 가지 변수의 영향을 받는 것을 알 수 있다.

#### (자) 티타늄 스펀지의 미분진 생성

티타늄 스펀지는 하이드라이드 반응과정에서 부피팽창이 일어나므로 미세 입자의 생성 가능성이 있으며, 또한 이동 중에 진동에 의한 파쇄 가능성도 있다. 수소 흡탈장(10회 이상)에 의한 미분진 생성 실험 결과 미세 입자는 극미량 발생한다고 보고 된 바 있다[2.3.7]. 티타늄 수소화물의 미세 분말은 강제적인 기계적 파쇄에 의해서 소량 얻을 수 있다고 알려져 있다. 그림 2.3.32 나타낸 사진은 하이드라이드 반응전의 티타늄 스펀지와 하이드라이드 후의 티타늄 스펀지의 수소화물을 나타낸 것이다. 반응 후 일부 작은 입자가 발생하지만  $2\mu m$  의 filter를 통과할 만한 크기의 입자는 거

의 생성 되지 않는 것으로 보인다. 저장용기의 이동 중에 받을 수 있는 진동에 의한 티타늄 수소화물 파쇄 영향을 알아보기 위해 그림 2.3.33과 같은 Wrist-action shaker 구입 설치하였다. 하이드라이드 반응에 의하여 H/Ti=1.0인 수소화 티타늄 스펀지 130g 을 스테인리스 스틸로 제작된 모의 용기에 넣고 진동을 주어 실험하였다. 실험결과 초기 1주일에는 약 100mesh 이하입자가 일부 발생하였으나 1개월 이상 진동을 주어도 입자크기 감소는 크게 발생하지 않았다.

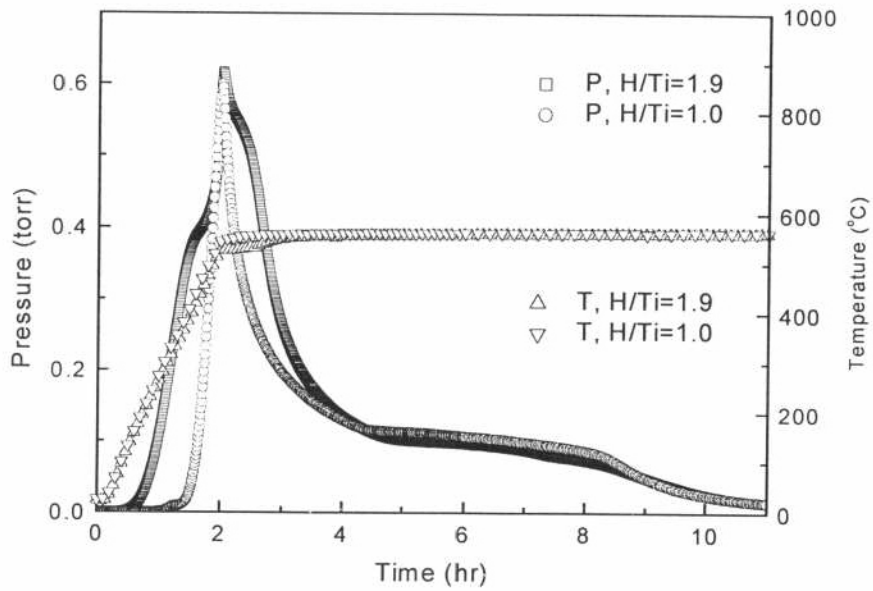


그림 2.3.31 티타늄 하이드라이드의 탈장특성-550°C

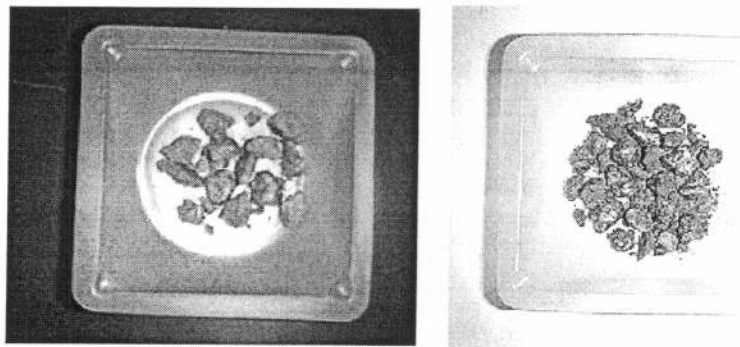


그림 2.3.32 하이드라이드 반응 전 후의 티타늄 스펀지 입자

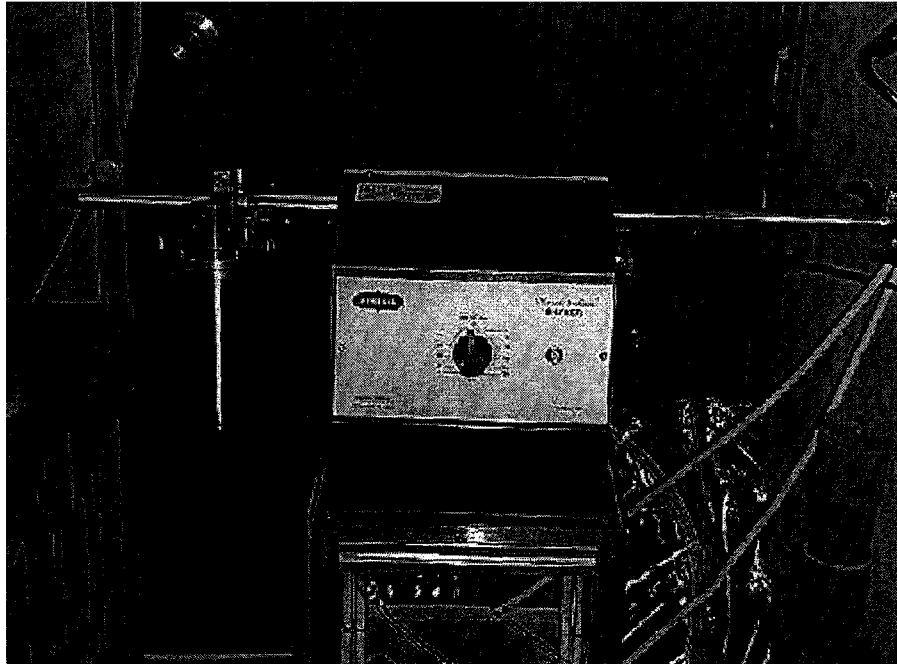


그림 2.3.33 Wirst-action shaker

#### 다. 저장용기의 회분식 흡장성능 확인 실증실험

· 월성 삼중수소제거 시설에서 사용하기 위한 저장용기의 개발을 위해 500kCi급 시험용 저장용기를 설계, 제작하였으며, 시험용 저장용기의 설계, 제작경험을 바탕으로 저장용기 시제품을 제작하였다.

##### (1) 시험용 저장용기의 수소저장실험

###### (가) 시험용 저장용기의 활성화

저장용기의 회분식 반응실험에 의한 성능시험을 수행하기 전에 500℃에서 2시간 동안 활성화 처리하였다. 활성화 과정에서 나타나는 저장용기의 온도와 계통압력을 그림 2.3.34에 나타내었다. 500℃에서 활성화 운전을 하였는데 나타나는 온도는 약 450℃정도까지만 상승했음을 볼 수 있다. 이 온도를 나타내는 thermocouple은 실제 저장용기 내부의 티타늄 금속에 접촉해 있는 것이 아니고 저장용기 외부에 만들어놓은 thermowell에 들어있다. 따라서 실제 티타늄 금속의 활성화 온도와는 차이가 날 가능성이 있다. 그림에서 보는 바와 같이 약 200℃와 300℃사이에서 많은 양의 불순물이 방출되고 있음을 알 수 있으며 약 400℃이상에서는 방출되는 양이 거의 없음을 볼 수 있다.

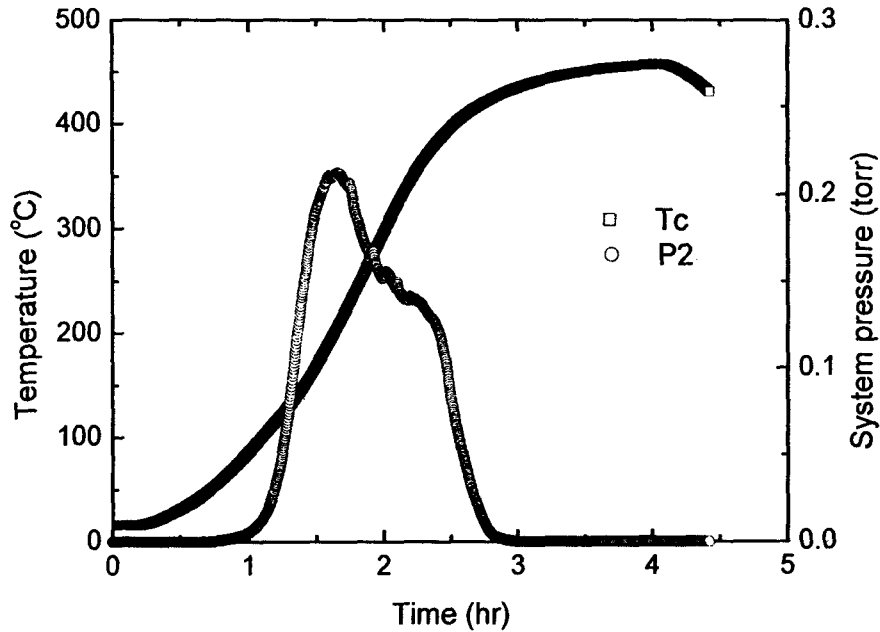


그림 2.3.34 시험용 저장용기의 활성화 과정.

(나) 시험용 저장용기의 회분식 수소저장 반응실험

활성화 처리된 저장용기의 저장능력 확인 실험을 수행하였다. 1회 회분식 저장실험에 50kCi 트리튬 양에 해당하는 0.86 몰의 수소를 저장하기 위해서 20리터 용량의 체적 탱크를 사용하였으며, 계통의 초기 압력은 720torr를 사용하였다. 사용된 수소가 모두 반응하면 1회 반응에서 티타늄 금속에 저장되는 수소의 양(H/Ti)은 0.1이 된다.

첫 번째 회분식 반응에서 일어나는 계통과 저장용기 내의 압력과 저장용기의 온도를 수소저장량과 함께 그림 2.3.35에 나타내었다. 반응시작과 함께 급격한 압력감소가 일어나며 저장용기 내부에서는 순간적인 압력상승 이 후에 수소압력이 사라진다. 이것은 반응초기 저장용기와 계통 연결부분의 밸브를 여는 순간은 저장용기 내부로 유입되는 수소 양이 티타늄과 반응하여 소모되는 수소 양 보다 많다는 것을 의미한다. 그러나 거의 1분 이내에 저장용기 내의 수소는 급격히 소모되어 계통으로부터 저장용기로 유입되는 모든 수소가 빠른 속도로 반응함을 알 수 있다. 계통내 수소 압력 변화로부터 계산된 티타늄의 수소 저장량은 반응 초기에 급격히 상승하여 계통 내 수소압력이 없어지면서 최종적으로 H/Ti=0.1에 근접함을 볼 수 있다. 한편 저장용기 외벽의 thermowell에 설치한 thermocouple로부터 읽은 저장용기의 온도는 반응초기 급격한 온도 상승을 보여주며 약 90°C까지 상승한 후 매우 서서히 냉각되는 것을 보여주었다.

이 반응은 약 10분 정도면 전체 반응의 90%이상이 진행되는 것으로 나타났다. 30분 정도의 반응 시간 후 저장용기의 수소유입 밸브를 닫으면서 반응을 종료하였다.

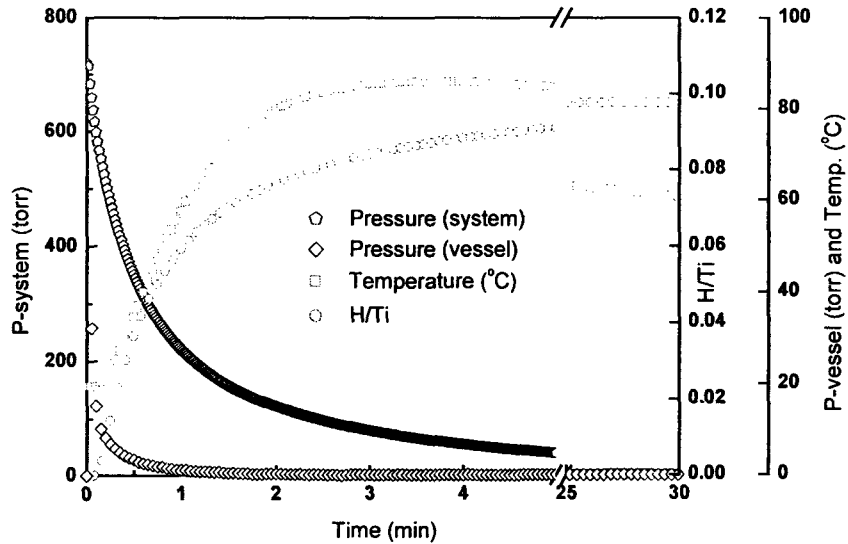


그림 2.3.35 시험용 저장용기의 1회 회분식 반응.

첫 번째 반응실험 후 24시간 후에 두 번째 실험을 같은 방법으로 수행하였으며, 10 회까지의 회분식 반응실험을 24시간에서 7일까지의 시간 간격을 가지고 계속 수행하였다. 그림 2.3.36에는 계통압력의 변화를 나타내었다. 반응속도에서 거의 변화가 없음을 볼 수 있다. 그림 2.3.37에 저장용기 내부의 압력 변화를 나타내었다. 반응초기의 순간적인 압력상승이 나타나지만 약 30초 정도에 거의 사라진다. 8번째 회분식 반응에서는 약 150torr까지의 압력상승이 나타났지만 이 후의 실험에서는 더 큰 압력 상승이 나타나지 않았다. 따라서 10회까지의 회분식 반응에서는 초기 수소저장량이 반응속도에 영향을 미치지 않음을 알 수 있다. 그림 2.3.38에서는 회분식 수소저장 반응에 따른 저장용기의 온도 변화를 나타내었다. 반응초기에 급격한 온도 상승이 일어나며 반응 후 약 5분 정도에서 최고 값을 보인 후 서서히 온도가 감소하는 것을 볼 수 있다. 최대 온도는 약 100°C 근방이며 반응이 끝나 후인 30분 정도에도 약 50°C이상의 온도를 나타낸다. 실제로 상온에 이르는 데는 약 5시간 이상이 소요되었다. 계통내의 수소 압력 변화를 측정하여 얻은 티타늄의 수소 양(H/Ti)을 그림 2.3.39에 나타내었다. 각 회분식 반응에서 주입한 수소가 모두 소모되면, 즉 계통의 압력이 영(zero)가 되면 H/Ti는 약 0.1근방을 나타내며 10회의 반응이 모두 종료되면 1.0에 이르게 된다. 월성 TRF에서는 이 값까지 운전하게 된다.



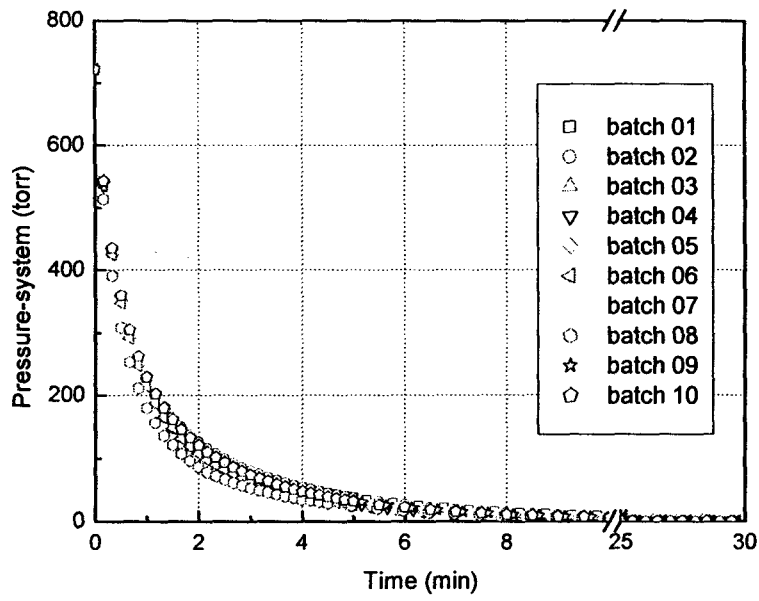


그림 2.3.36 회분식 수소저장 반응에 따른 계통 압력변화.

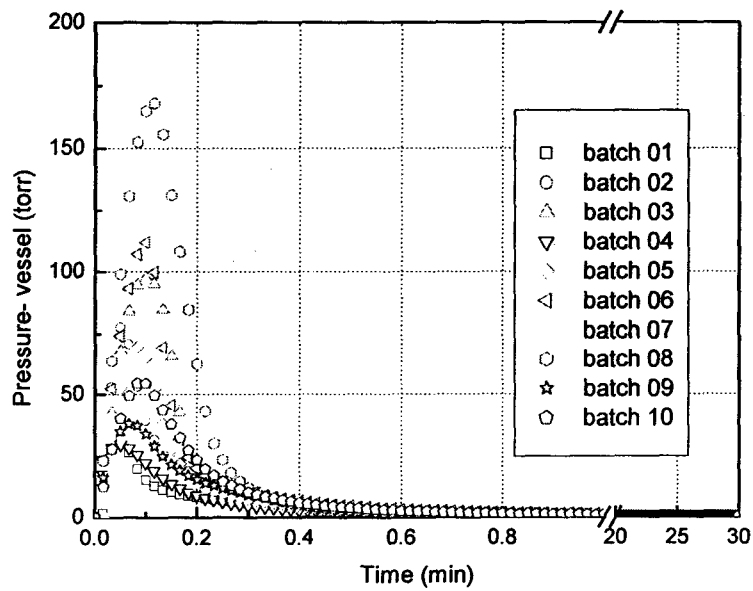


그림 2.3.37 회분식 수소저장 반응에 따른 저장용기 내부의 압력 변화.

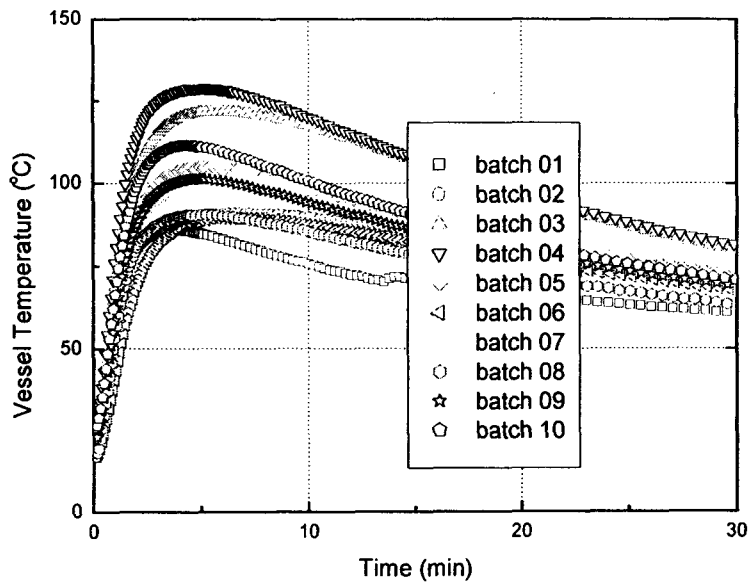


그림 2.3.38 회분식 수소저장 반응에 따른 저장용기의 온도 변화.

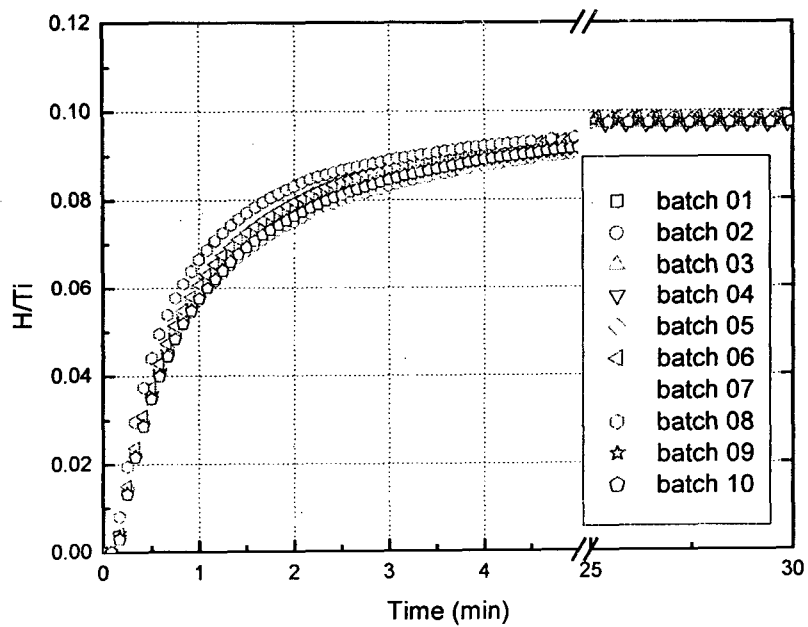


그림 2.3.39 회분식 수소저장 반응에 따른 티타늄의 수소저장량(H/Ti).  
(다) 11회 이후의 회분식 수소저장실험

월성 TRF의 트리튬 저장용으로 설계, 제작된 시험용 저장용기는 10회까지의 회분식 실험에서도 전혀 그 저장능력이 저하되지 않았다. 그러나 10회 이후의 저장 성능을 알아보기 위하여 계속 같은 방법으로 회분식 수소저장실험을 수행하였다. 그림 2.3.40에는 11회부터의 수소저장 실험에 따른 계통 내 수소압력 변화를 나타내었다. 11회에서 18회까지는 처음과 거의 같은 경향을 보여준다. 그러나 19회에 이르러서는 압력 감소가 매우 느린 것을 볼 수 있다. 즉, 반응속도가 매우 느리다. 그림 2.3.41에는 저장용기 내의 압력변화를 나타내었다. 반응초기의 급격한 압력상승은 1-10회의 회분식 반응과 유사하지만 압력상승이 100torr이상으로 크며 15회-18회에서는 약 350torr까지 이른다. 또한 약 1분 정도까지도 저장용기내의 압력이 남아 있음을 볼 수 있다. 19회와 20회에서는 약 500torr까지 급격히 상승한 후에 매우 느리게 압력이 감소함을 볼 수 있다. 즉 반응이 매우 느리게 진행됨을 알 수 있다. 11회 이후의 회분식 반응에 따른 저장용기의 온도변화를 그림 2.3.42에 나타내었다. 15회 이하의 반응은 초반 온도 상승이 약 100℃이상까지 상승하지만 15회 이후의 반응들은 온도 상승이 크지 않으며 19회와 20회는 급격한 온도상승 없이 서서히 온도 상승이 일어난다. 계통내 압력 감소에 따른 티타늄 스펀지의 수소저장량을 그림 2.3.43에 나타내었다. 11회에서 17회까지는 30분 이내에 H/Ti=0.1에 쉽게 도달하지만 19회와 20회에서는 매우 느리게 수소저장량이 증가하고 있었다.

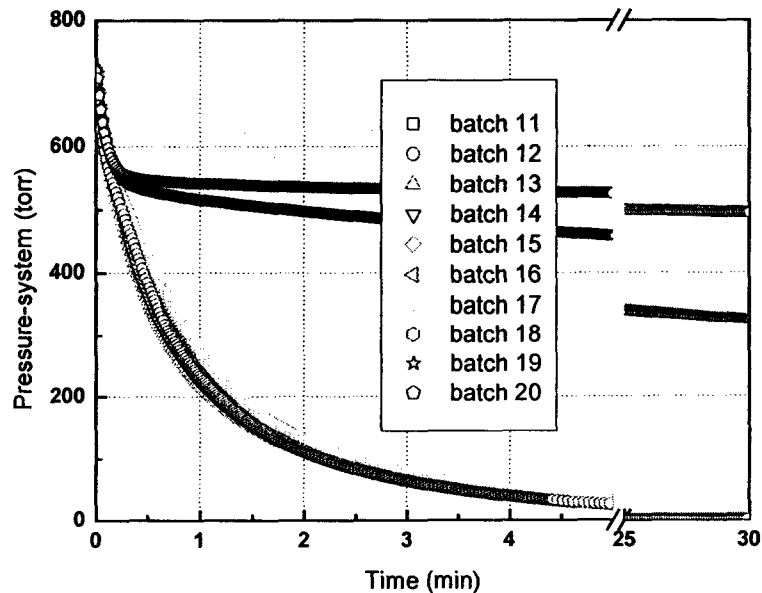


그림 2.3.40 11회 이후 회분식 반응이 반응에서의 계통 내 수소압력 변화.

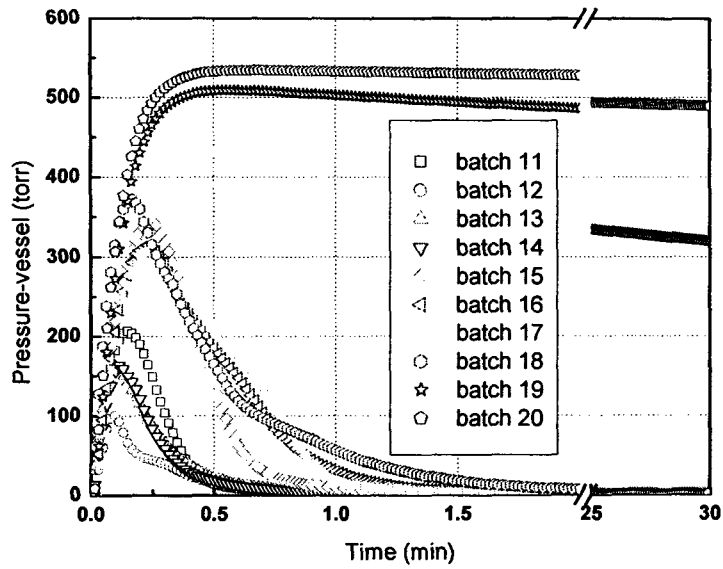


그림 2.3.41 11회 이후 회분식 반응에서의 저장용기 내부의 수소압력 변화.

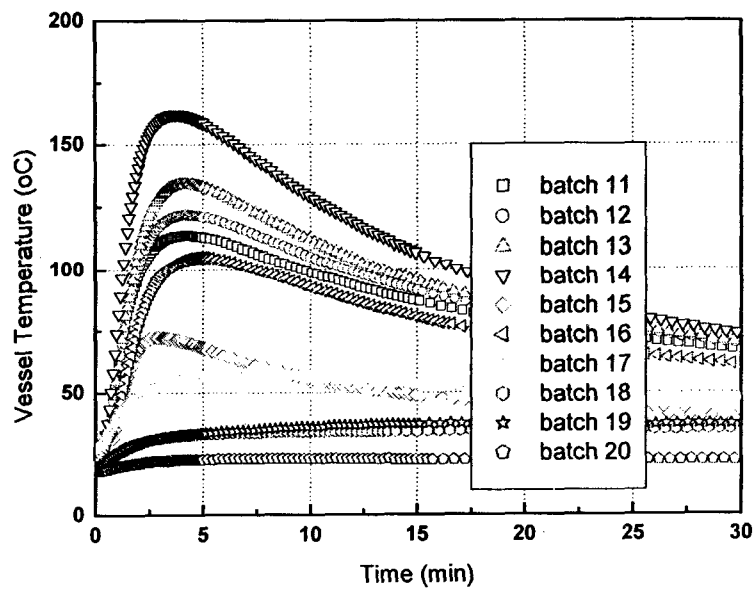


그림 2.3.42 11회 이후 회분식 반응에서의 저장용기의 온도 변화.

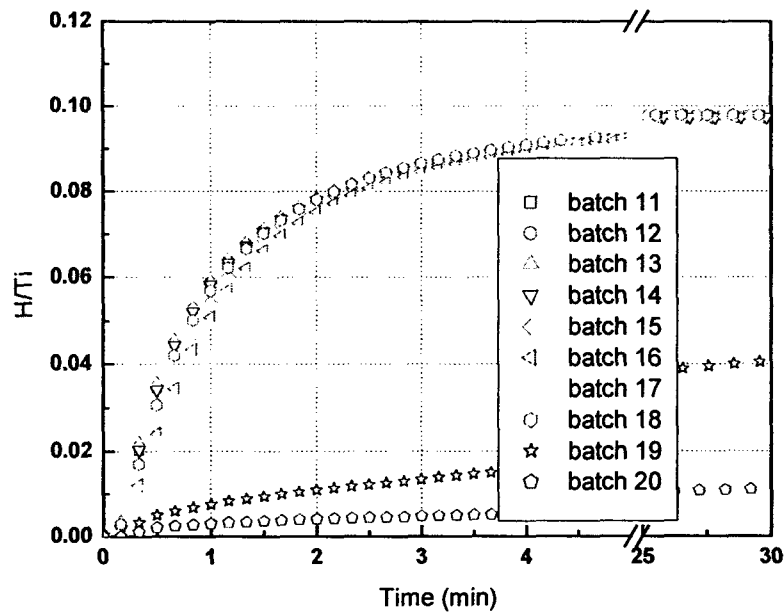


그림 2.3.43 11회 이후 회분식에서의 수소저장량 (H/Ti) 변화.

시험용 저장용기의 회분식 수소저장 실험결과 18회까지는 거의 같은 경향으로 수소 저장 반응이 진행됨을 알 수 있었다. 그러나 19회부터는 반응속도가 매우 느리게 진행되고 있었다. 그림 2.3.44에 19회 회분식 반응의 전체 수소저장 반응 특성을 나타내었다. 반응이 매우 느리게 진행되어 약 9시간까지 반응한 후에야 주입된 수소가 모두 반응하여 저장된 수소 양은 H/Ti=0.1이 되었다. 반응온도는 약 35°C까지 서서히 증가한 후 매우 느리게 감소하였다. 계통의 압력과 저장용기 내부의 압력은 반응초기부터 거의 같은 경향으로 감소하는 것을 볼 수 있다. 반응초기 1분간의 계통과 저장용기의 압력변화를 그림 2.3.45에 나타내었다. 저장용기 내의 압력이 상승하고 계통의 압력이 감소하여 약 30초 후에 거의 같은 압력을 유지함을 볼 수 있다. 이러한 결과는 저장용기 내의 티타늄 스펀지에 수소가 매우 많은 양이 저장된 상태에서 수소저장 반응이 일어나면 그 반응 속도가 매우 느리므로 저장용기와 계통의 압력이 거의 같은 상태를 유지하면서 서서히 반응이 일어나는 것을 알 수 있다. 20회 반응에서는 더욱 반응속도가 느리게 되어 거의 반응이 일어나지 않는 것으로 볼 수 있었다. 본 실험에서 구한 20회 회분식 반응 이후의 최종 수소저장 상태는 H/Ti=1.85 이었다.

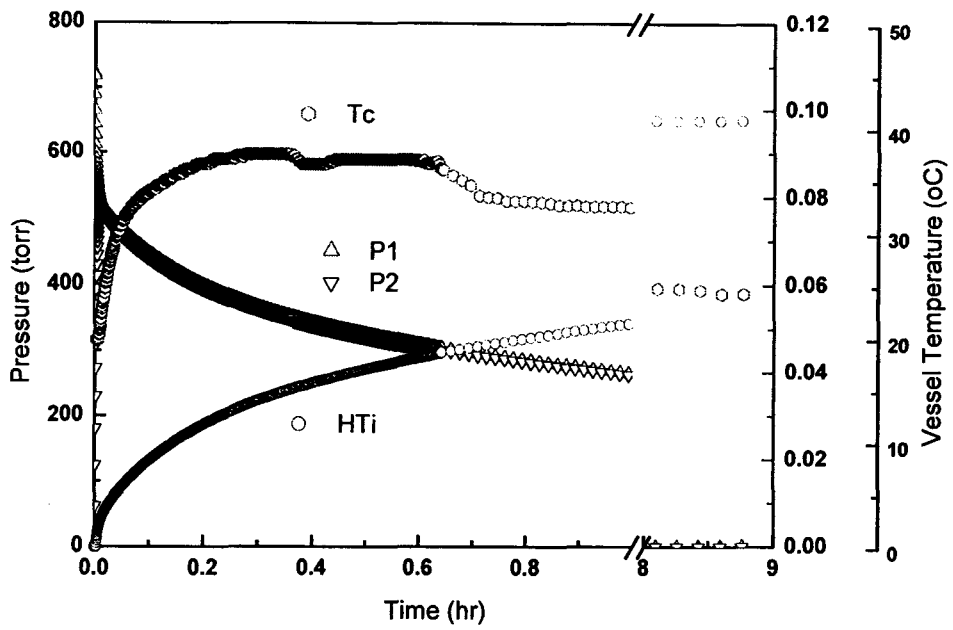


그림 2.3.44 시험용 저장용기의 19회 회분식 수소저장 반응.

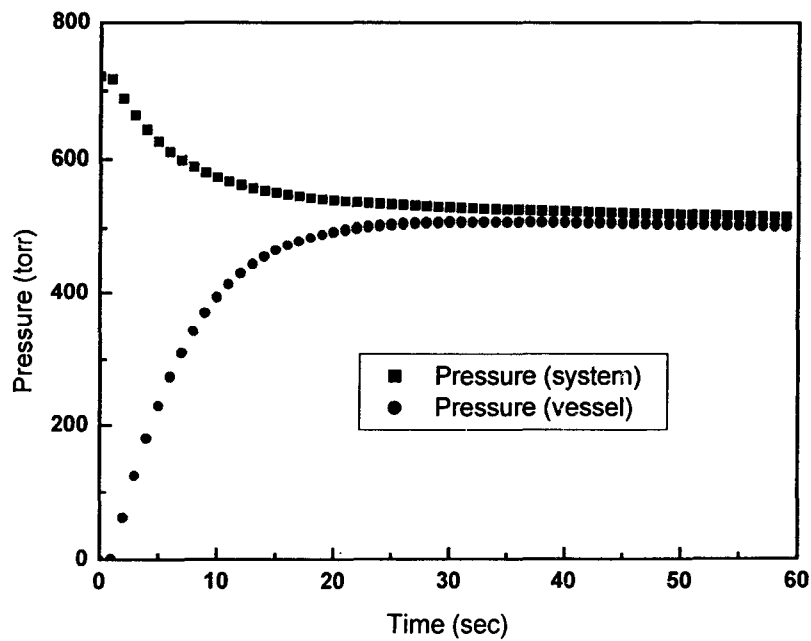


그림 2.3.45 19회 회분식 수소저장 반응에서 계통과 저장용기의 압력변화.

## (2) 저장용기 시제품의 수소저장실험

### (가) 저장용기 시제품의 회분식 수소저장 특성

저장용기 시제품의 수소저장 성능 특성 실험도 시험용과 같은 방법으로 수행하였다. 시험용과 같이 500°C의 진공으로 활성화 처리하였으며, 회분식 운전간의 시간 간격을 시험용보다는 조금 더 길게(약 1주일 정도) 주었다. 계통내의 초기압력 등 모든 운전 조건을 시험용 저장용기와 같이 유지하였다. 그림 2.3.46에 저장용기 시제품의 회분식 수소저장 실험에서 계통내의 수소압력변화를 나타내었다. 시험용과 마찬가지로 10회까지의 회분식 실험에서는 저장용기의 저장 속도에 큰 차이가 없음을 알 수 있다. 그림 2.3.47에 저장용기 시제품의 수소저장 반응에서의 저장용기의 압력 변화를 나타내었다. 시험용과 같이 반응 초기에 순간적인 압력상승이 있으나 2-3분 이내에 용기내의 압력의 영인 상태를 유지하게 된다. 그림 2.3.48에 소모된 수소양 으로부터 계산된 티타늄의 수소 양(H/Ti)를 나타내었다. 각각의 회분식 반응에서 30분 정도면 주입된 모든 수소가 반응하는데 충분한 시간이며 최종적으로 H/Ti=0.1에 이르게 됨을 알 수 있다. 10회의 회분식 반응이 모두 끝나면 H/Ti=1.0 근방에 이르게 된다. 월성 TRF의 트리튬 저장을 위해 설계, 제작된 저장용기 시제품은 시험용 용기의 경우와 같이 10회까지의 회분식 실험에서도 전혀 그 저장성능이 저하되지 않는 것을 확인할 수 있었다.

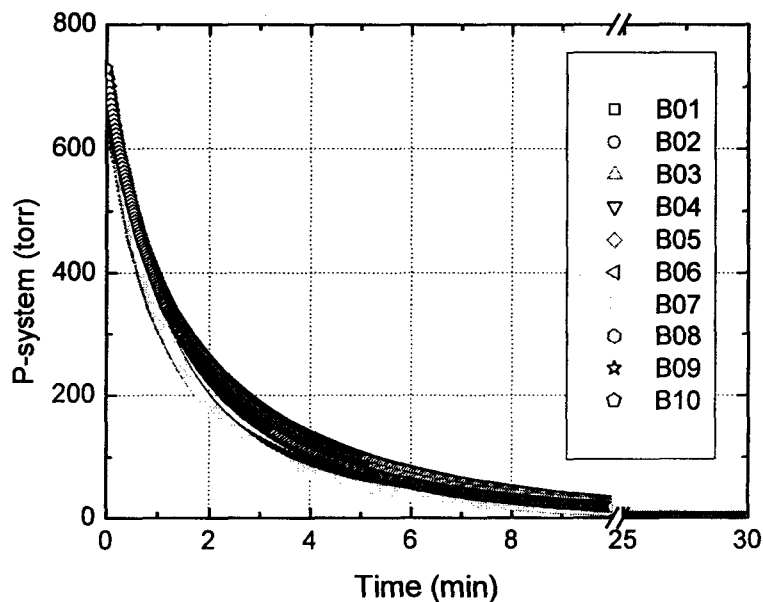


그림 2.3.46 저장용기 시제품의 회분식 수소저장실험.

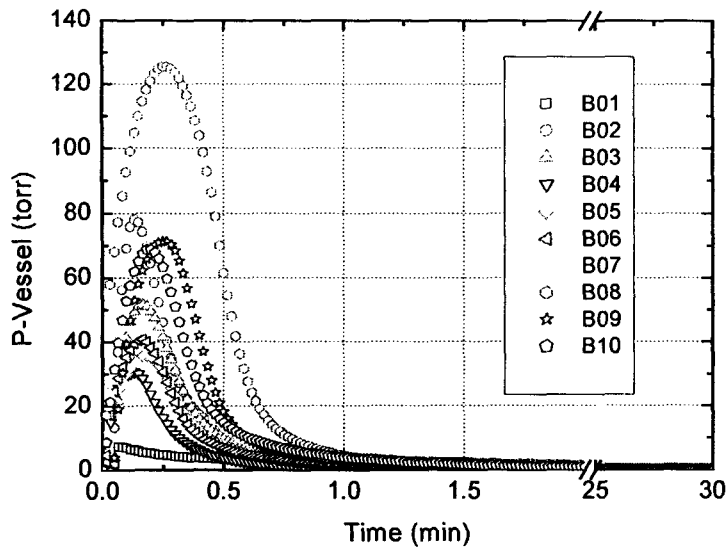


그림 2.3.47 저장용기 시제품 내부의 압력변화.

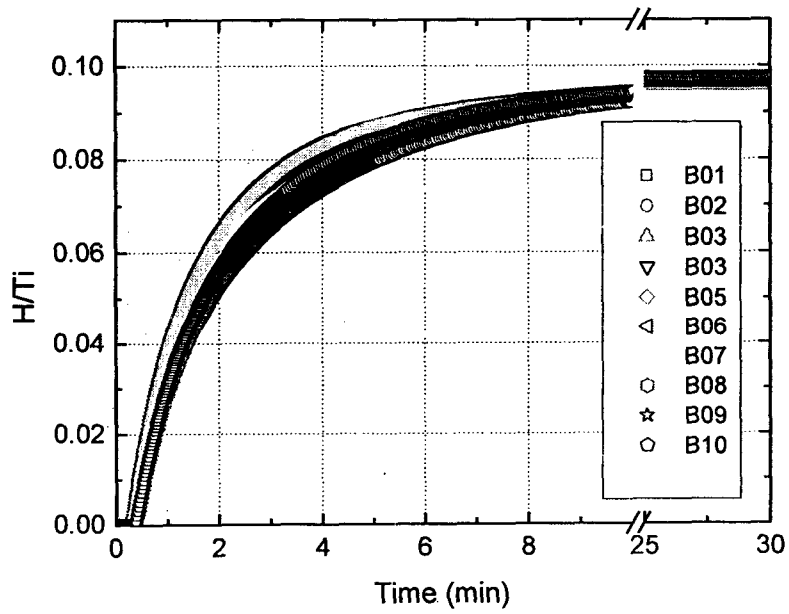


그림 2.3.48 저장용기 시제품의 수소저장량 변화.



(나) 저장용기 시제품의 수소저장용량 확인 실험

저장용기 시제품의 최종적인 수소저장용량을 알아보기 위해 10회 반응 이후에도 같은 방법으로 회분식 수소저장실험을 수행하였다. 그림 2.3.49에 11회부터의 수소저장 실험에 따른 계통 내 수소압력 변화를 나타내었다. 11회에서 16회까지는 처음과 거의 같은 경향을 보여준다. 그러나 17회에 이르러서는 압력 감소가 약간 느려졌으며 18회부터는 압력감소가 매우 느려진 것을 볼 수 있다. 즉, 반응속도가 매우 느린 것을 알 수 있다. 그림 2.3.50에는 저장용기 내의 압력변화를 나타내었다. 반응초기의 급격한 압력상승이 반응 횟수를 거듭할수록 계속 커지며 17회에서는 초기 압력 상승 후 압력 감소가 서서히 진행되는 것을 볼 수 있다. 18회 이후에는 저장용기 내의 압력 감소가 매우 느려지는 것을 확인할 수 있다. 18회 회분식 반응에서의 계통과 저장용기 내부의 압력변화를 그림 2.3.51 에 나타내었다. 반응초기에 계통에서의 급격한 압력 감소와 저장용기 내부의 압력상승이 반응 시작 후 약 2분경과 후에 일치하게 된 후 거의 같은 값과 속도로 감소함을 알 수 있다. 약 4시간 경과 후 1회분의 모든 수소가 반응하였다. 저장용기 시제품의 저장능력 실험은 약 8개월 이상 사용하여 실험한 결과이다. 그림 2.3.52에 티타늄의 수소 양(H/Ti)의 변화를 나타내었다. 20회까지의 회분식 반응에 의한 최종 수소 저장량은 H/Ti=1.91로 계산 되었다. 따라서 이러한 실험 결과는 저장용기 시제품이 월성 삼중수소제거설비에서 삼중수소 저장용기로 사용되기에 충분한 저장용량을 가짐을 보여준다.

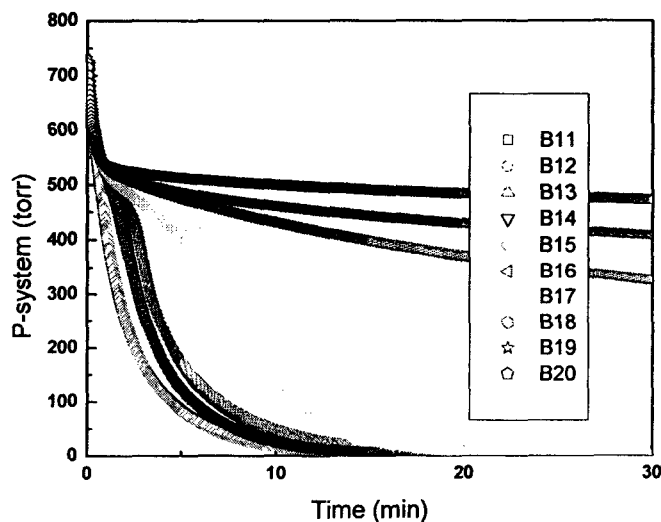


그림 2.3.49 11회 이후 회분식 반응에서의 계통압력변화 (저장용기 시제품)

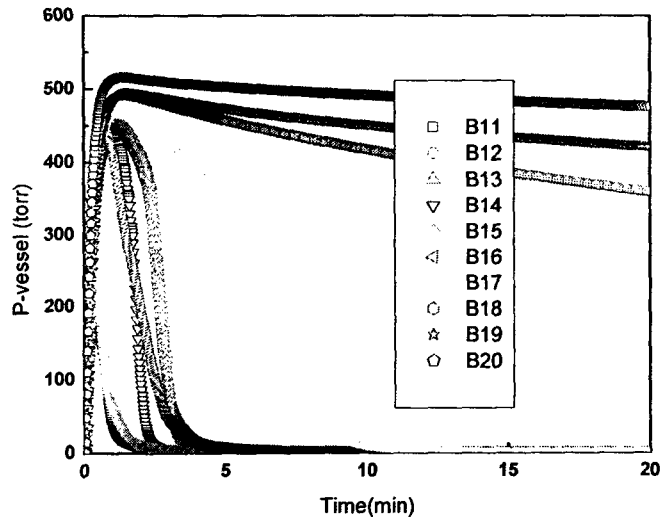


그림 2.3.50 11회 이후 회분식 반응에서의 저장용기 시제품내부의 압력변화

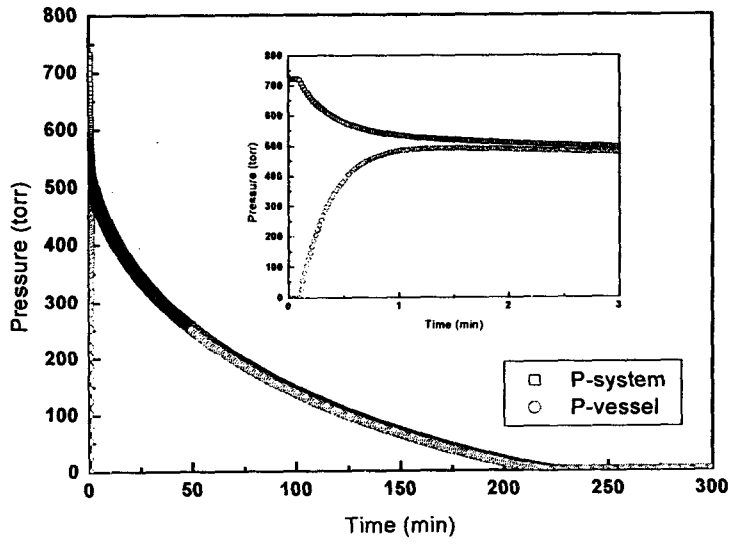


그림 2.3.51 18회 회분식 반응에서의 저장용기 시제품의 압력변화

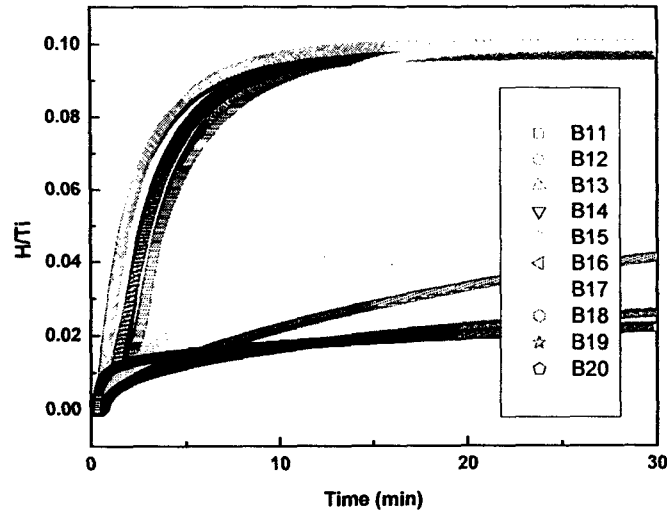


그림 2.3.52 저장용기 시제품의 수소저장용량

#### 4. 저장 용기의 재료 평가, 수소화물의 발화 안전성 및 붕괴열 실험

##### 가. 저장 용기의 재료 평가

삼중수소 저장 용기의 재료로 사용되는 TP316L의 내화학성 및 기계적 강도 등의 재료 특성 평가 시험은 아래 각 항에 기술한바와 같이 ASTM Vol. 3의 “Metal Test Method and Analytical Procedures”의 규정에 따라 재료시편을 제조하고 시험 절차에 따라 재료 평가 시험을 수행하였다 [2.4.1].

##### (1) 내화학성 시험

##### (가) 관련법규 및 요구 조건

Authentic grade의 부식시험(corrosion test)은 ASTM, Designation:A182/A182-M의 Supplementary Requirement S10에 기술된 intergranular 부식시험의 요구조건(requirement)을 만족시킬 수 있어야한다 [2.4.2]. 또한 모든 authentic stainless steel은 ASTM Practice A262의 Practice E에 따라서 수행된 Intergranular corrosion test를 통과하여야 한다. 이 법규의 적용범위는 오스테나이트계 스테인리스강을 끓는 황산·황산동 용액에 넣어서 시험한 후 굽힘시험에 의한 균열을 관찰하여 입계부식 정도를 시험하는 방법에 대하여 규정한다.

(나) 시험 장치

Authentic stainless steel의 ASTM Practice A262의 Practice E(또는 ASTM Practice A763의 Practice Z)에 따른 입계부식시험(intergranular corrosion test)을 수행하기 위한 실험장치는 그림 2.4.1 에서와 같이 1liter 용량의 Erlenmeyer flask(45/50 ground glass joint), 길이 13inch의 5 bulb Allihn condenser, 시험시편 지지를 위한 Glass cradle 및 Electrical heated hot plate등으로 구성되어있고 다음에 따른다.

① 시험용기는 충분한 냉각면적을 가진 유리계의 수직 형 역류 콘덴서를 테이퍼로 끼워 결합시켜 만든 유리계의 플라스크(용량 약 1ℓ)를 사용한다.

② 가열장치는 시험 중에 있는 시험용액을 조용한 비등 상태로 유지할 수 있는 것을 사용한다.

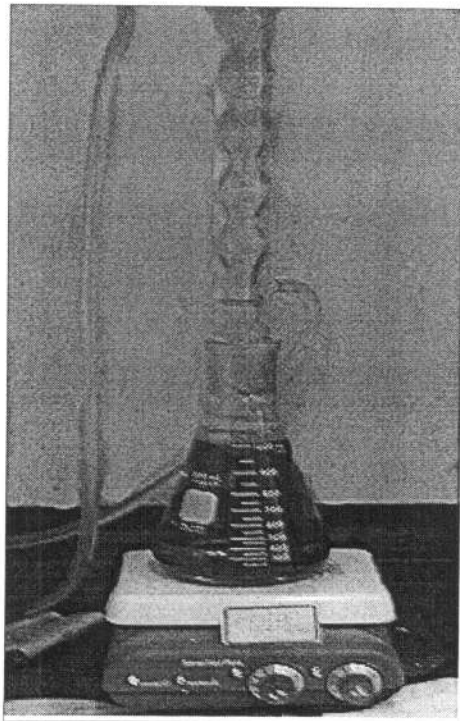


그림 2.4.1. 내화학적 시험장치

(다) 시험 용액

먼저 700ml의 증류수 또한 탈이온수에 100g의 특급품 황산구리( $\text{CuSO}_4 \cdot 5\text{H}_2\text{O}$ )을 용해시킨 후 100ml의 황산( $\text{H}_2\text{SO}_4$ , cp, sp gr. 1.84)을 가하여, 증류수 또한 탈이온수로 1ℓ가 되게 희석시킨 황산 황산동 용액으로 조제한 후[제조된 용액은 대략 6 wt%의 무수황산(anhydrous sulfate) 및 16 wt%의 황산이 포함되어있음] 시험시 전해질 등

급(Electrolytic grade) 구리 shot 또는 분말을 시험 종료 후에도 남아 있을 정도로 충분히 주입시킨다. 시험 용액은 시험할 때마다 새로운 것을 사용하고 한번 시험한 용액을 반복 사용하지 않는다.

(라) 시험 시편

시험 시편은 ASTM A262 Practice E에 따른 내화학성 시험을 위한 시편의 크기는 그림 2.4.2와 같다.

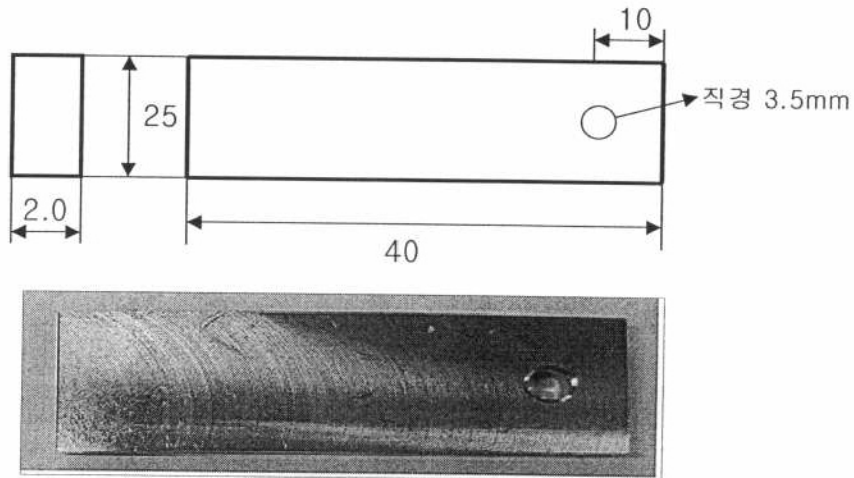


그림 2.4.2. 내화학성 시험 시편

(마) 실험 방법

저장용기의 재료로 사용되는 TP316L을 표 4.1의 Tubing(직경 38mm 이상)에 따른 시험 시편(두께 2.0mm, 폭 25mm, 길이 40mm) 3개를 이용하여 Modified Strauss Test (ASTM A262-Practice E) 즉, 동이 첨가된 Cu-CuSO<sub>4</sub> 16%의 황산비등 용액에서 아래의 실험 장치를 이용하여 48시간에서 72시간까지 수행한다.

(바) 평가 (evaluation)

실험 후 입계균열의 예민성을 조사하기 위해 시편 두께의 3배되는 끝을 원형으로 가공한 guide를 이용하여 정점으로 180° 굴곡 시켜 굴곡된 부위(bend area)의 균열 양상을 아세톤 용액으로 초음파 세척 후 광학 현미경 또는 Sem 사진으로 관찰한다. 굴곡부위에 부식으로 인한 균열(Fissure or Crack)이 없어야한다.

(사) 시험결과

시험 시편을 3개를 이용하여 Modified Strauss Test (ASTM A262-PracticeE)

즉, 동이 첨가된 Cu-CuSO<sub>4</sub> 16%의 황산비등 용액에서 48시간에 시험 후 시험 시편을 아세톤 용액으로 세척 후 180° 굴곡시켜 굴곡된 부위를 SEM사진으로 관찰하였다. 그림 2.4.3에서 굴곡부위에 부식으로 인한 균열(Fissure or Crack)이 없었다.

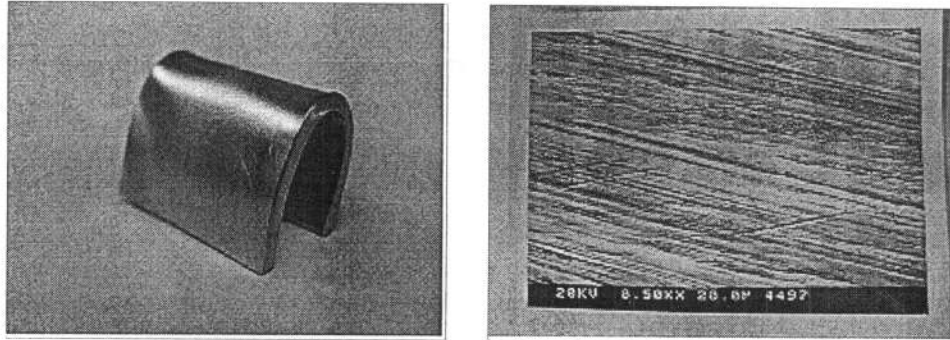


그림 2.4.3. 시험시편의 180° bend test 및 굴곡부위의 SEM 사진

## (2) 기계적 강도

저장 용기 재료의 기계적 강도는 ASTM A370, Mechanical Testing of Steel Products의 Standard Test method에 따라 수행하며, 일반적으로 재료의 기계적 강도는 다음과 같이 인장강도 (Tensile Strength), 항복강도 (Yield Strength), 및 파단연신율(Elongation)을 나타낸다. 인장시험은 시험기를 사용하여 서서히 인장하고 항복점, 항복강도, 인장강도, 항복연신율 및 파단 연신율을 측정하는 것이다 [2.4.1].

- 인장강도: 최대 인장하중(kgf)(N)을 평행부의 원 단면적(mm<sup>2</sup>)으로 나눈 값(kgf/mm<sup>2</sup>)(N/mm<sup>2</sup>)을 나타낸다.
- 항복강도: 영구신장을 일으킬 때의 하중을 원단면적으로 나눈 값으로 특별히 규정이 없을 때는 영구 신장율이 0.2%인 때의 하중을 원단면적으로 나눈 값.
- 파단연신율: 시험편 파단후의 영구 연신율을 말하며 혼동되지 않을 때는 단지 연신율이라 한다. 파단연신은 국부수축이 개시 될 때까지의 균일 신율과 국부수축에 있어서 국부 수축 개시부터 파단까지 일어나는 국부신율로 나눈 값이다.

첨부 2.4.1. TP316L에 대한 검사 증명서(Mill Test Certification)



CERTIFICATE

o. Q/00-743312 Rev 00  
Date 2000-10-11 Page 1/2

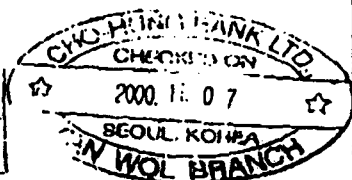
MILL TEST CERTIFICATE

INSPECTION CERTIFICATE acc to  
EN 10 204 3.1.B

BAE MYUNG METAL CO., LTD.  
654-2, CHOJI-DONG, ANSAN-SI  
KYUNGGI-DO, KOREA

INSPECTION STAMP  
QA-TUBE

|   |                                     |   |   |              |   |               |       |      |
|---|-------------------------------------|---|---|--------------|---|---------------|-------|------|
| <b>Customer References</b><br>00-2050<br><br>901-03047 BAE MYUNG    |                                     | Customer order<br>2000-03-28  | <b>Sandvik References</b><br>Order No. 02050<br>Sub No. 42149/54<br>ASIS No. 300-75880<br>O.Code 25 |              |   |               |       |      |
| <b>Material description</b><br>SEAMLESS STAINLESS HOT FINISHED PIPE |                                     | <b>Steel/material Designations</b><br>Sandvik AISI<br>3R65 TP316/TP316L |   |              |   |               |       |      |
| <b>Steel making process</b><br>Electric furnace                     |                                     |   |   |              |   |               |       |      |
| <b>Technical requirements</b><br>ASTM A-312-99                      |                                     |   |   |              |   |               |       |      |
| <b>EXTENT OF DELIVERY</b>   |                                     |   |   |              |   |               |       |      |
| It  | Product designation                 | Weight  | Lot   | Pieces       | Kg  | M             |       |      |
| 03  | T8T-E-316L-6-SCH40<br>168.28 X 7.11 | 450933  | 51265   | 20           | 3440.0  | 120.00        |       |      |
|   |                                     |   |   | <b>Total</b> | 20  | 3440.0 120.00 |       |      |
| <b>TEST RESULTS</b>   |                                     |   |   |              |   |               |       |      |
| <b>Chemical composition (weight%)</b>                               |                                     |   |   |              |   |               |       |      |
| Heat  | C                                   | Si  | Mn  | P            | S   | Cr            | Ni    | Mo   |
| 450933  | 0.010                               | 0.49  | 1.61  | 0.031        | 0.007   | 16.73         | 11.27 | 2.03 |
|   | Co                                  | Cu  | N   |              |   |               |       |      |
| 450933  | 0.098                               | 0.32  | 0.062   |              |   |               |       |      |
| <b>Tensile test at room temperature</b>                             |                                     |   |   |              |   |               |       |      |
|   | Yield strength                      |   | Tensile strength  |              | Elongation                                      |               |       |      |
|   | N/mm2                               |   | N/mm2   |              | %   |               |       |      |
| Lot   | Rp0.2                               |   | Rm  |              | 2"  |               |       |      |
| 51265   | 249                                 |   | 570   |              | 54  |               |       |      |
| <b>Hydrostatic test</b>   |                                     |   |   |              |   |               |       |      |
| Lot   | Sec                                 | Mpa   |   |              |   |               |       |      |
| 51265   | 6                                   | 10.0  |   |              |   |               |       |      |
|   |                                     |   | <input type="checkbox"/> Witnessed by   |              | <input checked="" type="checkbox"/> Reviewed by |               |       |      |
|   |                                     |   | C. S.   |              |   |               |       |      |



Quality assurance - Carl-Filip Lindahl / QA-manager Tube & Pipe  
Anita Runsten / Certificates

AB SANDVIK STEEL Reg No. 398234-8832 VAT No. 3903000-080801  
SE-814 81 SANDVIKEN SWEDEN www.steel.sandvik.com

재질 TP316L의 기계적 강도 시험 결과는 ASTM, Designation: A182/A 182M에 기술된 표 2.4.1의 ASTM 기준치의 요구 조건을 만족하여야 한다.

표 2.4.1. ASTM 기준치 및 기계적 강도 시험 결과 비교

| Grade Symlber<br>(Lot 51265) | Tensile Strength<br>[Mpa] | Yield Strength<br>[Mpa] | Elongation in 2in<br>(50min) or 4D,<br>min, % |
|------------------------------|---------------------------|-------------------------|---|
| ASTM기준치                      | < 515                     | < 205                   | < 30  |
| TP316L                       | 570                       | 249                     | 54  |

재질 TP316L의 인장강도 등의 기계적 성질(Mechanical properties)은 ASTM E-8에 의해 시험 평가할 수 있다. 일반적으로 TP316L의 인장강도 등의 기계적 성질에 대한 자료들은 일반적으로 많이 발표 되어있어 발표된 자료들을 이용할 수 있으나, 같은 TP316L이라 할지라도 매 생산 공정마다 재질의 성분비등이 다소 차이가 있어 기계적 강도의 값이 다소 차이가 있기 때문에 용기 재질의 기계적 성질을 보다 정확하게 나타내기 위하여 저장용기 제작업체에서 제공하는 용기 제작 시 실제 사용한 재질인 TP316L에 대한 첨부 2.4.1의 검사 증명서(Mill Test Certificate)에서 나타난 기계적 성질(Mechanical properties)에 대한 값을 사용하였다.

첨부 2.4.1의 TP316L의 검사증명서(Mill Test Certification)에 나타난 인장강도(Tensile Strength)등의 기계적 성질은 표 2.4.1의 ASTM 기준치 및 기계적 강도 시험 결과 비교표에서 알 수 있듯이 ASTM, Designation: A312/A312M의 요구 조건을 만족함을 알 수 있었다.

### (3) 내 충격성 시험 (Charpy impact test)

#### (가) 관련법규 및 요구 조건

용기의 내 충격성 시험은 ASTM A370, Mechanical test of steel product의 Charpy impact test의 시험 절차에 의해 수행한다. 일반적으로 내 충격성시험은 아래 그림에서와 같이 V자 홈이 있는 내 충격성 시험 시편을 특별히 설계된 시험기계에서의 충격을 가해 broken 시키는 하나의 dynamic 시험이다. 시험 온도는 실제 사용되어 지는 온도에 준하여 실시한다. 시험 위치와 방향은 사양서(specification)에 명시하여야 하며 명시하지 않았을 경우 시험위치는 tensile 시험 시편에서와 같고 시험 방향은 시험되어지는 시편의 V형 홈이 있는 표면에 수직방향으로 한다. 일반적으로 재료의 내 충격성시험 사양서가 최소 평균 시험 결과를 요구할 때는 3개의 시편을 시험한다.



(나) 시험 시편

내 충격성 시험시편은 ASTM A370에 의한 금속재료 충격시험 시편에 적합하여야한다. ASTM A370에 의한 충격시험 시편은 그림. 2.4.4와 같다.

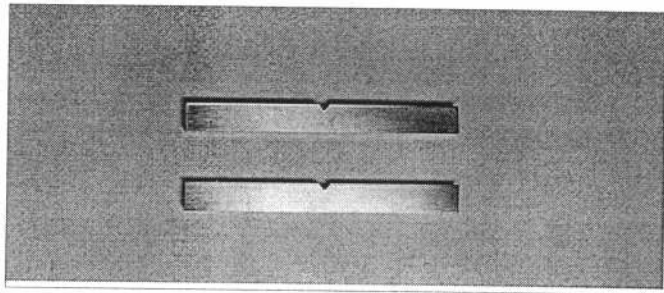
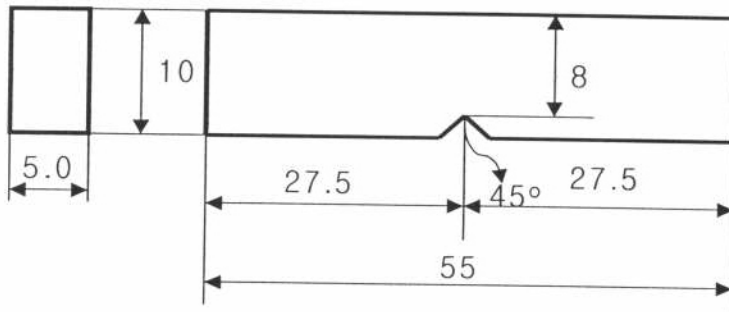


그림. 2.4.4. 내 충격성 시험용 시험 시편  
(Charpy Impact Test Specimens)

(다) 시험 방법

샤르피 충격 시험기를 사용하여 시험시편을 40mm 떨어져있는 두 개의 지지대로 지지하고 또한 노치부를 지지대 사이의 중앙에 놓고 노치부의 뒷면을 해머로 1회만 충격을 주어 시험편을 파단하고 샤르피 흡수에너지, 샤르피 충격치 및 취성 및 연성 파면을 등에 나타나는 흡수에너지, 충격치, 파면을 및 천이 온도를 측정하는 시험이다. 상온에서 시험하는 경우 시험온도는 특히 지정이 없는 한 일반적으로 10℃~30℃의 범위내로 하고 다만 시험온도가 시험결과에 영향을 미칠 우려가 있는 재료에 대해서는 원칙적으로 20±2℃로 하고 그 재료 규격의 지시에 따른다.

ASTM A370에 의한 용기의 재질로 사용되는 SUS 316L의 내 충격성 시험 평가는 한국표준연구원에 의뢰하여 수행하였다.

(라) 시험 결과

한국표준연구원에 의뢰하여 수행한 용기의 재질로 사용되는 SUS 316L의 내 충격성 시험 평가 결과는 표 2.4.2 및 첨부된 시험 성적서에 각각 나타내었다.

표 2.4.2. 저장용기 재질의 내 충격성 시험 결과

| 시편번호 | Absorbed Energy (J) | Impact Value (J/cm <sup>2</sup> ) | Lateral Expansion (mm) |
|------|---------------------|-----------------------------------|------------------------|
| 1    | 98.1                | 235.5                             | 1.44                   |
| 2    | 100                 | 259.4                             | 1.44                   |
| 3    | 104.1               | 269.7                             | 1.58                   |

(4) 내화내열성 시험

(가) 관련법규 및 시험조건

용기의 재질로 사용되는 TP316L의 내화내열성 시험은 저장 및 운반 용기를 이용하여 800℃에서 30분 동안 방화시험을 수행함으로써 저장용기 재료 특성 평가에서의 저장용기 제작에 사용된 재질에 대한 내화 내열성 시험을 수행할 필요가 없다고 생각되나, 재질의 인장강도 등의 기계적 성질이 온도에 따라 변하기 때문에, 수소 및 트리튬 흡장실험 전 티타늄스펀지의 활성화온도인 500℃의 고온에서 인장강도 시험을 수행함으로써 1차 저장용기의 재질로 사용되는 TP316L의 내화 내열성을 평가하였다.

(나) 시험 시편

내화내열성 시험시편은 ASTM A370, Mechanical test of steel product에 따른 그림 2.4.5와 같은 인장시험 시편을 이용하였다.

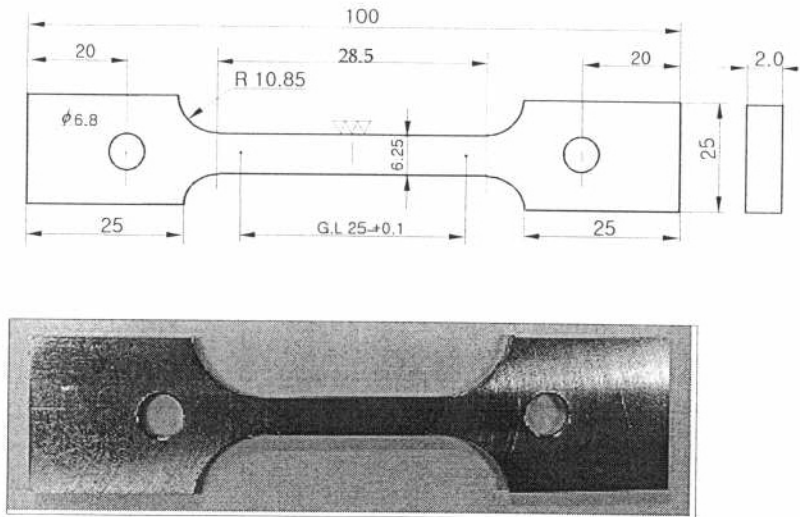


그림 2.4.5. 내화내열성 시험용 고온 인장시험 시편

(다) 시험 방법

먼저 내화내열성 시험용 인장시험 시편을 인장시험기(INSTONN 4505)에 부착된 furnace에서 500°C로 상승시킨 후 인장 시험기를 사용하여 고온에서 시편을 서서히 인장하여 인장강도, 항복강도, 및 파단연신을 또는 그 일부를 측정한다. 인장시험기(INSTONN 4505)를 이용한 고온 인장시험 시 시험조건은 다음과 같다.

- 온도 : 500°C
- 게이지 길이 : 25mm
- 변형속도 :  $2 \times 10^{-3}$  /sec (cross head speed = 3 mm/min)

(라) 시험 결과

ASTM A370에 의한 용기의 재질로 사용되는 SUS 316L의 550°C의 고온(500°C)에서 인장시험기(INSTONN 4505)를 이용한 고온인장 시험 결과 및 Stress-Strain curve는 표 2.4.3 및 그림 2.4.6에 각각 나타내었다. 표 2.4.3의 시험결과 ASTM의 기준치를 만족하였다.

표 2.4.3. 저장용기 재료의 고온인장 시험 결과

| Specimen I.D | Tensile Strength [Mpa] | Yield Strength [Mpa] | Elongation in 2in, % | Remark       |
|--------------|------------------------|----------------------|----------------------|--------------|
| 6L500-3      | 471.9                  | 471.9                | 32.64                | 게이지 길이내 중앙파단 |

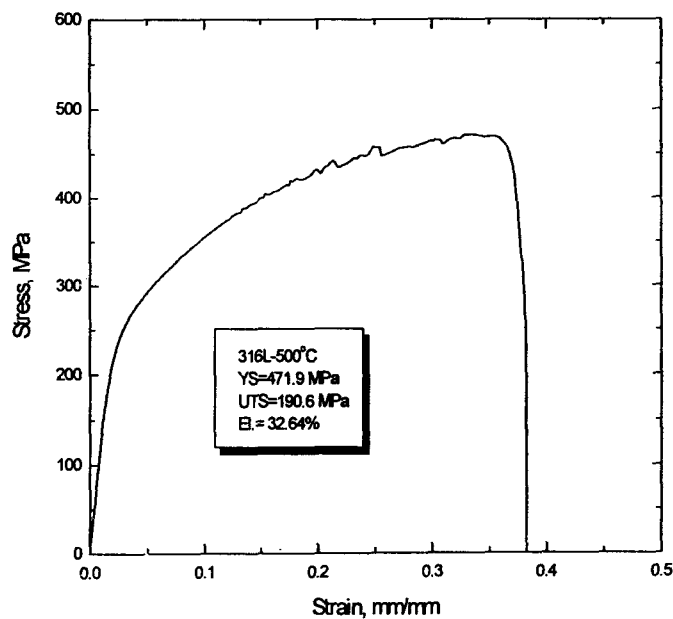


그림 2.4.6. 고온인장시험의 Stress-Strain curve

#### 나. 수소화물의 발화 안전성 실험

##### (1) 수소화물 Ti의 발화점 안전성 실험

수소화물 Ti의 발화점 확인 실험 등 저장재 안전성 실험을 수행하기 위하여 관련 기술자료 수집 및 검토를 수행하였고 또한 실험 장치를 설계 제작하였다. Ti의 발화점 확인 실험을 위한 실험장치인 S. S Heating Plate는 그림 2.4.7에 나타내었다. 실험장치는 1KW 용량의 15개의 Incoloy Sheath Cartridge Heater가 3cm 두께의 SUS 310 plate에 장착된 heater block과 Ceramic Board 50mm로 구성된 heater block box

및 온도 indicator등으로 구성된 control panel로 구성되어 있으며 수소화물 Ti의 발화점 확인 등의 온도 측정을 위하여 직경 5cm의 5개의 sample port 아래에 각각 K type thermocouples가 설치되어 발화시 온도가 temperature indicators에 나타나도록 되어있고 또한 발화점 온도의 정확한 측정을 위하여 그림 2.4.8 에서와 같은 비접촉식 적외선 온도계인 Optical pyrometer(Model: RAYNGER MX4U)를 사용하였다.



그림 2.4.7. 수소화물 Ti의 발화점 확인 실험을 위한 실험 장치  
[Dimension: 500mm(W) x 700mm(L) 1267mm(H)]

수소화물 Ti의 발화점 확인 실험을 위한 실험 장치를 제작하여 다음과 같은 수소화물 Ti의 발화특성 실험하였다.

- 수소화물 Ti의 발화점 확인 실험
- 미분진 수소화물의 공기 중 자연 발화성
- 미분진 수소화물의 발화온도 실험(400~450℃ 기준)

또한 수소화물 Ti 및 미분진 수소화물의 발화 특성 관련 실험 내용 및 조건은 다음과 같다. 일반적으로 발화온도는 미분진 수소화물의 입자 크기에 종속적이며 입자

크기가 작을수록 발화온도가 낮게 나타난다.

- 실험 sample: Ti sponges( $TiH_0$ ,  $TiH_2$ )
- Sample 양: 1g
- Sample 크기:
  - Ti sponge particles: 2~12mm,
- 실험온도: 25°C ~820°C
- 발화온도 측정:
  - Temperature indicators 및 optical pyrometer

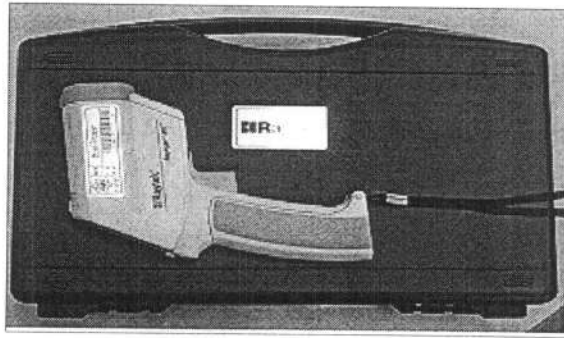


그림 2.4.8 Optical pyrometer(Model: RAYNGER MX4U)

(가) 수소화물의 발화 실험(600~650°C 기준)

수소화물 Ti의 발화실험을 위하여 우선 약 1g의 수소화물 Ti sponges( $TiH_2$ ) 및 수소화 반응을 시키지 않은 Ti sponges( $TiH_0$ )를 이용하여 sample pot의 온도를 상온에서 600~650°C를 기준으로 하여 850°C까지 상승시키면서 수소화물 Ti의 발화점 확인을 위한 실험을 수행하였다. 발화 시험 전 수소화물 Ti sponges( $TiH_2$ ) 및 수소화 반응을 시키지 않은 Ti sponges( $TiH_0$ )는 그림 2.4.9에 나타내었다. 수소화물 Ti의 발화실험은 그림 2.4.7에 나타낸 시험장치(S. S Heating Plate)를 이용하여 각 sample pot내 온도를 상온에서 850°C까지 온도를 서서히 상승시키면서 수소화물 Ti의 발화점 및 발화온도를 확인하였다. 그림 2.4.10의 실험 결과들은 수소화물 Ti sponges( $TiH_2$ ) 및 수소화 반응을 시키지 않은 Ti sponges( $TiH_0$ )를 각각 이용하여 동일한 실험조건에서 2회 연속 실험한 결과이다. 실험결과에서와 같이 수소를 흡착되지 않은 Ti sponge( $TiH_0$ )의 경우 800°C 이상의 높은 온도에서도 전혀 발화 현상이 일어나지 않았다. 그러나 수소가 흡장된 수소화물 Ti sponge( $TiH_2$ )의 경우 600~650°C의 온도범위에서는 전혀 발화

현상이 일어나지 않았으나 800℃ 부근에서 부분적으로 섬광(spark)이 일어나 840℃에서 완전히 발화됨을 알 수 있었다. 이러한 실험 결과들은 L. K. Heung 등의 실험결과들과 거의 일치하였다 [2.4.3]. 그의 실험 결과에 의하면 티타늄 수소화물(hidride) 및 트리타이드(tritide)는 공기 중 상온에서 자연발화(pyrophoric)하지 않으며 입자크기에 종속적이거나 약 800℃까지의 온도까지 공기 중에서 안전하며 sponge형태의 수소화물 티타늄의 경우 800℃까지의 어떤 온도에서도 발화(burn)되지 않는다고 보고하였다 [2.4.3, 2.4.4]. 이러한 수소화물 Ti에서의 발화현상은 저장재에 흡장된 수소가 해리(dissociation)되어 공기 중에서 산화(oxidation) 되기 때문이라 추정된다. 실험결과들로 미루어보아 만약 티타늄 수소화물 및 트리타이드 취급 및 운반 중 중대한 사고로 용기가 파괴되어, 2~12mm의 수소화물 스펀지가 공기에 노출되더라도 공기 중 자연 발화는 일어나지 않고 열적으로 안전함을 알 수 있었다.

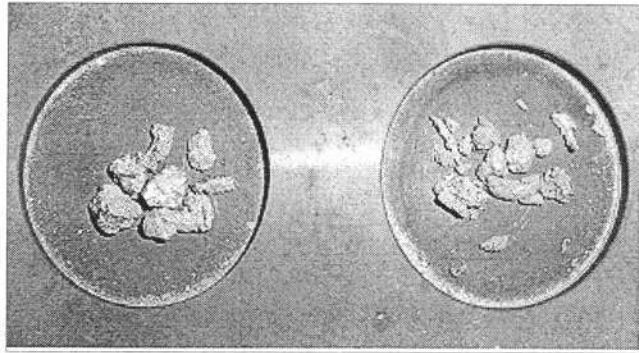


그림 2.4.9. Photograph of Ti sponge before ignition test  
[ 좌: Ti sponges ( $TiH_0$ ), 우:Ti sponge ( $TiH_2$ ) ]

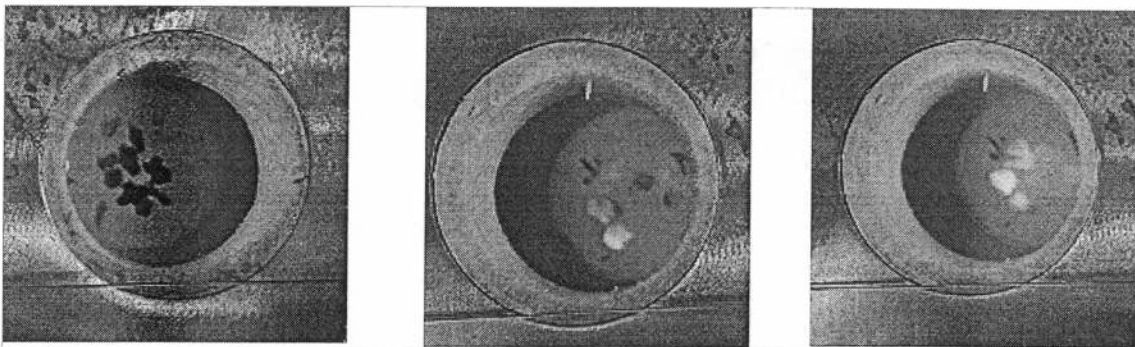


그림 2.4.10. Photograph of Ti sponge during ignition test  
[좌: Ti sponges ( $TiH_0$ ), 우(2):Ti sponge ( $TiH_2$ )]

#### (나) 미분진 수소화물의 발화 온도 실험 및 공기 중 자연 발화성

티타늄 수소화물 (hydride) 및 트리타이드 (tritide)는 약한 물리적 충격에도 쉽게 깨질 수 있다. 미분진(fine powder) 수소화물의 발화 특성은 일반적으로 미분진 수소화물의 입자 크기에 종속적이며 입자크기가 작을수록 발화온도가 낮게 나타난다. W. J. Holtlander 등의 연구결과에 의하면 4~6mm 크기의 수소화물에 대한 발화점은 660°C이며, 미세분진 수소화물은 10회의 흡장 및 탈장반응 후 1주일 이상 물리교반 (physical agitation) 시켜도 38  $\mu\text{m}$  이하의 미분진이 단지 약 10% 이하의 발생하며, 38  $\mu\text{m}$  이하의 미분진의 발화점은 420°C에서 나타난다고 보고하였다 [2.4.3]. 티타늄 스펀지를 기계적으로 파쇄해도 10 $\mu\text{m}$  이하 되는 것은 30%에 불과하며 900rpm의 웨더 박스에서 강구로 10분간 강력 파쇄 시키면 80%가 10 $\mu\text{m}$  이하의 분진으로 변한다. 이러한 미세분진은 자연발화 하지만, 이런 극단적인 상황은 실제 티타늄 수소화물 및 트리타이드 취급 및 운송 중에 발생할 수 없는 일이므로 미분진 수소화물의 자연발화 현상은 발생하지 않는다. 그러므로 트리튬 저장재 안전관련 고려 대상이 아니 다고 사려 된다.

이상과 같은 수소화물의 발화시험 결과 및 수소화물 발화관련 연구 자료들에 토대로 해 보면 만약 티타늄 수소화물 및 트리타이드 취급 및 운반 중 중대한 사고로 용기가 파손되어 2~12mm의 크기의 수소화물 스펀지나 사고 시 충격으로 발생하는 미세분진 (최소38 $\mu\text{m}$  이상으로 예측) 수소화물 및 트리타이드가 공기에 노출되어도 상온 공기중 자연 발화는 일어나지 않는다. 또한 예상되는 수소화물 및 트리타이드 취급 및 운송조건에서의 온도조건 및 미분진 수소화물의 발화온도 (38 $\mu\text{m}$ 이하의 미분진 발화점: 420°C)를 비교하여 볼때 수소화물 Ti 및 취급 및 운반 중 중대한 사고로 발생 가능한 미세분진들은 공기 중에서 발화하지 않으며 열적으로 안전하다고 생각된다.

#### 다. 트리튬 붕괴열에 따르는 온도 구배 확인 (17W, 62°C기준)

용기는 Stainless Steel TP316L으로 제작되며 부피는 약 6.5 $\ell$ 로 약 850g의 티타늄 스펀지가 들어 있다. 각 저장용기 당 약 500 kCi의 트리튬이 저장된다. 장기 저장 시 트리튬이 He-3으로 붕괴하면서 붕괴열을 발생한다.

본 연구에서는 먼저 트리튬 저장용기의 안전관련 제한조건들에 대한 국내외의 관련 기술 자료들과 문헌들을 대해 조사 및 분석하였고, 850g의 Ti sponges에 흡착된 500kCi의 트리튬에서 발생하는 트리튬 붕괴열을 계산하였다. 저장 용기의 저장 안전성 확보를 위해 트리튬 붕괴열에 따른 저장 및 운반 용기의 각층에서의 온도구배 확인을 위한 실험 장치를 제작하고 트리튬 붕괴열에 따른 온도구배 확인 실험을 수행하였다. 이러한 조사, 분석 및 실험 결과 등은 삼중수소 저장 용기의 안전성을 확보하는데 큰 도움이 될 것으로 예상된다.

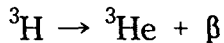


(1) 트리튬 붕괴열 계산 [2.4.2].

(계산기준: 850g의 티타늄 스펀지에 흡착된 500kCi의 트리튬)

$$\text{붕괴열} = \text{붕괴율} \times \text{붕괴 시 방출 평균에너지}$$

- Tritium decay process:



From the data for tritium, [2.4.5., 한국원자력연구소 핵자료평가랩 자료]

$$-\lambda(\text{decay constant}) = \ln 2 / \zeta [\text{decay half life}(\zeta) = 12.33\text{yr}]$$

$$= 2.0 \times 10^{-9} \text{s}^{-1} = 6.412 \times 10^{-6} \text{hr}^{-1}$$

$$-\text{Mean beta-energy} = 5.69\text{keV.} \text{----- (2)}$$

850g의 티타늄 스펀지에 흡착된 500kCi의 트리튬의 붕괴열 계산은 다음과 같이 계산하였다.

$$1 \text{ Ci} = 3.7 \times 10^{10} \text{ disintegration/s (ref 참조)}$$

고로, 붕괴열( $R_0$  for 500kCi) = 붕괴율 x 붕괴 시 방출되는 평균에너지

$$= 5 \times 10^5 \times 3.7 \times 10^{10} \times 5.69\text{keV} = 1.05 \times 10^{17} \text{keVs}^{-1} = 16.82\text{W}$$

시간이 지나면 트리튬이 붕괴를 하므로 일정 시간 동안 방출된 붕괴열은(초기부터 t 시간까지의 누적된 열량), decay heat R은  $R = R_0 * e^{-\lambda t}$ 의 식을 따라 변함으로 이를 시간에 따라 적분하면 된다. 10일 동안의 시간에 따른 트리튬 붕괴열(누적된 열량)의 계산결과는 표 2.4.4에 나타내었다.

$$R = R_0 * \int e^{-\lambda t} dt = -R_0/\lambda [e^{-\lambda t} + C]_0^t$$

$$= 2.623 \times 10^6 \text{W.hr} [1 - e^{-\lambda t}]$$

$$\Rightarrow W(\text{hr}), R_0 = 16.82\text{W}, \lambda = 6.412 \times 10^{-6} \text{hr}^{-1}$$

표 2.4.4. 시간에 따른 트리튬 붕괴열 계산 결과

| t(hr) | decay constant (c) | constant | decay heat rate(W) |       |
|-------|--------------------|----------|--------------------|-------|
| 1     | 0.000006412        | 2.62E+06 | 16.81862208        |       |
| 2     | 0.000006412        | 2.62E+06 | 33.63713632        |       |
| 3     | 0.000006412        | 2.62E+06 | 50.45554272        |       |
| 4     | 0.000006412        | 2.62E+06 | 67.27384128        |       |
| 5     | 0.000006412        | 2.62E+06 | 84.092032          |       |
| 6     | 0.000006412        | 2.62E+06 | 100.9101149        |       |
| 7     | 0.000006412        | 2.62E+06 | 117.7280899        |       |
| 8     | 0.000006412        | 2.62E+06 | 134.5459571        |       |
| 9     | 0.000006412        | 2.62E+06 | 151.3637165        |       |
| 10    | 0.000006412        | 2.62E+06 | 168.181368         |       |
| 11    | 0.000006412        | 2.62E+06 | 184.9989118        |       |
| 12    | 0.000006412        | 2.62E+06 | 201.8163476        |       |
| 24    | 0.000006412        | 2.62E+06 | 403.6171673        | 1day  |
| 48    | 0.000006412        | 2.62E+06 | 807.1722275        | 2day  |
| 72    | 0.000006412        | 2.62E+06 | 1210.66519         | 3day  |
| 96    | 0.000006412        | 2.62E+06 | 1614.096065        | 4day  |
| 120   | 0.000006412        | 2.62E+06 | 2017.464861        | 5day  |
| 144   | 0.000006412        | 2.62E+06 | 2420.771589        | 6day  |
| 168   | 0.000006412        | 2.62E+06 | 2824.016257        | 7day  |
| 192   | 0.000006412        | 2.62E+06 | 3227.198876        | 8day  |
| 216   | 0.000006412        | 2.62E+06 | 3630.319454        | 9day  |
| 240   | 0.000006412        | 2.62E+06 | 4033.378002        | 10day |

(2) 실험 장치

트리튬 저장 및 운반용기 내 트리튬 붕괴열에 따른 열 축척 시험 및 온도구배 확인 실험에 사용된 트리튬 저장 운반 용기의 단면구조도 그림 2.4.11에 나타내었다. 그림에서 보는 바와 같이 트리튬 저장 및 운반 용기는 1차 저장용기, 2차 용기, 원통형 모양을 갖는 단열 재료들 및 최외곽의 3차 운반용기로 구성된다. 트리튬 붕괴열에 따르는 온도 구배 확인 실험을 위한 실험장치는 그림 2.4.12에서와 같이 850g의 Ti sponges가 주입했을 때 bed 높이를 고려하여 1차 저장용기 하단부에 17 W 열용량의 Band heater(4inch Width x 2inch Length)를 장착하였다. 잠정적으로 설정한 이 용기의 특징은 다음과 같다 또한 1 차용기, 2 차용기 및 원통형 모양을 갖는 1)세라믹 섬유층, 2)가교 PE 폼층 및 3)우레탄 폼층으로 구성된 3가지의 단열 재료층 외벽에 각각 k type의 thermocouples들이 설치된 저장/운반용기 풀셋 및 각 층에서의 온도구배 측정 및 recoding을 위한 설비인 Screen Recorder(JUMO, Logoscreen 500)로 구성된다.

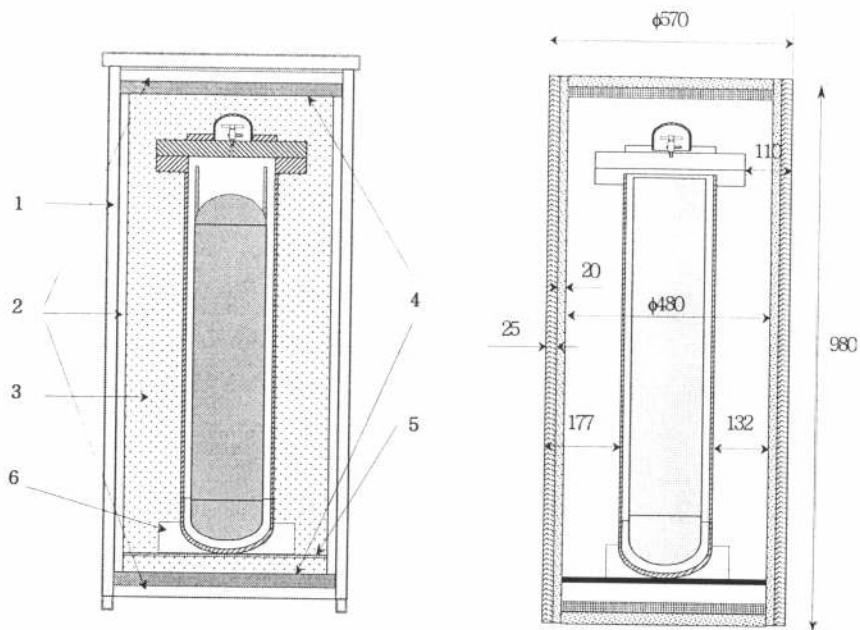


그림 2.4.11 트리튬 저장 운반 용기의 단면 구조도  
 (1-세라믹 섬유층, 2-가교 PE 폼층, 3-우레탄 폼층,  
 4-세라믹 보드층, 5-경질 받침판, 6-2차 저장용기 고정판)

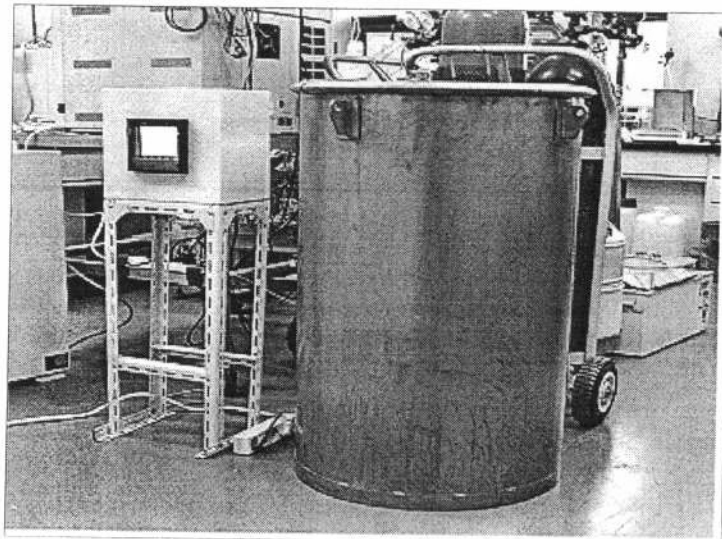
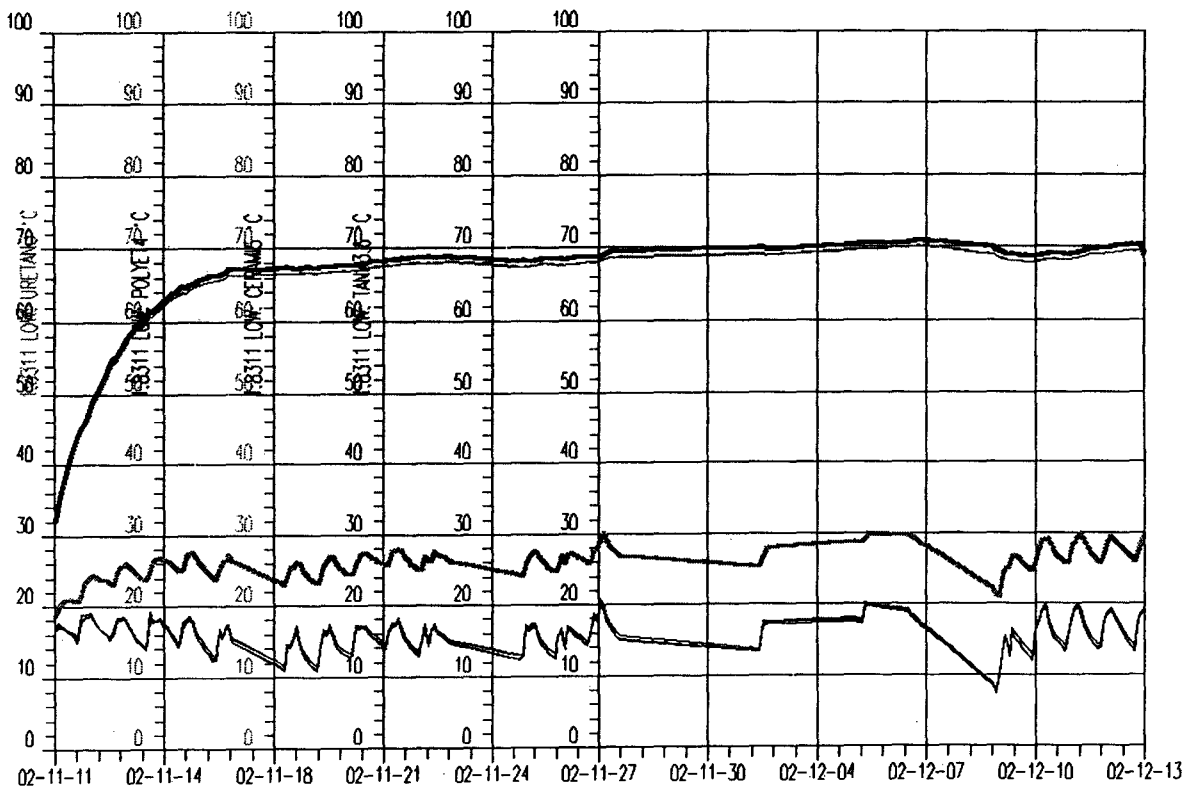


그림 2.4.12. 트리튬 붕괴열에 따른 온도구배 확인 실험 장치

### (3) 실험 결과

시간에 따른 1차, 2차 용기 및 각 단열층 외벽에서의 온도구배 확인 실험 결과는 그림 2.4.13 에 나타내었다. 실험은 약 1개월 동안 연속적으로 수행하였으며 실험결과에서와 같이 1차 저장용기 외벽의 온도는 60℃ 이후에서 온도 상승이 상당히 둔화되어 65℃~70℃ 온도 범위에서 완만한 상승을 보였으며 71℃ 이상 온도가 상승하지 않고 거의 포화온도를 나타내었다. 그러나 그림 2.4.14 의 트리튬 붕괴열에 따른 각층에서의 온도구배 확인 실험결과에서 같이 경질의 두께 132mm의 polyurethane foam으로 구성된 3차 단열재 외각에의 온도의 변화는 최고 29.9℃의 온도를 나타내며 1차 저장용기 외벽의 온도와 약 40℃ 정도의 큰 온도 차이를 나타내어 용기 단열층들 중 가장 큰 열저항층으로 나타났다. 이러한 실험 결과들로 미루어 보아 850g의 티타늄 스펀지에 흡착된 500kCi의 트리튬의 장기 저장 시 발생하는 트리튬 붕괴열로 인한 트리튬 1차 저장용기 내 온도 상승은 최대 71℃ 이하로 예측되며 트리튬 저장용기 내 500kCi의 트리튬을 안전하게 장기 저장이 가능함을 알 수 있었다.



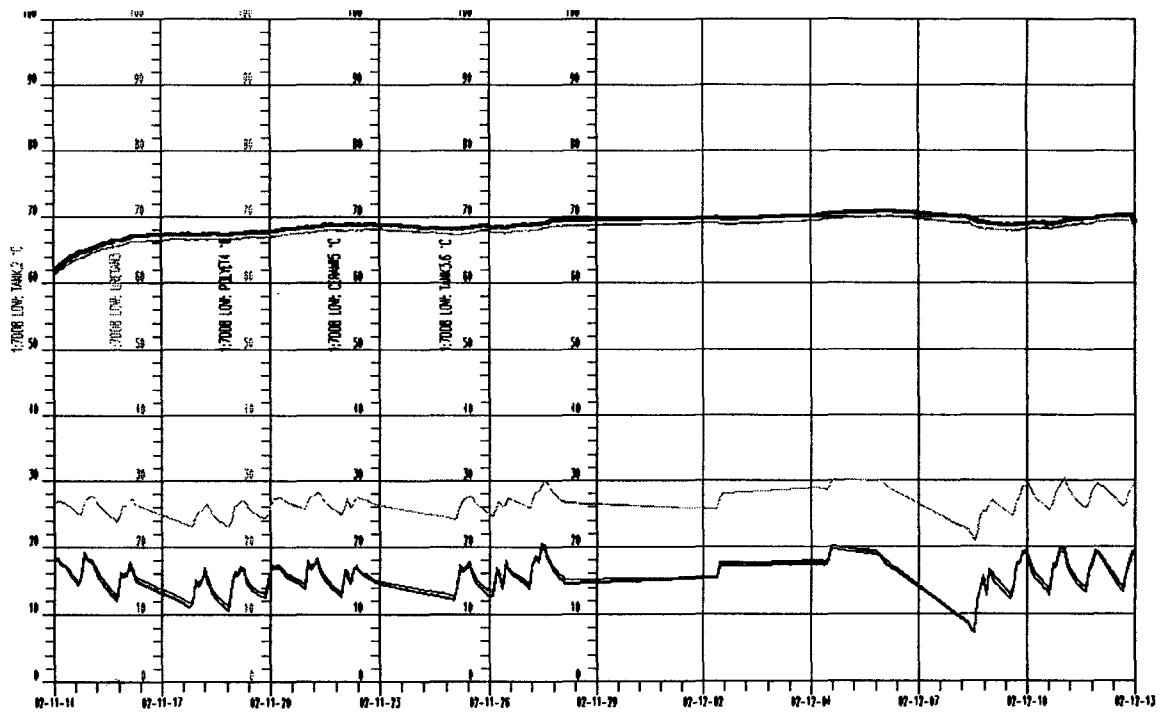


그림 2.4.13. 시간에 따른 트리튬 붕괴열에 따른 온도구배 실험 결과.  
 [(X축: Time(day), Y축: Temperature(°C))]

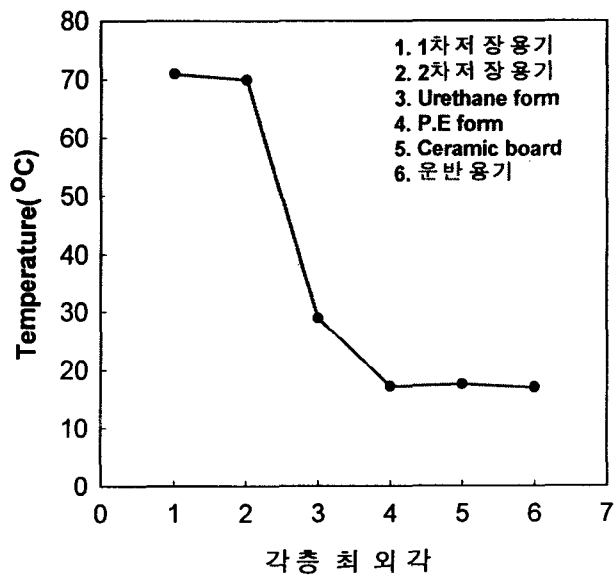


그림 2.4.14. 트리튬 붕괴열에 따른 각층에서의 온도구배

## 5. 저장용기 벽 확산 평가 및 수소화물의 수중 안전성

### 가. 저장용기 벽의 트리튬 확산평가

#### (1) 용기재료 내 수소동위원소 및 헬륨의 확산거동

오스테나이트계 스테인리스강 재질은 다른 금속재료에 비해 수소동위원소의 투과율이 낮고 수소로부터 기계적 물성 손상 저하에 대한 상대적 면역성이 높기 때문에 흔히 트리튬 취급 및 저장계통에 사용된다[2.5.1, 2.5.2, 2.5.3, 2.5.4, 2.5.5]. 이들로 만들어진 저장용기는 트리튬 기체 혹은 트리타이드 화합물 저장 시 발생하는 기상 수소 분위기에서도 물성 손상에 대한 높은 저항성을 가지는 재료 건전성이 요구된다[2.5.5]. 또한 반감기 12.3년을 갖는 트리튬 붕괴에 의한 헬륨생성으로 넓은 범위의 운전 조건에서도 영향을 받지 않아야 한다[2.5.6, 2.5.7, 2.5.8].

수소동위원소 저장용기의 수명 예측은 용기 금속재질에 흡착되어 있는 수소와 헬륨의 양에 크게 의존한다. 수소와 헬륨 둘 다 통상 사용 온도 조건에서 스테인리스강 재질을 취약하게 한다고 알려져 있기 때문에 이로 인한 기반 금속재질이 파손되면 외부 환경으로의 심각한 트리튬 방출을 야기할 수도 있다. 이외에 구조재료를 통하여 트리튬 투과는 저장용기 계통을 유지 관리하는 운전원의 방사선 피폭에 노출될 수 있다. 그러므로 수소 함유 금속 재질 내에서의 수소와 헬륨의 양과 분포를 예측하는 것은 중요한 의미를 갖는다[2.5.6].

본 항목에서는 트리튬 저장용기의 설계 및 건전성 평가를 위하여 오스테나이트 스테인리스 저장용기 재질에서 저장조건에 따른 수소동위원소와 헬륨의 장기 확산 거동을 유한 차분법을 이용하여 계산하였다. 기상 트리튬 및 금속 트리타이드 저장시 여러 가지 운전조건에서 저장용기 내벽으로부터 투과되는 수소동위원소 및 헬륨의 농도 분포, 확산에 의한 투과량 그리고 장기거동 특성을 평가하였다.

#### (2) 트리튬 기체 폐기물 저장용기 개요

중수로 발전소에서 발생하는 트리튬을 계통 중수로부터 분리하여 99%이상의 고순도 트리튬을 장기적으로 저장하는 용기로서 수소나 발생 헬륨에 대해 물리 화학적 손상에 대한 저항성이 큰 스테인리스 용기를 주로 사용한다. 저장용기는 용접된 스테인리스 316L재질의 원통형 용기로 내용적이 약 5리터이며 약 850g의 티타늄 스펀지가 장입된 것으로서 방사성 폐기물 인도규정, 방사성 물질 등의 포장 및 운반에 관한 관련규정을 만족하는 용기 형태이다. 초기 진공상태의 고온 활성화 과정을 거친 다음, 고순도 트리튬 흡착 시  $TiTi_3$ 의 원자 몰비를 형성하는 금속 하이드라이드 형태로 수소동위원소를 저장한다. 특히 티타늄 하이드라이드는 상온에서 매우 낮은 수소 증기압을 나타내

기 때문에 외부 트리튬 누출을 최소화 할 수 있는 장점이 있다.

(3) 수소 동위원소 확산 방정식

(가) 기본 유한 차분식 유도

스테인리스강 저장용기 금속 벽면을 통한 수소 동위원소 확산 거동과 유출 평가를 모사하기 위해 투과 형태를 평판(plane sheet)으로 간주하면 그림 2.5.1처럼 필요한 변수를 나타낼 수 있다. 임의의 시간  $t$ 에서 용기 내벽으로부터 거리  $x$ 만큼 떨어진 위치에서 수소동위원소 농도를  $C(x,t)$ 라 하고, 확산계수( $D$ )가 농도에 무관하다면 평판을 통한 확산거동은 다음 식과 같이 쓸 수 있다.

$$\frac{\partial C(x,t)}{\partial t} = D \frac{\partial^2 C(x,t)}{\partial x^2} - \lambda C(x,t) \quad 0 \leq x \leq l, t > 0 \quad (2.5.1)$$

위 식에서  $\lambda$ 는 트리튬의 붕괴상수이고, 안정 수소동위원소인 수소 또는 중수소인 경우  $\lambda$ 를 포함하는 항은 필요 없게 된다.

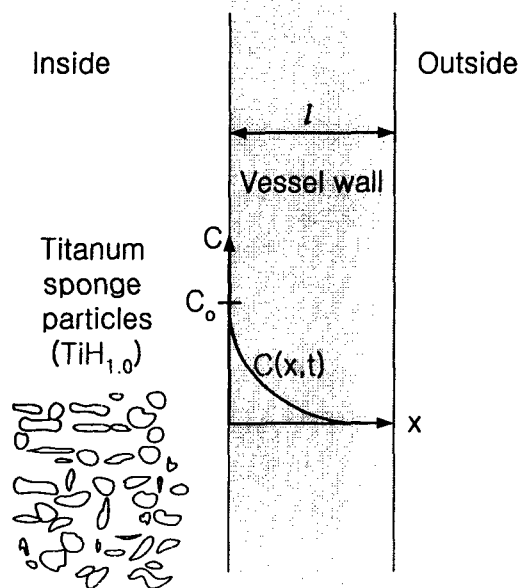


그림 2.5.1. Plane sheet 확산모델

미분 방정식 (2.5.1)을 유한 차분 식으로 나타내기 위하여 다음 식을 정의하여 사용한다.

$$C(x, t) = C(i\Delta x, n\Delta t) = C_i^n \quad (2.5.2)$$

상기 식 (2.5.2)에서 상하 첨자는 각각 시간과 용기 내벽으로부터 위치를 나타낸다. 포물선형 편미분 방정식을 implicit scheme[2.5.9]을 이용하여 2차 유사 차분식은 (2.5.3)식과 같이 쓸 수 있다.

$$\frac{C_i^{n+1} - C_i^n}{\Delta t} = D \frac{C_{i+1}^{n+1} - 2C_i^{n+1} + C_{i-1}^{n+1}}{(\Delta x)^2} - \lambda C_i^{n+1} \quad (2.5.3)$$

식 (2.5.3)을 정리하면 다음과 같은 차분식이 얻어진다.

$$C_{i+1}^{n+1} - \left[ 2 + \frac{(\Delta x)^2}{D\Delta t} + \frac{(\Delta x)^2}{D} \lambda \right] C_i^{n+1} + C_{i-1}^{n+1} = \frac{(\Delta x)^2}{D\Delta t} C_i^n \quad (2.5.4)$$

그래서  $I$ 개의 노달 농도 미지수  $C_i^{n+1}$ 을 가진 아래 선형 식들로 나타낼 수 있다.

$$\begin{bmatrix} B_1 & 1 & \cdot & \cdot & 0 \\ 1 & B_2 & 1 & \cdot & \cdot \\ \cdot & \cdot & \cdot & \cdot & \cdot \\ \cdot & 1 & B_i & 1 & \cdot \\ \cdot & \cdot & \cdot & \cdot & \cdot \\ \cdot & \cdot & 1 & B_{I-1} & 1 \\ 0 & \cdot & \cdot & 1 & B_I \end{bmatrix} \begin{bmatrix} C_1^{n+1} \\ C_2^{n+1} \\ \vdots \\ C_i^{n+1} \\ \vdots \\ C_{I-1}^{n+1} \\ C_I^{n+1} \end{bmatrix} = \begin{bmatrix} \frac{(\Delta x)^2}{D\Delta t} C_1^n - C_0 \\ \frac{(\Delta x)^2}{D\Delta t} C_2^n \\ \vdots \\ \frac{(\Delta x)^2}{D\Delta t} C_i^n \\ \vdots \\ \frac{(\Delta x)^2}{D\Delta t} C_{I-1}^n \\ \frac{(\Delta x)^2}{D\Delta t} C_I^n \end{bmatrix} \quad (2.5.5)$$

여기에서  $B_i = -2 - \frac{(\Delta x)^2}{D\Delta t} - \frac{(\Delta x)^2}{D} \lambda$  이다.

상기 식의 해는 다음과 같은 초기 및 경계조건에 의하여 Thomas 수치 알고리즘 [2.5.10]에 의해 구할 수 있다.

$$\text{초기조건: } C(x, 0) = 0 \quad 0 < x < l \quad (2.5.6)$$

$$\text{경계조건: } C(l, t) = 0 \quad \text{모든 } t \quad (2.5.7)$$

본 연구에서는 용기 구조물 외부 상으로 기체이탈은 외벽 면에서 농도를 0으로 설정하므로 최대한 농도구배를 형성케 하여 보수적인 계산 결과를 나오게 하였다.



용기 재질상의 수소동위원소 표면 농도( $C_0$ )는 확산 원소종의 금속에 대한 용해도 상수( $S$ )와 증기압( $P$ )에 의존한다[2.5.4]. 즉,

$$C_0 = S P^{1/2} \quad (2.5.8)$$

금속 내 수소가 고용 상태로 해리되어 있기 때문에 금속합금에 대해 용해된 표면 농도는 수소 압력의 제곱근의 항으로 표현되며 이 식을 Sieverts 상관식[2.5.4] 이라 부른다. 저장용기 내벽면의 표면 상태가 이상적으로 깨끗하다면 스테인리스강 표면의 수소동위원소 농도( $C_0$ )는 Sieverts 상관식에 의해 일정온도( $T$ )에서 수소 평형압력( $P$ )의 함수로 나타낼 수 있다. 즉,

$$C(0, t) = C_0 = SP^{1/2} = S \left[ \frac{1}{760} \exp\left(\frac{A}{RT} + B\right) \right]^{1/2} \quad (\text{cm}^3/\text{cm}^3 \text{ metal}) \quad (2.5.9)$$

이 식에서  $S$ 는 용해도 상수를 나타내며 표 2.5.1에서 보는 바와 같이 이것은 확산계수( $D$ )와 온도 의존성의 Arrhenius 상관식으로 나타낼 수 있다. 표 2.5.2는 티타늄 수소화물의 양론에 따라 (2.5.9)식에서 인용된 상수 값  $A$ ,  $B$ 를 나타내었다.

수소동위원소의 상대적 확산계수는 다음과 같이 동위원소 질량과 관계가 있다.

$$H : D : T = 1 : \frac{1}{\sqrt{2}} : \frac{1}{\sqrt{3}} \quad (2.5.10)$$

확산계수 및 투과도와는 달리 용해도에 의한 표면농도는 개개 수소동위원소에는 의존하지 않는다. 수소의 금속에 대한 용해도는 온도에만 의존하며 트리튬의 증기압은 방사능 붕괴에 의하여 시간에 따라 감소한다.

표 2.5.1. 스테인리스강에 대한 수소의 확산계수 및 용해도 관련 Arrhenius 상관식에 사용된 상수[2.5.4]

|   | Equation                                   | Pre-exponential       | Activation energy |
|---|--|-----------------------|-------------------|
| Diffusivity, $\text{cm}^2/\text{s}$                             | $D = D_0 \exp\left(-\frac{E_D}{RT}\right)$ | $D_0$                 | $E_D$             |
|   |  | $8.17 \times 10^{-3}$ | $-55,990$         |
| Solubility constant, $\text{cm}^3/(\text{cm}^3\text{Pa}^{1/2})$ | $S = S_0 \exp\left(-\frac{E_S}{RT}\right)$ | $S_0$                 | $E_S$             |
|   |  | $3.36 \times 10^{-3}$ | $-7,213$          |

표 2.5.2. 티타늄 수소화물의 양론에 따른 수소 평형압력 상관식에  
사용된 상수[2.5.3]

| Equation for equilibrium pressure       | $P = \frac{1}{760} \exp\left(\frac{A}{RT} + B\right), \text{ atm}$ |          |
|---|--|----------|
|   | Constants  |          |
| Stoichiometry                           | <i>A</i>   | <i>B</i> |
| TiH <sub>0.418</sub> ( $\alpha+\beta$ ) | -24,350  | 15.45    |
| TiH <sub>0.604</sub> ( $\beta$ )        | -30,400  | 19.86    |
| TiH <sub>0.803</sub> ( $\beta$ )        | -30,600  | 21.55    |
| TiH <sub>1.009</sub> ( $\beta+\gamma$ ) | -38,550  | 27.73    |

(나) 헬륨거동

저장용기 재료 내 헬륨분포 계산은 용기 취화의 원인으로 알려진 값들과 비교를 위하여 용기 재질 내 헬륨의 양을 평가하는 것으로 중요한 의미를 갖는다. He-3은 단원자 분자 기체로서 트리튬이 붕괴하여 핵으로부터 하나의 전자와 중성미자를 방출하여 생성된다. 금속 내에서 헬륨의 확산 계수는 비교적 높으나 대부분의 헬륨 원자는 전위, 입계, 또는 높은 에너지 사이트에 이끌려 금속 내 멀리 확산하지 못하고 포획된다. 그러므로 확산에 의한 헬륨의 이동은 이 유한 차분 계산에서는 수소동위원소에 비해 무시할 수 있고, 해석을 위한 계산에서는 재료 격자 내 특별한 위치에서 트리튬이 헬륨으로 한번 붕괴하면 헬륨은 그 위치에 그대로 존재한다고 가정하였다 [2.5.11, 2.5.12].

헬륨 농도는 용기구조 내 주어진 위치에서 붕괴하는 트리튬 양으로부터 계산 가능하다. 즉,

$$C_{He}^{n+1} = C_{He}^n + 2C_i^{n+1}\{1 - \exp(-\lambda \Delta t)\} \quad (2.5.11)$$

헬륨으로의 붕괴에 앞서 트리튬 확산계산을 유한 차분법으로 먼저 계산한 다음, 동시에 용기 구조 내 물질수지를 만족하도록 트리튬 농도 감소분을 계산한다.

(다) 저장용기 내 트리튬 인벤토리 및 헬륨 발생

밀폐된 저장용기에서 트리튬의 분압은 헬륨으로의 방사능 붕괴로 시간에 따라 감소한다. 단위 시간중분 동안에 트리튬은 용기 금속 표면상과 금속 내에서 붕괴된다. 밀

폐된 저장용기에서 기상으로 둘러싸인 금속에 하이드라이드 형태로 수소동위원소를 저장한다면, 금속 하이드라이드 내에서 트리튬 붕괴로부터 감소된 트리튬은 기상으로부터 다시 채워지게 된다. 저장된 트리튬은 붕괴와 더불어 극미량이지만 저장용기 내벽면에 용해된 후 확산되어 시간이 지남에 따라 감소한다.

주어진 티타늄 금속에 대하여 각 시간 증분동안 계산되는 트리튬 인벤토리는 자체 붕괴와 저장용기 벽면으로의 확산속도를 포함한 물질 수지로 계산할 수 있다.

$$M_T^{n+1} = M_T^0 - M_T^n \{1 - \exp(\lambda \Delta t)\} - \frac{A_{IS}}{22,400} \times J^{n+1} \Big|_{x=0} \Delta t \quad (2.5.12)$$

이 식에서  $M_T^0$  : 저장용기 내 초기 수소동위원소 함량(moles)

$M_T$  : 저장용기 내 수소동위원소 함량(moles)

$A_{IS}$  : 저장용기 내벽 면 표면적 ( $\text{cm}^2$ )

$J|_{x=0}$  : 저장용기 내벽 면에서 수소동위원소 확산유동(moles/ $\text{cm}^2 \cdot \text{sec}$ )

수소화물 저장인 경우 생성 헬륨은 티타늄 금속에 일정한 몰 비만큼 갇혀 있다가 그 이상이 되면 방출하기 시작한다. 생성 헬륨은 티타늄의 원자 몰수의 0.3배까지 함유된다고 알려져 있다 [2.5.2].

$$M_{He}/M_{Ti} \leq 0.3: P_S^{n+1} = P_S^n$$

$$M_{He}/M_{Ti} > 0.3: P_S^{n+1} = P_S^n + \frac{82.06 \times T_S}{V_S} \times [2M_T^{n+1} \{1 - \exp(\lambda \Delta t)\} - 0.3M_{Ti}] \quad (2.5.13)$$

이 식에서  $P_S$  : 저장용기 내 트리튬 분압 (atm)

$M_{Ti}$  : 저장용기 내 스펀지 형 티타늄 금속 함량(moles)

$M_{He}$  : 저장용기 내 생성 헬륨 함량(moles)

$T_S$  : 저장용기 온도 ( $^{\circ}\text{K}$ )

$V_S$  : 저장용기 내용적 ( $\text{cm}^3$ )

(라) 저장용기 외부로의 트리튬 유출

용기벽 내의 수소동위원소 농도 분포( $C(x,t)$ )를 알면 트리튬 외부 유출량 ( $Q(t)$ )은 시간 증분 동안의 외벽면 농도 구배로부터 다음 식에 의해 계산 가능하다.

$$Q^{n+1} = Q^n + 58,250 \times \frac{A_{OS}}{22,400} \times J^{n+1} \Big|_{x=l} \Delta t \quad (2.5.14)$$

이 식에서  $Q$  : 저장용기로부터 유출된 누적 트리튬 방사능 (Ci)

$M_T$  : 저장용기 내 수소동위원소 함량 (moles)

$A_{OS}$  : 저장용기 외벽면 표면적 ( $\text{cm}^2$ )

$J|_{x=l}$  : 저장용기 외벽면에서 수소동위원소 확산유동(moles/ $\text{cm}^2 \cdot \text{sec}$ )

#### (4) 티타늄-수소 평형

티타늄은 한번 활성화시키면 쉽게 수소와 반응하여 티타늄 수소화물이 된다. 티타늄-수소 상의 체계는 그림 2.5.2처럼 공정점(eutectoid point)이 약간 낮고 지르코늄-수소 상의 체계 보다 공정 혼합물 영역 위에  $\alpha$ 상의 존재 영역이 비교적 넓다. 티타늄-수소 상태 도는 다음과 같이 3가지 상이 존재한다.

- $\alpha$ 상 : hexagonal close-packed
- $\beta$ 상 : body-centred cubic
- $\gamma$ 상 : face-centered cubic을 가진  $\text{TiH}_2$  화합물로 형석(flourite)과 같은 결정구조를 갖는다.

약  $550^\circ\text{K}$ 의 온도까지 양론비가  $\text{TiH}_{1.0}$  인 경우  $\alpha$ 상과 하이드라이드( $\beta$ )상의 혼합물로 존재한다. 고용체와 공존하는 하이드라이드 상에서는 기상의 압력이 전체 수소 농도와는 무관하며 오직 온도만의 함수이다. 비록 이 온도의 의존성은 공공 혼합물 영역에서는 오차를 초래하지만 관심의 대상이 되는 전 온도범위에 걸쳐 온도의 역수와 대수 압력은 선형적인 관계를 가져 충분히 정확한 값을 가진다. 공정점 위의 온도 범위에서는  $\text{TiH}_{1.0}$ 이하의 수소 농도범위에서 수소는 약간의 농도감소로 하이드라이드 상이 사라지게 된다. 또한  $1073\text{K}$  온도에서는  $\text{TiH}_{1.0}$ 의 형성 이후 언제나 오직 좁은 영역의 하이드라이드 상만 존재한다.

여러 가지 농도 조성에 따라 다음과 같은 평형 관계식[2.5.3]이 주어진다.

$$\text{TiH}_{0.418}(\beta) : \ln P(\text{torr}) = -\frac{29550}{(RT)} + 18.74$$

$$\text{TiH}_{0.418}(\alpha+\beta) : \ln P(\text{torr}) = -\frac{24350}{(RT)} + 15.45$$

$$\text{TiH}_{0.604}(\beta) : \ln P(\text{torr}) = -\frac{30400}{(RT)} + 19.86$$

$$\text{TiH}_{0.803}(\beta) : \ln P(\text{torr}) = -\frac{30600}{(RT)} + 21.55$$

$$\text{TiH}_{1.009}(\beta+\gamma) : \ln P(\text{torr}) = -\frac{38550}{(RT)} + 27.73$$

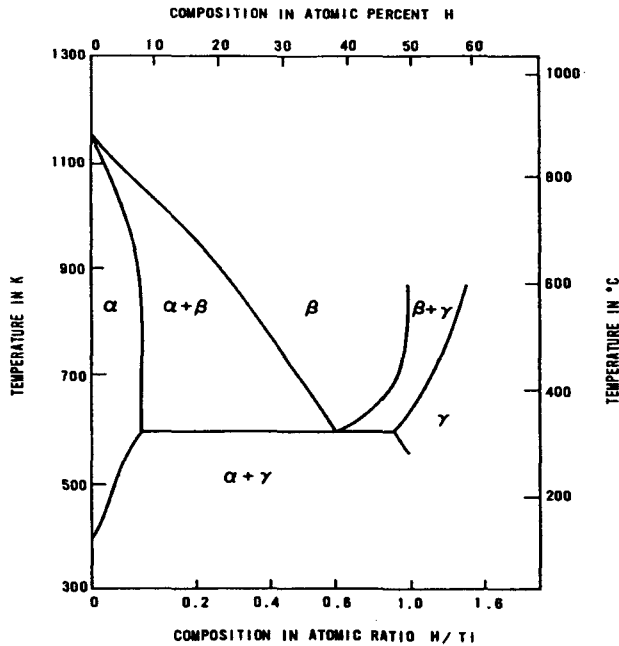


그림 2.5.2. 티타늄-수소 계의 상태도

(5) 저장용기 재료 내 수소동위원소 및 헬륨 거동

(가) 수소동위원소 및 헬륨의 상온 장기 확산거동

티타늄에 대한 수소의 등은 흡착 데이터에 의하면 티타늄은 수소를 원자 몰비로 약 2배까지 흡착하여 하이드라이드를 형성할 수 있다고 알려져 있다. 본 계산에서는 티타늄 대비 수소를 최소한 같은 몰비 이상( $1 \leq T/Ti \leq 1.9$ ) 저장하는 개념으로 하여 일정한 하이드라이드의 수소동위원소 분압에 대한 용기 내벽면 표면 농도를 경계조건으로 하였다. 그리고 장기간 보관 시의 트리튬의 붕괴나 고온 사고 시 용기벽 확산에 의한 트리튬 소모로 몰비가 변하게 되면 다시 새로운 수소동위원소 분압을 경계조건으로 설정되며 트리튬 재고량이 줄어들수록 트리튬의 분압도 자연스럽게 낮아지게 될 것이다.

계획하고 있는 저장용기의 규격은 표 2.5.3과 같이 용접 된 스테인리스 316L재질의 용기로 용기 두께가 0.7cm이며 약 850g의 티타늄 스펀지상에 트리튬이 0.5MCi이 함유되어 있는 것으로 하였다. 하이드라이딩 후 저장 초기의 압력은 트리튬 붕괴로 인한 0.014atm의 헬륨분압과 실온에서 하이드라이드의 무시할 만한 수소동위원소 평형압력으로 채워져 있으며 40°C에서 50년간 장기 저장하는 조건을 정상 저장조건으로 사용하였다.

표 2.5.3. 저장용기 규격, 저장조건 및 물성치

|                                  | 규격 및 물성치                      |         | 비고   |
|----------------------------------|-------------------------------|---------|--|
| 1차 저장용기                          | 내경(cm)                        | 16.78   | 6인치(Sch.no.40)   |
|                                  | 용기벽 두께(cm)                    | 0.71    | 316L stainless steel   |
|                                  | 용적(cm <sup>3</sup> )          | 6,372.5 |  |
|                                  | 외부 확산가능 표면적(cm <sup>2</sup> ) | ~2146   |  |
| 2차 용기                            | 내경(cm)                        | 20.5    | 8인치(Sch.no.30)   |
|                                  | 공간부 용적(cm <sup>3</sup> )      | ~6,043  | 316L stainless steel   |
| 저장재                              | 스펀지형 티타늄 충전량 (g)              |         | Skeletal density=4.76g/cm <sup>3</sup><br>(except open pore) |
| 금속<br>하이드라이드 내<br>초기<br>수소동위원소 양 | Deuterium (g)                 | 0.35    | 0.5MCi Tritium   |
|                                  | Tritium (g)                   | 51.5    |  |
| 초기 저장용기 내<br>수소동위원소<br>분압        | Helium (atm)                  | 0.014   |  |
|                                  | Deuterium (atm)               | ND      |  |
|                                  | Tritium (atm)                 | ND      |  |
| 저장용기 온도(℃)                       |                               | 40      |  |

그림 2.5.3은 0.5 MCi 트리타이드 금속을 함유하고 있는 스테인리스 저장용기에서 40℃ 실온에서 50년 동안 장기 저장할 때 저장 용기 벽을 통하여 확산되는 도중 어떤 시점(5년후, 20년후, 50년후)에서 분포되는 수소동위원소와 이와 동시에 붕괴하여 생성되는 헬륨의 농도분포를 나타내었다. 여기서 사용된 농도는 단위 스테인리스강의 원자수에 대한 수소동위원소 및 헬륨의 원자수 비율로 나타내었다. 표 2.5.4와 같은 스테인리스강(비중: 7.98g/cm<sup>3</sup>)의 성분 조성을 가질 때 스테인리스강의 원자수는 단위 체적(1cm<sup>3</sup>)당 약 8.7×10<sup>22</sup> 정도이다. 이 온도에서 티타늄 수소화물은 매우 낮은 수소 평형 압력을 나타내기 때문에 50년의 저장기간 동안 용기 재질 내 수소 확산은 거의 무

시할 만한 수치이다.

표 2.5.4. 스테인리스강의 조성 및 단위 체적당 atom수

| 성분                              | Co                   | Mn                   | Si                   | Cr                   | Ni                   | Mo                   | Fe                   | 계                    |
|---------------------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|
| 조성 (%)                          | 0.03                 | 1                    | 1                    | 17                   | 12                   | 2.5                  | 65.47                | 100                  |
| 원자량                             | 12.011               | 54.938               | 28.086               | 51.996               | 58.69                | 95.94                | 55.847               | -                    |
| SUS cm <sup>3</sup> 당<br>atom수* | $1.2 \times 10^{20}$ | $1.8 \times 10^{21}$ | $1.7 \times 10^{21}$ | $1.6 \times 10^{22}$ | $9.8 \times 10^{21}$ | $1.3 \times 10^{21}$ | $5.6 \times 10^{22}$ | $8.7 \times 10^{22}$ |

\* 스테인리스강의 비중: 7.98g/cm<sup>3</sup>

수소동위원소인 경우 저장하여 5년이 지난 시점에서는 매우 낮은 수치이지만 급격한 농도분포를 이루다가 시간이 지날수록 완만한 분포를 이루었다. 중수소인 경우 거의 일정한 내벽면 표면 농도를 유지하면서 시간이 지날수록 농도분포의 기울기는 점차 줄어드는 것을 보여주었다. 트리튬인 경우 시간이 지남에 따라 붕괴에 의해 내벽면 경계조건 농도의 감소는 물론 용기 벽을 통하여 농도 감소 폭이 적어지는 반면, 헬륨의 생성은 초기에는 트리튬 거동과 비슷하다가 차츰 함량이 증가하여 완만한 분포를 나타내었다.

본 계산에서 발생 헬륨은 용기 재료 내에서의 확산이 없는 것으로 가정하였기 때문에 초기에는 트리튬 농도와 같은 기울기로 변화하다가 어느 시점에서는 트리튬보다 농도가 높아지는 결과를 보여주고 있다. 헬륨은 불활성 기체로 금속과의 반응성은 크지 않지만, 트리튬이 스테인리스 내로 확산된 뒤 생성되는 헬륨은 스테인리스 내에 존재하며 용기 벽의 재질을 변화시킬 수 있다. 트리튬 붕괴시 발생하는 전자의 평균에너지는 5.7keV이며, 헬륨의 평균 에너지는 1.03eV로 붕괴시 생성되는 헬륨은 생성위치에서 크게 이동하지 않는다.

그림 2.5.4는 트리튬 농도에 국한하여 시간이 지남에 따라 저장용기 벽내 농도분포를 살펴보았다. 저장 초기에는 트리튬 농도가 용기 내벽면 부근만 확산되어 함유하다가 시간이 지나도 확산은 미미하여 용기 외벽 쪽으로의 트리튬 이동은 무시할 만한 농도분포를 보여주었다. 더욱이 트리튬의 장기 확산은 붕괴에 의하여 그 농도가 감소하기 때문에 확산도중 더 낮은 농도로 분포가 될 것이다. 그림 2.5.4에서 보는바와 같이 상온에서의 저장용기 벽을 통한 50년 동안의 장기 확산 농도분포는 트리튬의 반감기가 12.3년으로 저장 기간보다 짧기 때문에 확산 거동의 정상상태에는 결코 도달되지 않을 것이다.

#### (나) 트리튬 인벤토리 예측

저장용기 내 트리튬 인벤토리는 시간이 지남에 따라 트리튬이 붕괴하여 없어진 양과 용기 벽을 통하여 확산되어 빠져나간 누적 양을 뺀 나머지로 예측 가능하다. 그림 2.5.5는 저장용기 내 저장 시간에 따른 수소동위원소와 생성헬륨의 인벤토리를 보여주고 있다.

그림 2.5.6은 장기 저장기간 동안 방사능으로 표시된 트리튬의 인벤토리와 트리튬 붕괴로 생성된 헬륨의 압력을 나타내고 있다. 이 경우 초기의 생성 헬륨은 티타늄 금속의 몰 함량으로 약 30%까지는 티타늄 금속 내에 포집되어 있다가, 그 이상이 되면 외부로 헬륨 기체 방출이 시작된다. 이 경우 저장 후 약 7년의 시점에서 헬륨의 분압이 측정될 것으로 추측되며 헬륨이 티타늄 수소화물에서 방출되어 50년 후에는 저장용기 내 헬륨 압력이 약 46atm 정도가 될 것으로 예측된다.

#### (다) 고온 화재조건에서 트리튬 확산 평가

상온에서는 용기 벽으로의 트리튬 확산량은 거의 없지만 800°C 이상의 고온 화재사고 조건에서는 빠른 확산속도와 무시 못 할 트리튬의 용기 벽을 통한 외부 유출이 예상된다. 그림 2.5.7은 800°C의 화재 사고조건이 5시간 유지될 때 저장 용기 벽을 통하여 확산되는 중 특정시간(30분 후, 2시간 후, 5시간 후)에서 분포되는 수소동위원소와 이와 동시에 붕괴하여 생성되는 헬륨의 농도분포를 보여주고 있다. 800°C인 경우 티타늄 수소화물의 수소 평형 압력은 약 20atm으로 상온 장기 저장조건과는 달리 짧은 시간 내에 높은 농도의 수소동위원소 분포를 보여주고 있는 반면 헬륨의 농도는 상대적으로 짧은 시간으로 생성량이 비교적 작다. 수소 동위원소의 높은 농도 분포는 급격한 확산이 일어나 외부 유출이 심각하게 일어날 수 있음을 예측할 수 있다.

그림 2.5.8은 800°C의 화재 사고조건에서 용기 벽을 통하여 트리튬 농도분포가 정상 상태에 도달되는 확산 거동을 보여주고 있다. 이 화재조건에서는 약 5시간이면 0.7cm의 용기 벽을 통한 확산거동은 정상상태에 도달된다. 고온 화재조건이 계속 유지되어 일단 확산의 정상상태까지 도달되면 확산속도는 더욱 빨라져 심각한 용기 외벽 유출을 초래한다.

그림 2.5.9는 몇몇 고온 조건에서 시간에 따른 트리튬에 의한 외부 누적 방사능 유출량을 보여주고 있다. 600°C 5시간의 고온 조건에서는 약  $10^{-17}$ Ci의 미미한 방사능 유출을 보여주고 있으나 800°C에서는 약 0.1Ci의 많은 방사능이 용기벽 외부 유출이 일어날 수 있음을 알 수 있다.



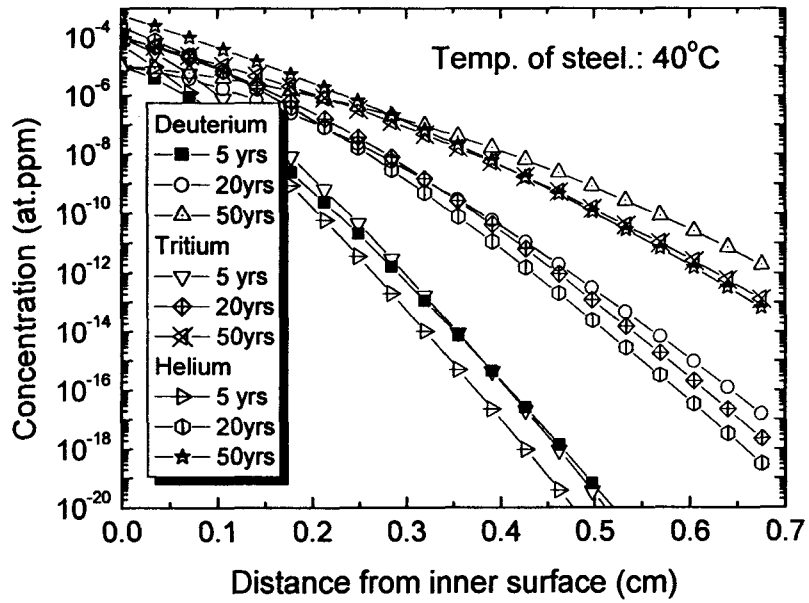


그림 2.5.3. 장기 저장시 용기벽 내 수소동위원소 농도분포 (40°C)

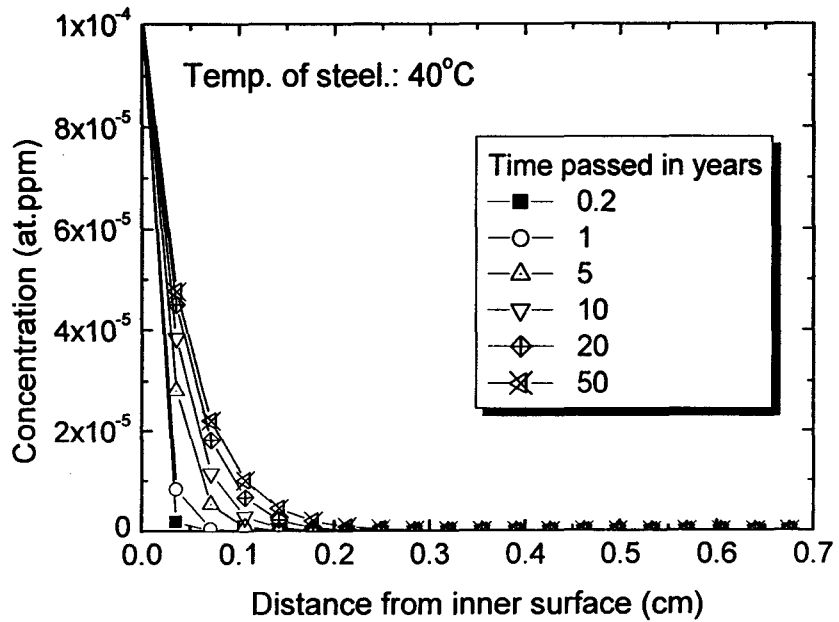


그림 2.5.4. 장기 저장시 용기벽 내 트리튬 농도분포 (40°C)

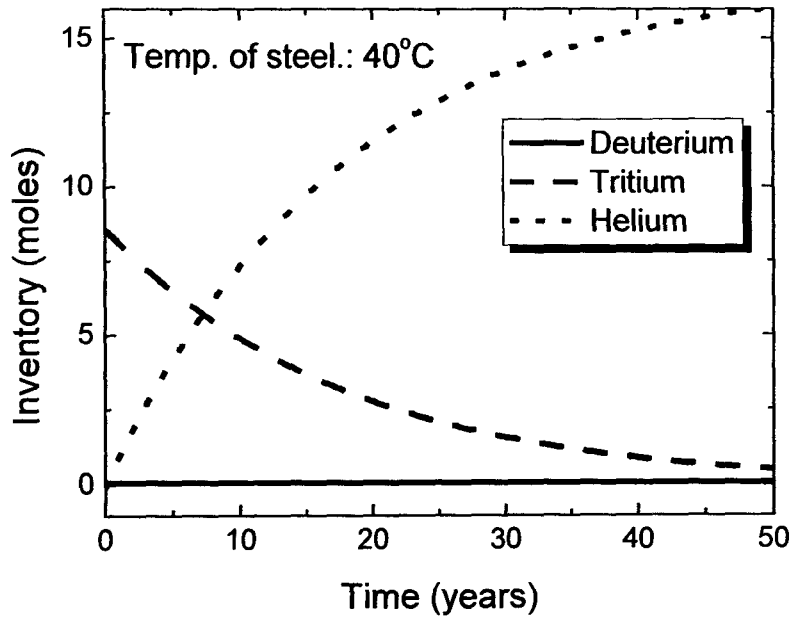


그림 2.5.5. 저장용기 내 수소동위원소 및 헬륨 인벤토리 (40°C)

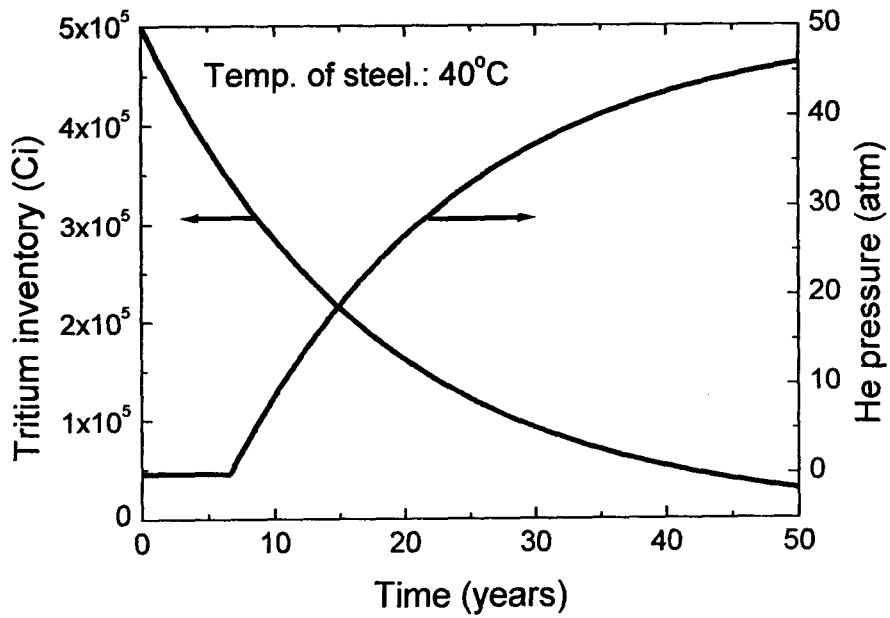


그림 2.5.6. 저장용기 내 트리튬 인벤토리 및 헬륨 압력 (40°C)

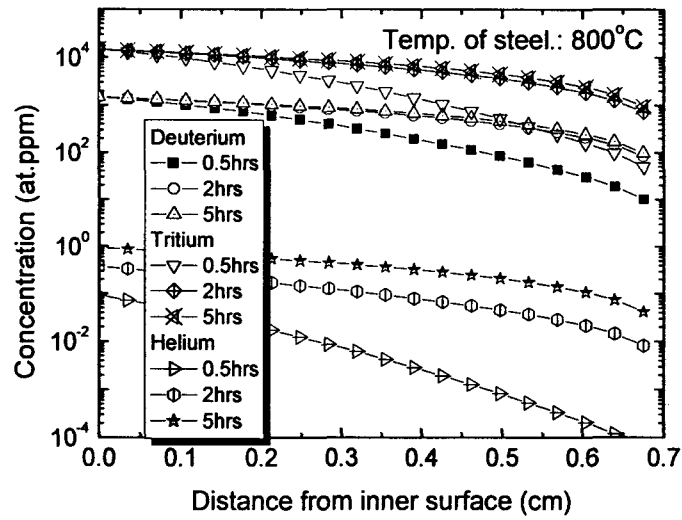


그림 2.5.7. 단기 화재 조건시 용기벽 수소동위원소 농도분포 (800°C)

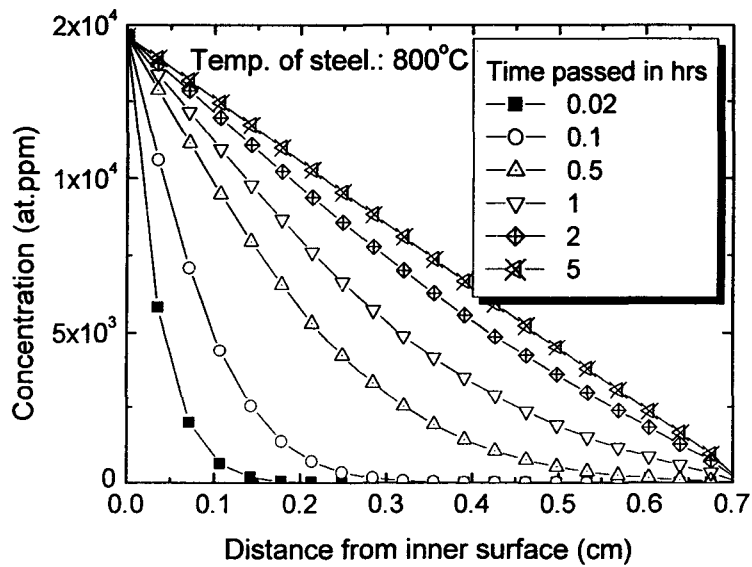


그림 2.5.8. 단기 화재 조건시 용기벽 내 트리튬 농도분포 (800°C)

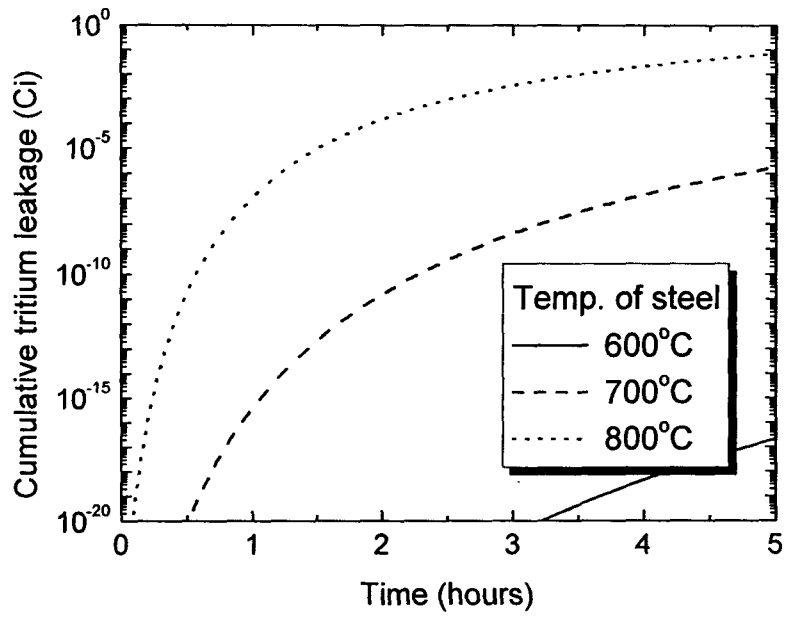


그림 2.5.9. 고온에서 0.7cm 두께의 용기 벽을 통한 누적 트리튬 유출량

## (6) 저장용기의 헬륨 유출 건전성

### (가) 용기재료에서의 헬륨거동[2.5.13]

저장 용기 벽을 통한 미소한 수소 동위원소의 확산으로 트리튬이 용기재료 내에 분포하며 트리튬의 붕괴로 헬륨이 발생되어 재료 결정 격자사이에 존재하게 된다. 시간이 지남에 따라 트리튬 붕괴로 헬륨의 양은 많아지며 재료 내에서 기포의 형태로 산재하여 저장용기 재료의 건전성에 영향을 주게 된다. 재료 내에서의 헬륨 기포의 핵 생성과 성장은 일반적으로 헬륨의 이동성과 관계가 있다. 저온에서 헬륨의 금속 내 확산은 매우 낮기 때문에 헬륨 확산에 관한 시험 자료는 거의 없는 실정이다. 금속 내 헬륨의 확산과 포획은 주로 열 탈착시험(thermal desorption experiment)에 의해 얻을 수 있다. 몇몇 면심입방(face-centered cubic) 금속 내 헬륨 확산에 관한 실험적 및 이론적 활성화 에너지 값뿐만 아니라 헬륨 이동에 관한 이론적 진전이 고찰되고 있다.

헬륨 주입이나 방사화된 금속에서의 헬륨 확산은 공공(vacancy)에서 헬륨 복합체 생성과 헬륨 기포의 침전에 의해 주로 영향을 받는다. 트리튬 기체와 접촉하고 있는 금속의 경우 트리튬은 금속 표면에서 극미량 용해하여 확산과 동시에 붕괴하여 헬륨을 생성시키며, 트리튬의 장기 확산시 많은 양의 헬륨으로 붕괴된다. 트리튬 확산인 경우 금속 격자에서의 헬륨의 거동은 3가지 주요 메커니즘에 의해 일어날 수 있다. 즉, 공공 이동(vacancy migration, 헬륨 포집과 공공 이동성에 의해 향상된 확산을 포함), 침입형 원자 이동, 그리고 헬륨 집합체 트랩이 존재할 때 지연되는 침입형 원자 확산 등이다.

오스테나이트계 스테인리스강에서의 헬륨 확산은 명확하게는 규명되지 않고 있다. 원자 이식형태의 316 스테인리스강에서는 헬륨 탈착이 같은 온도에서의 니켈보다도 빨리 일어나는 것이 관찰되었다. 이것은 316 스테인리스강에서 헬륨의 침입형 원자상태의 확산은 공공들에 의한 영향을 보다 적게 받는다. 304 스테인리스강인 경우 673K 아래에서는 공공들에 의한 헬륨 이동의 확산 과정이 주된 역할을 하는 것 같다.

트리튬 붕괴로부터 생성된 헬륨을 포함하는 재료의 경우 저온에서는 다음 2가지 확산 메커니즘을 보고하고 있다. 자유 헬륨원자의 침입형 확산에 의한 빠른 확산과 미세 구조결함 상에 포획되는 헬륨과 관련되는 느린 확산으로 구분된다. 헬륨과 트리튬 원자간의 상호작용은 이들의 포획 영향 때문일 것이다. 헬륨이 공공의 형성 없이 유입될 때 헬륨 원자-공공 복합체의 자체 포획이나 loop punching에 의해 침전이 진행된다. 고온에서나 방사화 재료에서 공공 흡수는 중요하며 헬륨이 공공 집합체나 입계(grain boundary) 및 전위(dislocation)와 같은 공공 소스 부근에서 2차 상 침전물에 의해 포획된다.

다음 2가지 주요 메커니즘은 헬륨 기포의 성장(성장, 이동 그리고 합체)의 원인이 된다. 첫 번째는 메커니즘은 작은 기포에서 큰 것으로 헬륨 원자 이동에 의한 표면 에너지 감소 때문인 것이다. 헬륨 확산은 기포에서 압력 차에 의한 농도구배로 진행된다. 기포의 성장속도, 평균 직경 그리고 밀도는 헬륨 원자의 확산 계수와 용해도에 직접 관련된다. 이 메커니즘은 헬륨의 확산계수가 크지 않으면 매우 낮은 헬륨 용해도 때문에 강(steel)에서는 잘 일어나지 않을 것이다. 더구나 입계에 걸쳐 가속된 확산에 의해 향상된 기포성장은 실험적으로 얻지는 못했지만, 아마도 그 이유는 입계에서 결정 결함 상에 포획된 헬륨일 것이다. 두 번째 메커니즘은 금속 원자가 기포의 한 면에서 다른 면으로 전달되어 이동되는 것을 포함하고 있다. 원자 이동은 기포내부의 기상이나 기포 표면에서 확산에 의해 일어난다. 마지막 경우에는 다면체 기포의 이동이 표면상에서 핵 생성 단계에 의해 늦어진다. 두 개의 이동 기포가 만나면 합체가 되어 기포 집단들의 평균 반경이 증가하게 되고 기포의 수는 감소하게 된다.

이들 2가지 메커니즘의 중요한 차이중 하나는 다음 사실에 근거한다. 즉, 기포의 평균 크기가 주어진 시간동안 금속에 용해된 헬륨의 농도 그리고 재료 내 이동이나 합체에 의하여 유입된 헬륨의 농도에 의하여 변한다. 트리튬의 유입방법, 작동 온도, 외부 응력 또는 미세구조에 따라서 대개 이들 2가지 중 하나의 메커니즘으로 진행된다.

#### (나) 저장용기 재료 건전성에 미치는 헬륨의 영향[2.5.6]

수소 취성에 대하여 비교적 높은 저항성과 면역성을 가진 오스테나이트 스테인리스강은 트리튬 취급시설의 장치재료로 주로 사용된다. 많은 시간동안 트리튬에 노출된 금속 강은 트리튬 용해와 확산 그리고 방사능 붕괴로부터의 트리튬 유입으로 수소유발 균열의 주 문제점이 될 수 있다. 대기 온도에서 He-3은 트리튬 붕괴로 나노메타 크기의 헬륨 기포가 재질 내로 유입되면서 미세구조를 경화시키므로 수소에 의한 재료 취성을 증가시킨다. 헬륨 기포는 재료의 큰 변형, 구속 전위 그리고 전위 운동의 방해를 만들어 내므로 수소 포획에 의해 취성이 증대된다.

오스테나이트 스테인리스강의 연성에 미치는 헬륨의 영향은 두 가지 구분된 온도영역에서 설명할 수 있다. 875K 이상에서는 매우 미소한 양의 헬륨이라도 연성 저하에 심각한 결과를 가져올 수 있는 반면, 775K 이하의 온도에서는 훨씬 많은 양의 헬륨을 외관상 부작용 없이 수용할 수 있음이 보고되었다. 오스테나이트 스테인리스강에서 트리튬 붕괴에 의해 발생하는 헬륨에 관련되는 보고는 두 가지가 있다. 이 중 하나인 Thompson이 수행한 실험에 의하면 475K에서 1450시간동안 스테인리스강 304L과 309S 재질의 0.25mm 두께 시편을 69MPa의 헬륨 압력에 노출시켜 약 30at.ppm의 헬륨 농도를 갖게 하고 또한 장시간 방치하여 100at.ppm의 헬륨 농도를 가진 시편도 마련

하였다. 이렇게 유지된 조건에서 기체에 노출시킨 지 처음 1시간 이내에 트리튬 농도가 약 2%이내로 균일하게 되었다. 표 2.5.5에서와 같이 후속 시험에서는 실온에서 30at.ppm의 시편에서는 연성에는 아무런 영향이 없었다. 헬륨 농도 100at.ppm 시편에서는 연성 저하가 바로 시작되었으며 975K의 고온에서는 30at.ppm시편에서도 헬륨이 연성에 많은 영향을 주었다.

표 2.5.5. 헬륨 유무에 따른 스테인리스강의 975K에서 연성시험 결과[2.5.6]

| Alloy | He content | Strength, MN/m <sup>2</sup> |          | Elongation in 25mm, % |
|-------|------------|-----------------------------|----------|-----------------------|
|       |            | Yield                       | Ultimate |                       |
| 304L  | None       | 151                         | 238      | 31                    |
|       | 30 at. ppm | 179                         | 190      | 1.5                   |
| 309S  | None       | 131                         | 297      | 27                    |
|       | 30 at. ppm | 193                         | 200      | 0.5                   |

Louthan 등은 같은 재료와 동일한 크기의 시편으로 343K 온도에서 69MPa의 압력을 갖는 트리튬 환경에 노출시켜 매우 유사한 실험 결과를 주었다. 이 온도에서는 시편의 트리튬 농도가 200시간에서 20%이내로 균일하게 되었고 12240시간이 경과했을 때 시편의 헬륨 농도가 42at.ppm까지 얻을 수 있었다. 이 헬륨 농도는 실온에서는 309S 스테인리스강인 경우 아무런 인장 연성에 영향을 주지 않았으며 304L 스테인리스강에서는 약간의 연성 저하를 보여주었다. 헬륨 농도가 30at.ppm의 경우도 973K 온도에서는 유사한 연성에 대한 영향이 있음을 보여 주었다(표 2.5.5.).

오스테나이트 스테인리스강의 연성에 미치는 헬륨의 영향에 관한 그 외 다른 자료는 시편에서  $B^{10}(n,\alpha)Li^7$  반응 또는  $\alpha$ 입자 방사화를 이용한 실험으로부터 구해질 수 있다. 중성자 방사화는 개개의 헬륨 원자는  $Li^7$  원자 생성이 수반되며 중성자에 의한 시편 손상이 불가피하다.  $\alpha$ 입자 방사화에서는 방사능 손상이 있어서 시편은 매우 얇을 필요성이 있다. 중성자 방사화 시험에서 1000K 부근의 온도에서 헬륨의 농도는  $10^{-7}$ 정도로 매우 낮아서 연성 저하를 감지할 수 있을 정도이다.

실온에서 더 높은 헬륨 농도의 영향을 규명하기 위해  $B^{10}(n,\alpha)Li^7$  반응을 이용한 오스테나이트 스테인리스강에 관한 일련의 실험에서 헬륨 농도는  $10^4$ at.ppm까지 얻어졌으며, 실온에서 43%에서 13%까지 인장 신율이 감소함을 보고하였다. 핵연료 피복재로 304 스테인리스강의 시험에서는 300at.ppm의 헬륨 농도는 외관상 심각한 영향이 있었음을 보고하였다.

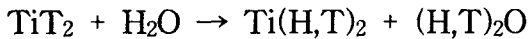
## 나. 트리튬 저장재의 수중 안전성 시험

### (1) 티타늄 트리타이드의 수중 안정성

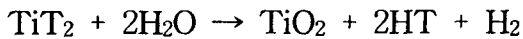
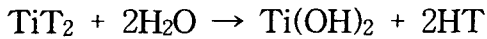
티타늄은 방사성 트리튬 기체를 안정된 금속 트리타이드 형태로 고정화할 수 있기 때문에 트리튬의 장기 저장 및 처분을 위한 금속재료로 사용되어 오고 있다. 저장 또는 처분 시 사고에 의하여 트리튬 저장재가 수중으로 노출될 경우 그 안전성은 트리타이드의 물에 대한 용출성과 관계가 있다.

고체 티타늄 트리타이드로부터 트리튬은 수중에서 다음 두 가지 메커니즘에 의해 수중으로 침출될 수 있음이 알려져 있다[2.5.14].

- 침출수와 동위원소 교환반응



- 물과의 화학반응



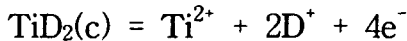
트리튬은 동위원소 교환 반응에 의해 액상형태 뿐만 아니라 HT 또는 T<sub>2</sub>의 수소 형태로도 누출될 수 있기 때문에, 액상형태의 HTO와 침출수와 접해있는 대기중 수소(HT) 농도를 동시에 측정하므로 트리타이드의 물에 대한 안정성을 평가할 수 있다. AECL의 Miller [2.5.14, 2.5.15]는 트리튬 기체가 고정된 티타늄 스펀지를 반응기내 초순수에 일정시간 분산시켜 액상 및 기상의 트리튬 농도를 모니터링 하였다. 트리튬 원소의 누출은 액상형태보다 1/3정도로 낮으며, 티타늄 산화물 또는 수산화물 그리고 트리튬 기체를 발생하는 부식반응이나 흡착 트리튬에 의해 트리튬 원소가 누출된다. 이에 반하여 수용액으로 누출되는 양이 더 많은 것은 동위원소 교환반응 메커니즘에 의한 누출 경로가 지배적인 것을 알 수 있다. 수중 누출 시험이 진행되는 동안 저장재의 색깔은 초기 은회색에서 짙은 흑갈색으로 나타내므로 표면 산화물 형성이 생성됨을 보고했다. 고 방사능 티타늄 트리타이드 시료의 상온 침출 시험결과 액상 환경에서 이들 시료는 안정한 상태를 보여주었으나 주로 저장재 표면에 흡착된 트리튬이 침출수에서는 HTO로 그리고 침출액 상부 대기에서는 HT 형태로 유출에 크게 기여함을 나타내었다. T/Ti 비가 TiT<sub>1.8</sub>까지 갖는 스펀지 시료의 100일간의 수중 안정성 시험결과 HTO형태의 트리튬 유출 분율은 10<sup>-5</sup> 정도로 나타났고, 동일한 조건의 시험에서 HT의 누적 누출 분율은 10<sup>-6</sup>~10<sup>-8</sup>정도로 나타났다. 트리튬의 누출율은 시간이 지남에 따라 표면 산화물 또는 수산화물 형성으로 표면 흡착 트리튬 양이 감소하게 되어 두 가지 형태의 트리튬의 누출율은 시간에 따라 감소한다. 시험 결과 티타늄 스펀지는 효과적인 트리튬의 장기 저장재로 적당함을 보고한 바 있다.



(2) 티타늄 중수소화물의 수중 안정성 시험

티타늄 분말(~100mesh, 99.7%, Aldrich Chemical Co. Inc)을 고온과 진공상태(50 0°C,  $5 \times 10^{-7}$ Torr)에서 2시간 동안 활성화하여 D/Ti=1.0의 원자비 양론을 갖는 티타늄 중수소화물을 제조하였다.

초순수 1.8L에 5g의 상기에 전술한 방법으로 제조한 티타늄 분말을 25°C에서 100일 이상 분산시켰다. 그림 2.5.10은 초순수에 분말의 분산이 시작되는 시점에서 아래 반응식에 의거한 티타늄 금속의 용출 가능성의 변화를 살펴보기 위하여 수소이온 농도와 전도도도 모니터링 한 것을 나타내었다.



미미한 전도도 상승과 pH변화는 티타늄 성분의 용출과 수중 중수소 이온의 증가와는 직접적인 관련성은 없는 것으로 여겨진다.

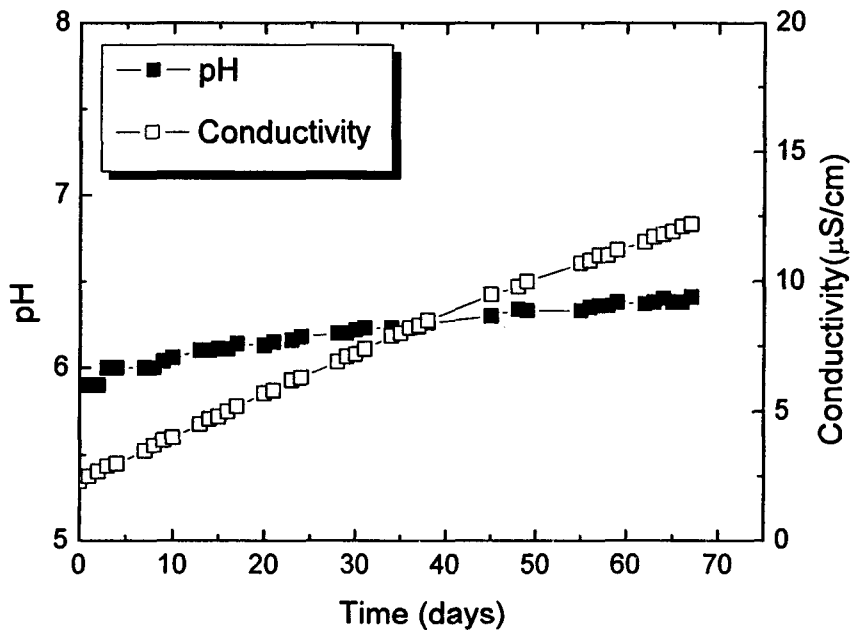


그림 2.5.10 티타늄 중수소화물 분말의 용출시험 (D/Ti=1.0)

100일 이상 수중에서 분말이 분산된 용액을 0.45μm의 cellulose acetate membrane으로 분말을 여과시킨 후 수용액 속에 용출되었을지 모르는 중수소, 용존 티타늄 함량을 분석하였다. 수용액 중 중수 성분의 함유 정도를 알기 위하여 적외선 분광 광도계를 사용하여 분석하였다. 이 원리는 비선형 3원자 분자인 물(H<sub>2</sub>O)은 원자간 3가지 형태의 기본 진동 형태를 가지고 있어 여기에 적외선 영역을 쬐어주면 이들이 진동을 일으

키는 데 필요한 주파수의 빛을 흡수하게 된다. 저농도 중수인 경우 약  $2500\text{cm}^{-1}$ 의 파수 근처에서 O-D 결합의 흡수가 일어난다고 알려져 있다[2.5.16]. Nicolet 사(미국)의 FT-IR 모델 800을 이용하여 저농도 중수 흡수 영역을 비교하였다. 그림 2.5.11에서 보여주는 바와 같이 자연수와 침출 시험에 사용된 수용액의 투과율을 비교해 본 결과 거의 일치하였다. 이것은 침출수에서의 중수 성분은 자연수내에 함유하고 있는 것과 변화가 없다는 것을 알 수 있다. 분산된 티타늄 중수소화물(D/Ti=1.0)은 수중에서도 중수소 성분이 유출되지 않는 안정된 중수소화물임을 입증하는 것이다. 그러나 유도 결합 플라즈마(ICP) 발광 광도법으로 분석한 용존 티타늄의 함량은 약 30 ppb 정도로 나타났다.

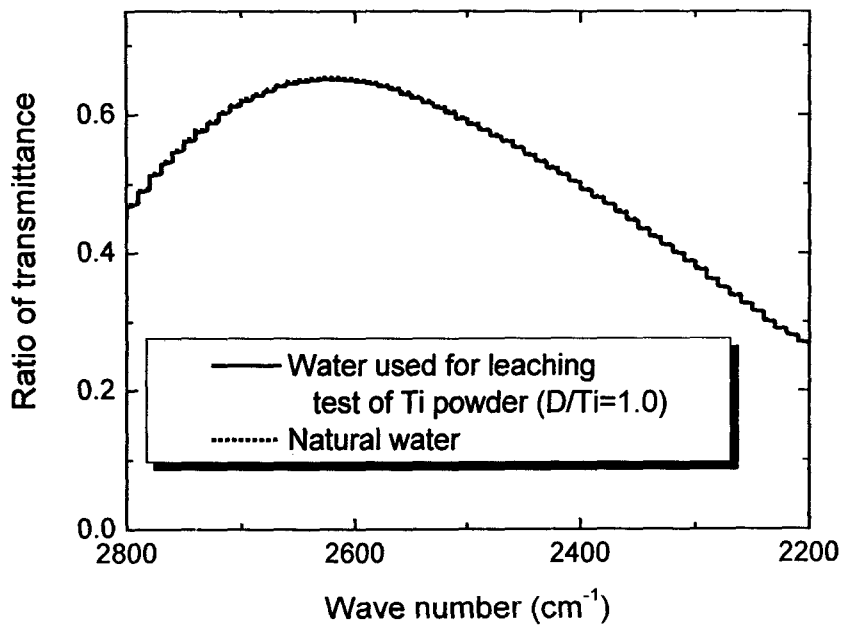


그림 2.5.11. 티타늄 중수소화물 분말의 용출시험 전후의 적외선 스펙트럼 (D/Ti=1.0)

티타늄 중수소화물(D/Ti=1.0) 분말의 결정 상 변화를 알아보기 위하여 SIEMENS (현재는 BRUKER사와 합병된 상태)사의 모델 D5000을 사용한 X-선 회절 분석을 수행하였다. 수중 침출에 사용된 티타늄 분말중 중수소화물의 결정상은 다음과 같은 물과의 화학반응 가능성을 고려할 수 있다.

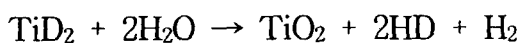
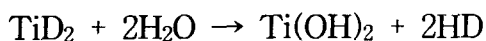


그림 2.5.12는 침출 시험중 수중 분위기에서 100일 이상 분산시킨 후 여과 수거하여 건조된 티타늄 분말의 결정상을 분석한 것이다. 수중 분산전의 분말과는 거의 동일한 피크를 보여주었으며 주로 티타늄과 티타늄 하이드라이드의 결정 성분으로 장시간의 수중에서도 상기 반응에 의한 티타늄 수산화물이나 산화물의 생성이 보이지 않는 안정된 수소화물임이 확인되었다.

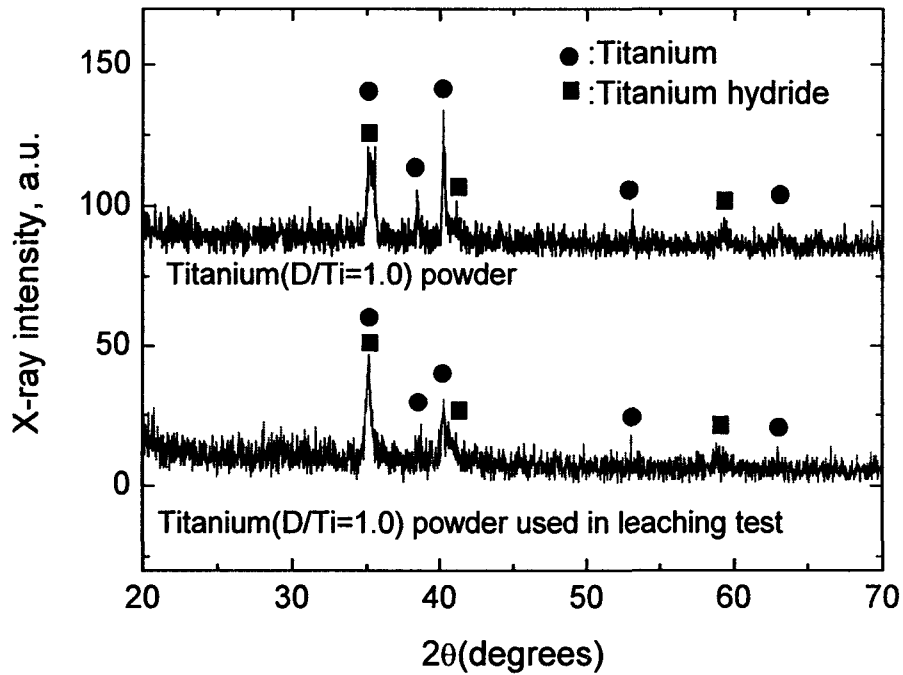


그림 2.5.12. 티타늄 중수산화물 분말의 용출시험 전후의 X선 회절패턴 (D/Ti=1.0)

## 6. 월성원전 TRF 연계 및 저장용기 수요량 예측

### 가. 월성원전 TRF 연계자료 분석

삼중수소 저장용기는 궁극적으로 월성 원자력 발전소에 건설 예정인 삼중수소 제거설비(Tritium Removal Facility : TRF)에서 적용하는 것을 목표로 하고 있다. 따라서 월성원전 TRF 삼중수소 취급/저장계통과 국산 삼중수소 저장용기의 연계성을 확보하기 위해서는 월성원전 TRF 계통분석이 필요하다. 이를 위하여 월성원전 TRF 주 설계기관인 AECL에서 작성되는 관련 문서를 분석하고, 월성원전 TRF 삼중수소 저장/취급 계통의 특성, 기능 및 설계기준, 삼중수소 저장요건 등을 파악하고자 한다.

#### (1) 월성원전 TRF 개요[2.6.1]

한수원(주)은 월성원전 부지의 삼중수소 저감을 위해 2005년까지 동 부지에 삼중수소 제거설비(TRF)를 건설/운영할 계획이다. 월성원전 TRF의 처리용량은 100 kg/hr이며, 삼중수소 제거계수(DF)는 1/35이다. 이는 월성 1,2,3,4호기의 감속재 삼중수소 농도를 10 Ci/kg 이하로 낮출 수 있는 용량으로, 캐나다 달링톤 TRF의 1/4 규모이다. 월성원전 TRF의 삼중수소 제거공정은 그림 2.6.1에서 볼 수 있듯이 급수/생산물계통, 액상축매교환계통, 중수소정화계통, 초저온증류계통, 삼중수소 취급 및 저장계통으로 이루어져 있다. 여기서 '삼중수소 취급 및 저장계통'은 월성원전 TRF의 마지막 공정으로 본 연구에서 개발한 삼중수소 저장용기를 적용하는 계통이다.

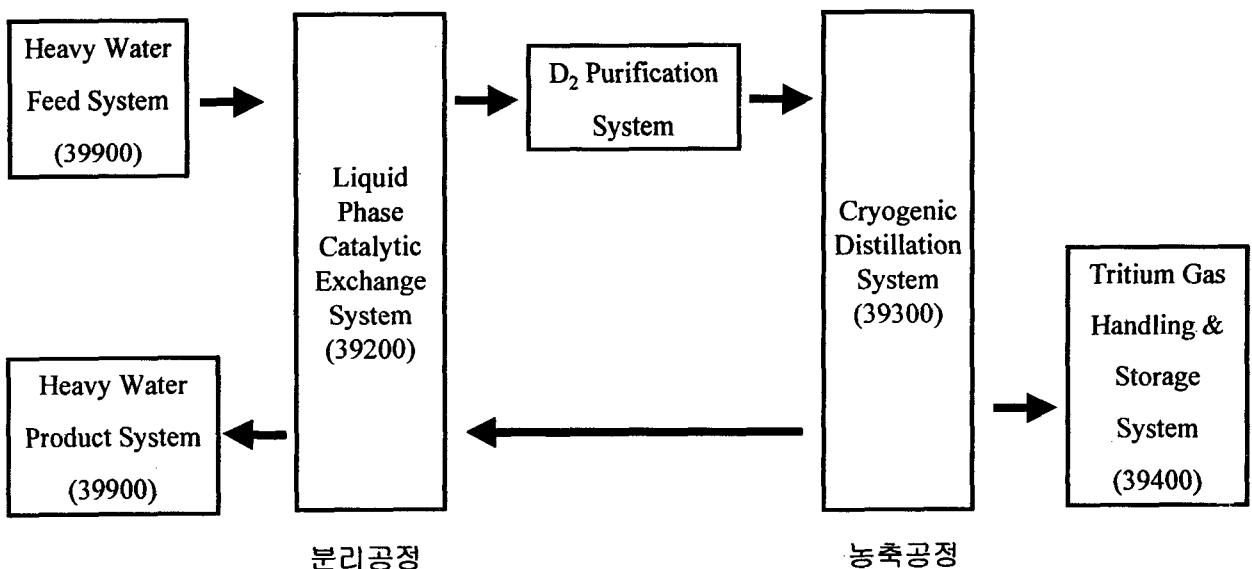


그림 2.6.1 월성원전 TRF 공정 개략도

표 2.6.1 월성원전 TRF 계통 요약

| 계 통   | 기 능   |
|---|---|
| 중수급수계통(39100)<br>중수화 및 탈중수화<br>(39600)        | 공정처리를 위한 D <sub>2</sub> O 급수를 받아 저장<br>LPCE탑에 공급하기 적당하도록 D <sub>2</sub> O급수를 정화.<br>정화장치의 중수화(이온교환수지 포함)는 급수 및 생산물 중수가 경수로 회석되는 것을 방지함.<br>사용된 정화장치의 탈중수화(이온교환수지 포함)는 장치가 공정에서 벗어나기 전에 D <sub>2</sub> O와 삼중수소를 이온교환수지로부터 회수함. |
| LPCE 계통(39200)<br>LPCE 탑(39220)               | 삼중수소를 D <sub>2</sub> O에서 D <sub>2</sub> 기체흐름(stream)으로 전이.<br>삼중수소 함유 D <sub>2</sub> 를 초저온증류계통에 공급.<br>탈삼중수소 D <sub>2</sub> O를 중수생산물계통으로 이송.  |
| 초저온증류(CD)계통<br>(39300)                        |   |
| 중수소(D <sub>2</sub> )정화계통                      | 초저온 증류탑으로 유입되는 D <sub>2</sub> 로부터 산소, 타 상존기체 및 수증기를 제거.<br>D <sub>2</sub> 기체를 LPCE계통으로부터 초저온 증류탑으로 이송.  |
| Cold Box 및<br>초저온 증류탑 계통                      | 삼중수소를 D <sub>2</sub> 기체로부터 요구되는 수준으로 제거.<br>추출된 삼중수소를 순수 T <sub>2</sub> 로 농축.<br>Cold Box는 단열을 제공하며 공정처리탑들에 대한 2차 방벽이 됨.  |
| 헬륨냉각계통  | 초저온 증류공정을 위한 냉각을 제공.  |
| 삼중수소 취급 및 저장계통<br>(39400)                     | 초저온 증류탑으로부터 농축된 삼중수소를 받아 양과 농도를 결정하고, 농축된 삼중수소를 금속 삼중수소화물로 포장.  |
| Glove Box(39420)<br>Glove Box 세정계통<br>(39430) | 삼중수소 취급계통 및 기타 농축 삼중수소 함유 구성기기에 대한 2차 방벽 제공.<br>Glove Box대기내로 누출된 삼중수소 제거.  |
| 중수생산물계통(39900)                                | 탈삼중수소 D <sub>2</sub> O를 받아 저장.<br>D <sub>2</sub> O를 원자로등급 수질로 정화.   |
| 보조계통  |   |
| 퍼지기체 및 재결합계통<br>(39700)                       | 퍼지기체로부터 중수소와 삼중수소를 회수.<br>보수정지기간 동안 공정계통을 진공배기하는데 사용되며, 중수소/삼중수소 기체를 중수로 변환   |
| 액체수집계통(39800)                                 | 보수정지기간동안 공정기기에 함유된 액체를 수집 및 필요하면 회수.  |
| 공기세정계통(39500)                                 | 공정기기로부터 건물 대기로 누출되는 중수소/삼중수소를 회수.   |
| 중수소 보충계통(39650)                               | 초기충전용 D <sub>2</sub> 를 계통에 공급.<br>운전중 손실된 중수소 보충.   |

표 2.6.1에 월성원전 TRF에 포함된 여러 계통들의 기능을 요약하였다.

## (2) 삼중수소 취급 및 저장계통에 대한 분석

### (가) 개요

‘삼중수소 취급 및 저장계통’은 삼중수소(농축된 삼중수소기체로서, 보통  $\geq 99.0\%$  T<sub>2</sub>)를 1회(batch)에 약 19 L(STP, 1.85 PBq에 해당)씩 초저온증류계통으로부터 받는다. 이때 삼중수소 분량은 순도 및 총량 분석을 한 후 티타늄금속수소화물(삼중수소화물) 저장용기내의 티타늄금속과 반응시킨다. 각 저장용기는 18.5 PBq(10회 분량)를 담을 수 있도록 설계되어 있으며, 삼중수소기체취급계통으로부터 이동하여 안전한 저장실에 넣는다. ‘삼중수소 취급 및 저장계통’은 질소로 퍼지되는 glove box 격실 내에 있으며, 1차 배관으로부터 누설시 작업구역과 환경으로의 방출을 최소화하고 삼중수소를 회수할 수 있도록 되어 있다.

### (나) 기능

월성원전 TRF 삼중수소 취급 및 저장계통의 기능은 다음과 같다.

- 중수로부터 제거된 삼중수소를 초저온증류계통으로부터 인출하여 삼중수소 저장용기내의 다공성 금속(티타늄)에 금속수소화물 형태로 고정화하여 저장한다.
- 초저온증류계통으로부터 인출된 삼중수소를 금속수소화물로 고정화하기 전에 삼중수소의 양 및 조성을 분석한다.
- 삼중수소 임시저장(우라늄)을 위한 저장용기도 포함한다. 이 임시저장용기로 삼중수소 취급 및 저장계통의 잔류 삼중수소를 모두 저장할 수 있다.
- 모든 계통 기기는 불활성 분위기의 Glove Box내에 설치된다.

### (다) 구성기기

그림 2.6.2는 삼중수소 취급 및 저장계통에 대한 계통도이다.

‘삼중수소 취급 및 저장계통’에 포함된 기기들은 다음과 같다. 미리 교정된 계량이 가능한 계량탱크 1대, 동위원소분석을 위한 수소동위원소 기체크로마토그래프 1대, 펌핑계통, 티타늄 삼중수소 저장용기 2개(각각 운전용과 예비용), 우라늄 삼중수소-세정 bed 1대 그리고 온도/압력 측정장치들이 있다. 수소동위원소에 대한 분석방법은 기체크로마토그래피와 질량분석법이 있으나, 월성원전 TRF에는 기체크로마토그래피를 적용하기로 했다. 본 계통에 사용되는 물품의 재질은 스테인리스강 316L을 적용하였으며, 밸브 및 피팅류는 Cajon VCR type과 Nupro 벨로우즈형을 적용하였다. 공압밸브의 경우 Vespel stem inserts를 수동밸브의 경우 metal inserts를 적용하였다. 따라서 삼중수

소 저장용기 설계시 이와 동일하거나 상위 품질의 재료 및 기기를 선정하여야 할 것으로 보인다.

(라) 진공배기

초저온증류계통으로부터 T<sub>2</sub>를 받기 전에 '삼중수소 취급 및 저장계통'은 계통내 잔류 기체와 삼중수소 이송회분(batch)간에 티타늄 저장용기내에 생성된 <sup>3</sup>He를 제거하기 위하여 우선 '퍼지 기체 및 재결합계통'으로 진공배기 된다. 펌핑계통은 삼중수소 취급에 적절한 것으로 중간용량의 진공펌프와 보조펌프를 적용하였다. 이들 펌프는 계통의 진공배기(<10 Pa) 및 기체 순환에 사용된다.

(마) 운전

99.0 mole% T<sub>2</sub>(~1.85 PBq)의 약 19 L(STP) 분량이 초저온증류탑으로부터 계량탱크로 천천히 흘러들어온다. 초저온증류계통의 마지막 증류탑 하부 운전압력은 T<sub>2</sub>가 계량탱크로 이동할 수 있는 추진력이 된다. 계량탱크는 부(sub)대기압 및 주변온도에서 18.5 PBq의 T<sub>2</sub> 기체를 담아있도록 설계된다. 압력제어기는 미리 설정한 압력에 도달하면 경보발령을 내면서 초저온증류계통으로부터 탱크를 자동 격리하도록 연동되어 있다. 정확한 압력측정을 위하여 정밀한 압력지시기가 사용되며, 아울러 정확한 온도측정을 위하여 탱크 벽면에 2개의 온도기 설치구(하나는 상부에 하나는 중앙부근에)가 있다. 계량탱크의 부피는 설치 전에 정확하게 결정되어 있어 계량탱크내의 총 기체량은 압력-부피-온도(PVT)측정으로 알 수 있다. 수소동위원소 기체크로마토그래프(GC)에 의한 기체성분측정을 위하여 기체 시료를 기체 시료 채취장치에 넣는다. 초저온증류계통으로부터 이송된 삼중수소량은 PVT 및 기체성분측정을 통하여 계산된다.

(바) 수소동위원소 분석

수소동위원소 GC의 구성은 액체질소로 냉각되는 저온 수소동위원소 분리컬럼, 온도가 조절되는 하우징(housing)내의 상용 열전도도 검출기(TCD), 그리고 검출기 전자회로장치로 이루어져 있다. GC-분석법은 고준위의 삼중수소(>99.0%)에서 ±3% 오차이내로 정확하게 측정이 가능하지만, PVT-GC 방법을 사용하면 정확도를 더 높여 ±1% 오차이내의 수치를 얻을 수 있다. 분석오차를 측정정확도 이내에서 유지되도록 주기적인 검교정 검사를 시행한다.

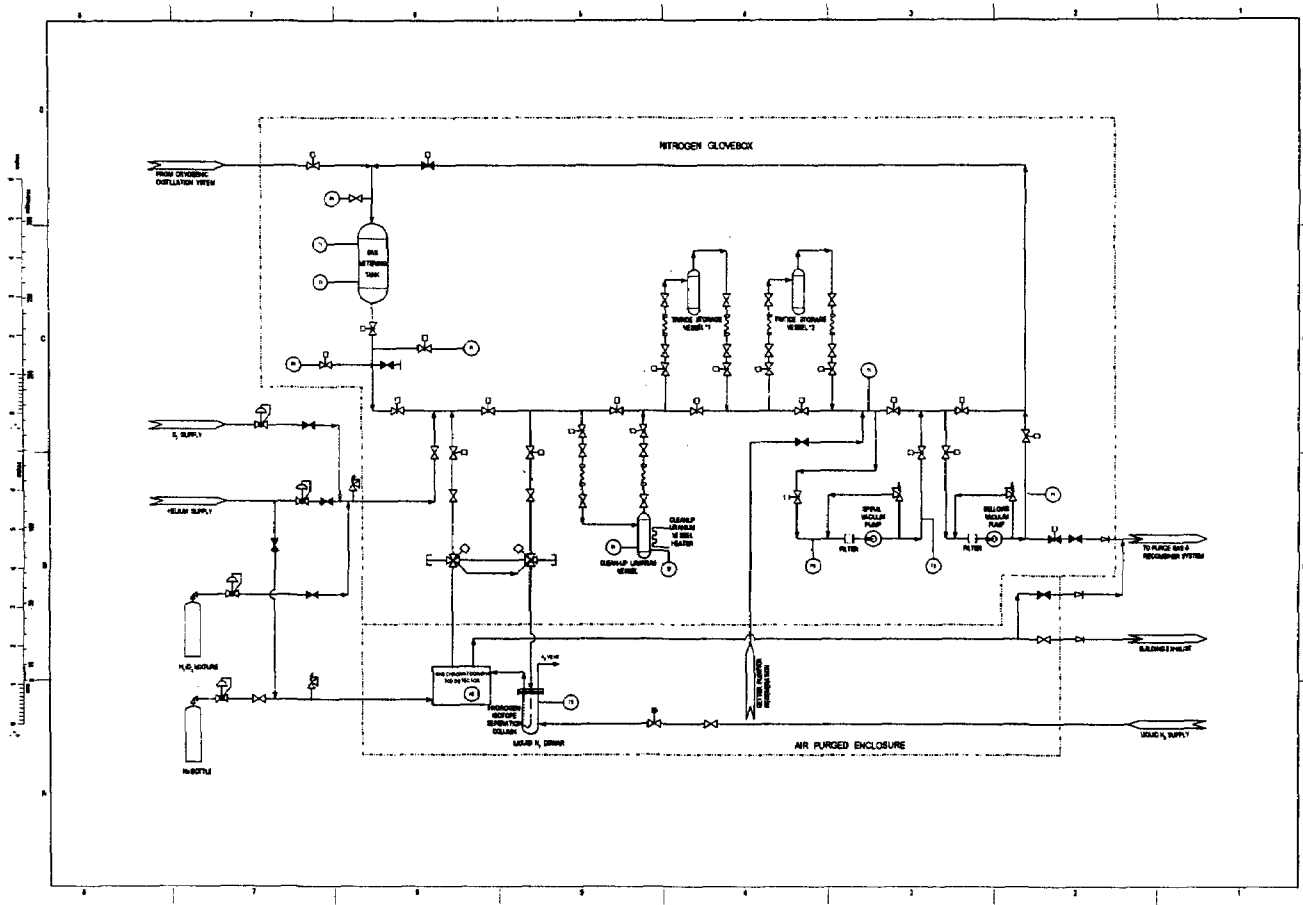


그림 2.6.2 월성원전 WTRF 삼중수소 취급 및 저장계통 개략도



#### (사) 삼중수소 저장용기

PVT 및 기체성분 측정을 한 후 계량탱크내의 기체는 진공배기된 티타늄 저장용기 내로 유입될 수 있게 된다. 각 회분 이송운전 후 티타늄 저장용기는 격리되며 계통은 다음 회분운전 때까지 진공상태로 둔다.

티타늄 저장용기 설계는 용기당 18.5 PBq를 저장하고 삼중수소붕괴로부터 생성되는  $^3\text{He}$ 를 수용할 수 있도록 되어 있다. 저장용기는 스테인리스강 용기이며 약 6.5 L 부피에 ~850 g의 티타늄 스펀지 금속을 담는다. 이 용기는 직경 0.15 m의 Schedule 40 316L 스테인리스강 배관 및 배관캡으로 만든다. 저장용기는 스테인리스강 벨로즈 차단 밸브와 튜브 연장단이 있는 2개의 노즐을 통하여 '삼중수소 취급 및 저장계통'에 연결된다. 저장용기의 총 질량은 약 18 kg이다. 일단 용기의 총 저장용량에 도달되면(10회분, 18.5 PBq) 용기는 glove box로부터 꺼내고 새로운 삼중수소 저장용기를 설치한다.

월성원전 TRF는 초기 중수의 삼중수소농도가 2.22 TBq/kg로, 매 8~9시간마다 1.85 PBq 분량씩 처리하게 되며, 최종적으로 삼중수소농도 ~370 GBq/kg으로 감소하면 대략 2일에 한번씩 1.85 PBq 분량을 처리하게 된다. 즉, 저장용기에 대한 단기수요가 장기수요의 약 6배에 달할 것으로 보인다.

#### (아) 예비 활성화 단계

삼중수소 저장용기를 '삼중수소 취급 및 저장계통' 내에 설치하기 전, 저장용기는 '삼중수소 저장용기 활성화장치' 내에서 예비 활성화된다. 이 활성화장치는 기본적으로 '진공배기계통'과 '저장용기를 위한 가열 및 온도조절계통'으로 이루어져 있다. 예비활성화 단계는 저장용기를 ~500 °C까지 가열하고 계통의 압력이  $1 \times 10^{-2}$  Pa 이하의 값에 도달할 때까지 배기하는 동안 이 온도를 유지하는 것이다. 계통은 추가로 1~2시간동안 이 상태로 유지된다. 활성화단계는 상온에서 삼중수소가 티타늄금속과 반응할 수 있도록 티타늄금속 표면불순물인 산소나 질소 등을 제거하기 위하여 필요하다.

#### (자) 우라늄 세정용기

우라늄 세정용기는 보수작업을 시행하기 전에 '삼중수소 취급 및 저장계통'내의 잔류 삼중수소를 제거하기 위하여 사용된다. 삼중수소 저장용기가 공기나 질소에 우연히 노출되어 비활성화 되는 경우에서도, 이 세정용기는 '삼중수소 취급 및 저장계통'으로부터 삼중수소를 제거하도록 설계되어 있다. 세정용기는 삼중수소 만을 일시저장하기 위한 것으로 삼중수소는 회수되어 공정계통으로 되돌아 가야하고, 아니면 삼중수소 저장용기로 이송되어야 한다. 헬륨공급용기가 연결되어 계통내로 불순물 누입시 '퍼지기체 및 재결합계통'으로 보내는 불순물이나 구석진 곳에 있는 중수소기체를 끌어내는 데

사용된다.

### (3) 월성원전 TRF 설계요건

월성원전 TRF 설계시 적용되는 설계요건 및 인허가요건 분석은 궁극적으로 월성원전 TRF에 적용될 삼중수소 저장용기의 설계요건과 인허가요건과 밀접한 관련이 있으며 이를 반영한 설계가 되어야 할 것이다. 본 장에서는 월성원전 TRF 안전성분석보고서에 기술된 월성원전 TRF의 설계요건과 인허가 요건을 분석하고 삼중수소 저장용기에 적용될 설계요건 등을 제시하였다. 본 설계요건중 삼중수소 저장용기는 내진설계와는 무관하나 TRF에 적용된 설계요건으로 이에 대한 분석도 함께 기술하였다. 기타 설계기준, 코드, 안전등급, 압력계통 유지분류, 내진등급, 공학적 안전형태, 품질보증에 대한 분석은 삼중수소 저장용기 설계 및 인허가를 위한 특정기술주제보고서 작성시 반영 여부를 판단하여 설계요건으로 삼아야 한다.

#### (가) 설계 기준

삼중수소제거설비(TRF)는 안전하고 신뢰할 수 있는 운전성능 위주로 설계하는 원칙을 따르며, 또한 설계와 운전면에서 심층방어라는 전통적인 CANDU 철학을 채택하였다. 여러 가지 측면에 적절한 코드 및 기술기준도 역시 의무적으로 고수해 왔다.

월성원전 TRF계통은 삼중수소 함유 중수를 다루는 전형적인 공정처리계통으로 설계 철학은 월성부지의 중수관리계통에 채택된 것과 유사하다. 그러나 큰 부피의 원소형 수소 저장 취급 및 초저온계통과 관련한 추가 설계기준이 설비설계에 적용되었다.

공정처리계통 배치는 단일 누설지점에서 새나갈 수 있는 수소나 삼중수소의 재고량을 제한하기 위하여 격리 가능토록 설계한다. 정상운전시 누설이 감지되면 내용물이 더 이상 누설되지 않도록 하부계통이 격리된다.

Skid나 module설계에는 보수기간 중 하부계통의 격리가 가능하도록 격리밸브를 설치한다. 즉 각 skid나 module은 비정상시 및 보수 시 가능한 한 주 공정처리계통으로부터 격리가 가능하다.

공정 및 건물계통에 대한 배치설계는 운전원 피폭을 최소화하고 ALARA(As Low As Reasonably Achievable) 원칙을 구현하도록 조정 배열된다. 건물은 중수 및 회수된 삼중수소에 대한 물리적, 보안 및 화재방호 측면을 구비한다.

계통들은 점화원과 수소가 근접되는 것을 최소화함으로써, 발화성이 강한 수소동위원소와 산소(공기) 혼합물의 축적이 안 되도록 설계되었다. 이는 NFPA 50A [소비현장 (Consumer Sites) 1994년판에 있는 기체성 수소동위원소에 대한 표준]에 제시되어 있다.

월성원전 TRF 고유의 설계요건은 다음과 같다.

- 사고 시 누출되는 삼중수소 확산을 억제
- 삼중수소 함유수의 처리 위험으로부터 부지내외 종사자들을 보호
- 하수 및 배수 수집계통들의 설정
- 종사자 및 기기를 비바람으로부터 보호하는 환경
- 구역구분 및 부지 상태에 따라 요구되는 냉난방 및 환기계통
- 일상출입이나 계통, 구성품 및 기기의 보수에 적당한 배치
- 필요한 공정배관이나 전력공급을 위해 월성원전 TRF 건물과 부지내 부대설비간을 상호 연결해 줌

풍하중, 범람침수, 회오리바람, 비산물 방호 및 내진기준과 같은 기준들은 월성부지의 여러 구조물에 대해 적용된 것과 같다.

(나) 코드, 표준 및 규제요건

월성원전 TRF는 다음의 기술기준과 표준들을 준수하였다.

- 103 kPa이상의 설계압력을 가진 공정 하부계통은 CAN/CSA N285.0-95의 요건에 따라 평가되고 분류된다.
- 공정기기는 “CSA B51, Boiler, Pressure Vessel, and Pressure Piping Code; ANSI/ASME B31.3, 및 ASME BPVC Section VIII and Section III”에 기술되어 있는 해당 표준, 코드, 및 기술지침에 따라 설계된다.
- 건물 및 구조물은 “건물배치, 구조물 및 건축의 설계요건(8609-27000-DR-001 발행 예정)”에 주어진 관련 코드 및 표준에 부합하게 설계된다.
- 전기, 계측 및 제어기기의 코드 및 표준은 월성원전 TRF 제어 및 계측 설계지침에 주어져 있다.
- CAN3-N286 또는 동등표준은 설계, 구매, 건설 및 시운전에 적용한다.
- 화재방호는 CAN/CSA-N293-M87에 부합하는 것으로 간주된다.
- 수소의 취급 및 저장은 NFPA 50/50A에 부합되었거나 하게 된다.
- 규제요건은 과학기술부의 과기부고시 제 2001-2 호에 부합하여야 한다.

표 2.6.2는 월성원전 TRF에 적용되는 기술기준, 표준, 및 규제요건들을 요약한 것이다.

표 2.6.2 월성원전 TRF 관련 기준 및 표준

| 기준 또는 표준  | 제 목  |
|---|--|
| <p>공정기기 설계 및 건설/<br/>구성기기 코드 등급분류</p> <p>· CAN/CSA N285.0-95*<br/><br/>ASME</p>   | <p>CANDU 원자력 발전소에서 압력보유 계통 및<br/>구성기기에 대한 일반요건<br/><br/>보일러 및 압력용기 코드</p>  |
| <p>· SA-312<br/><br/>· II 절<br/>· III 절<br/>· NCA 소절<br/>· 1 부 - ND 소절<br/>· V 절<br/>· VIII 절<br/>· IX 절<br/>· ANSI/ASME B31.3</p>  | <p>Seamless 및 용접된 오스테나이트 스테인리스 강관에<br/>대한 사양<br/><br/>Part-A 의 철강재질 사양<br/>원자력 발전소 구성기기의 제조에 대한 규칙<br/>1부와 2부에 대한 일반 요건<br/>3등급 구성기기<br/>비파괴 시험<br/>압력용기<br/>용접 및 블레이징 검증<br/>공정배관</p>   |
| <p>건물 및 구조물<br/>(내진 포함):</p> <p>· NBCC<br/>· CAN-A23.1<br/>· CAN-A23.2<br/>· CAN-A23.3<br/>· CAN/CSA-16.1<br/>· CAN/CSA A304.1<br/>· CSA-W59<br/>· CAN3-N289.1<br/>· CAN3-N289.3<br/>· CAN/CSA-N291</p> <p>* 원소형 삼중수소를 함유한 계통에 있어, CSA N285.0-95 에 별도로 명시하지 않는<br/>경우에는 고장 분석결과로 등급을 분류해야 한다.</p> | <p>캐나다 국가 건물 코드<br/><br/>콘크리트 재질 및 콘크리트 건설 공법<br/>콘크리트에 대한 시험 방법<br/>건물에 대한 콘크리트 구조물의 설계<br/>건물에 대한 철강 구조물<br/>건물에 대한 벽돌쌓기 공법<br/>철강 용접 공법(금속 아크용접)<br/>CANDU 원자력발전소의 내진검중에 대한 일반요건<br/>CANDU 원자력 발전소의 내진 검증에 대한 설계절차<br/>CANDU 원자력 발전소의 안전관련 구조물에 대한 요건</p> |

표 2.6.2. 월성원전 TRF 관련 기준 및 표준(계속)

| 기준 또는 표준  | 제 목   |
|---|---|
| <b>건물 및 구조물(계속)</b><br>ASTM<br>· A108-93<br>· E 84  | 철강봉, 탄소, 냉간압연 표준 품질에 대한 사양<br>건물 재질의 표면연소 특성에 대한 시험방법   |
| <b>전기, 계측 제어기기 :</b><br>· IEC 1000-1-1, 61000-4-2/3/4/56, 61131-3<br>· ISO 9001<br>· CSA C22.1-1998<br>· CSA Q396.1.2-89<br>· CSA Q396.2.2-89<br>· NAMUR NE 43 Engl | 국제 전기기술 위원회<br>표준화를 위한 국제 조직<br>캐나다 표준 협회, 캐나다 전기코드 PART-1<br>임계적용에 사용된 이전개발 소프트웨어에 대한 QA 프로그램<br>비임계 적용에 사용된 이전개발 소프트웨어에 대한 QA 프로그램<br>계수형 전송기의 정보내역에 대한 신호준위의 표준화           |
| <b>화재 방호 :</b><br>· CSA-N293-95<br>· NFPA 801<br>· NFCC   | CANDU 원자력 발전소에 대한 화재 방호<br>시설에서 취급하는 방사선 물질에 대한 화재방호의 표준<br>캐나다 국가 화재 코드  |
| <b>수소 취급 및 저장 :</b><br>· NFPA 50A, 1999   | 소비자 Sites 에서 기체 수소 계통에 대한 표준  |
| <b>규제 기준 및 표준 :</b><br>· 과기부 고시 제 2001-40<br>· 과기부 고시 제 2001-38<br>· 과기부 고시 제 2001-2<br>· 과기부 고시 94-10<br>· CNSC 규제 문서 R-100<br>· CNSC 규제 문서 R-105                  | 원자로 시설의 주요 부품의 내압시험에 관한 규정<br>원자로 시설의 안전 밸브 및 방출 밸브에 관한 기준<br>방사선 방호 등에 관한 규정<br>원자로시설의 안전등급과 등급별 규격에 관한 규정<br>삼중수소 함유수의 흡입으로부터 받는 유효 선량의 결정<br>삼중수소화 기체의 흡입으로부터 받는 유효 선량의 결정 |
| <b>품질보증</b><br>· CAN/CSA-N286 계열  | 원자력 발전소에 대한 품질보증 요건   |

## 나. 삼중수소 저장용기 수요량 예측

### (1) 월성원전 TRF 운전에 따른 삼중수소 농도변화 모델링

그림 2.6.3에 중수로형 원전에서 삼중수소의 생성 및 제거 흐름을 나타냈다. 삼중수소는 중성자 선속 하에 있는 중수 중에서 생성되며, 손실된 중수를 보충하기 위해 장입되는 중수에 포함되어 계통내로 들어올 수 있다. 또한 삼중수소는 자연 붕괴에 의해 없어지고 계통에서 누설된 중수 중 회수되지 않고 손실되는 중수에 포함되어 없어진다. 월성원전 TRF가 연결되어 월성원전이 운영될 경우 월성원전 TRF에서 삼중수소가 제거되고 되돌아오는 과정이 포함된다[2.6.2~3].

#### (가) 가정

삼중수소 생성량 및 축적량은 발전소 출력(중성자 선속), 가동률, 중성자 선속하의 중수량, 자연붕괴 및 중수손실, TRF 처리량, TRF에서의 탈 삼중수소율 등에 의해 결정된다. 삼중수소의 생성, 제거 및 축적 추이를 알아보기 위해 다음과 같은 가정을 하였으며, 이들 가정은 일반적으로 타당하다고 볼 수 있다.

#### 가정

- 계통내 전체 중수는 균일하게 혼합된 상태이다.
- 중수보충량은 중수손실량과 같다.
- 월성원전 TRF에 의해 처리된 감속재의 삼중수소 농도가 냉각재보다 삼중수소 농도가 낮은 경우 운전방식에 따라 냉각재로 공급할 수도 있다.
- 월성 원자력 발전소 가동률은 84%이다[2.6.4].

월성원전 TRF가 설치된 월성원전의 삼중수소 생성 및 제거에 대한 그림 2.6.3의 개념도에 따라 감속재 삼중수소 농도는 생성속도, 붕괴속도, 중수손실속도 및 TRF에 의한 삼중수소 제거속도에 의해 결정되며, 감속재의 삼중수소에 대한 물질수지 미분방정식을 다음과 같이 나타낼 수 있다.

$$\frac{d(M \cdot N)}{dt} = (\text{Generation}) + (\text{Make-up}) + (\text{Decay}) + (\text{Loss}) + (\text{Tritium Removal}) \quad (2.6.1)$$

#### (나) 월성원전 TRF 가동 후 계통내 삼중수소 농도

월성원전 TRF에서 삼중수소가 제거된 중수는 계통으로 되돌아오는데 중수의 삼중수

소 농도는 월성원전 TRF의 탈 삼중수소율에 의해 결정된다. 즉 식 (2.6.1)에 탈 삼중수소 율항이 추가되며, 다음의 식들로 나타낼 수 있다.

$$\begin{aligned} \frac{d(M_m \cdot N_m)}{dt} = & \phi_m \sigma_m N_D m_m a + F_m N_{m0} - \lambda M_m N_m - L_m N_m \\ & + TF a_T \left[ \left( \frac{1}{DF} - 1 \right) N_m + \left( N_c - \frac{1}{DF} \right) H(t - t_{sw}) \right] \end{aligned} \quad (2.6.2)$$

$$\begin{aligned} \frac{d(M_c \cdot N_c)}{dt} = & \phi_c \sigma_c N_D m_c a + F_c N_{c0} - \lambda M_c N_c - L_c N_c \\ & + TF a_T \left( \frac{N_m}{DF} - N_c \right) H(t - t_{sw}) \end{aligned} \quad (2.6.3)$$

여기서 H는 다음과 같이 정의되는 함수이다.

$$H(t - t_{sw}) = \begin{cases} 0 & \text{if } t \leq t_{sw} \\ 1 & \text{if } t > t_{sw} \end{cases} \quad (2.6.4)$$

H-함수(Heaviside function or Unit step function)는 월성원전 TRF에서 처리된 중수의 삼중수소 농도가 냉각재의 삼중수소 농도보다 높을 경우, 냉각재로 사용할 수 없기 때문에 감속재로 공급하는 운전방식의 전환을 표현하기 위해 필요하다. 그림 2.6.2는 이를 개략적으로 도시한 그림이다. 그림에서 볼 수 있듯이, 월성원전 TRF에서 처리된 중수의 삼중수소 농도가 냉각재의 삼중수소 농도보다 높은  $t_{sw}$  이전에는 중수의 흐름이 「감속재 → TRF → 감속재」이고, 월성원전 TRF에서 처리된 중수의 삼중수소 농도가 냉각재의 삼중수소 농도보다 낮아지는 시점  $t_{sw}$  이후에는 중수흐름이 「감속재 → TRF → 냉각재 → 감속재」로 변경된다. 이를 각각 운전방식 I, 운전방식 II로 구분하여 각 계통의 삼중수소 농도 변화를 예측할 수 있다.

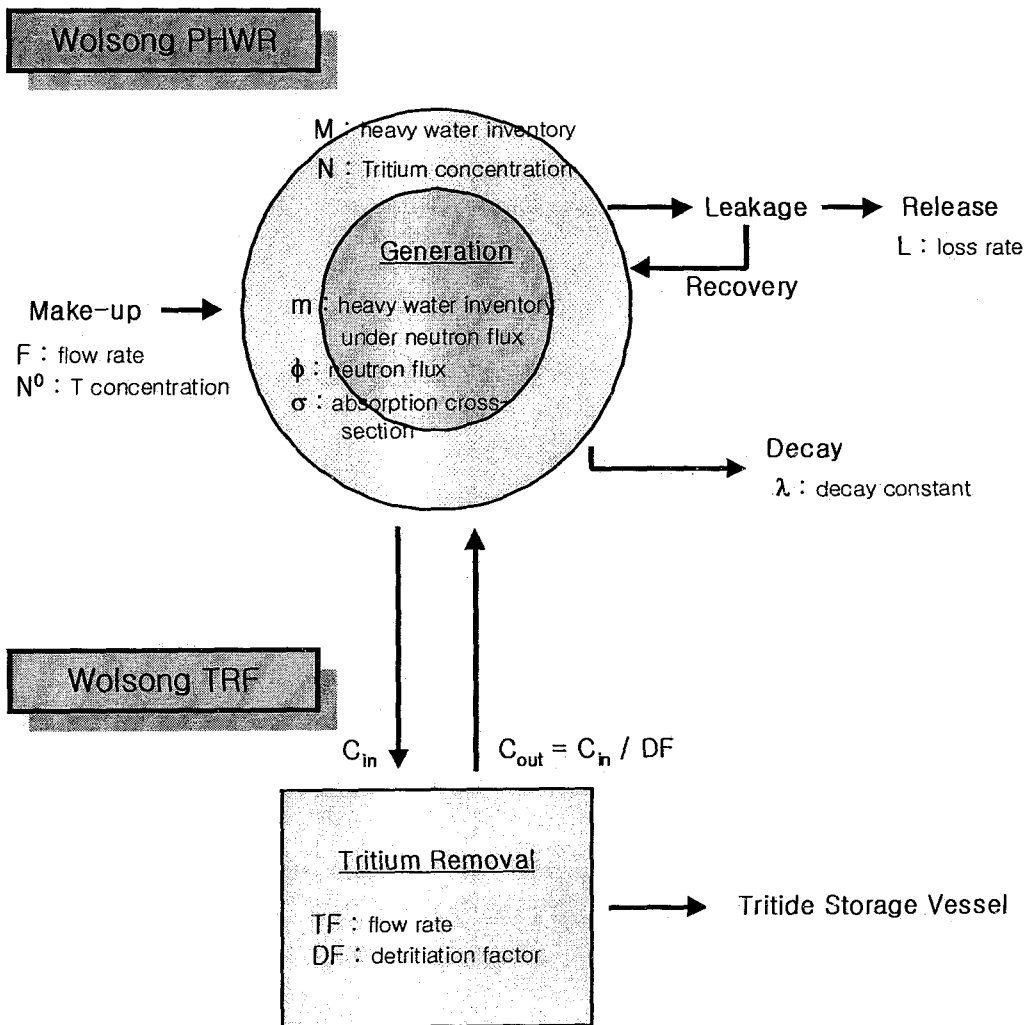


그림 2.6.3. 월성원전의 삼중수소 생성 및 제거 개념도



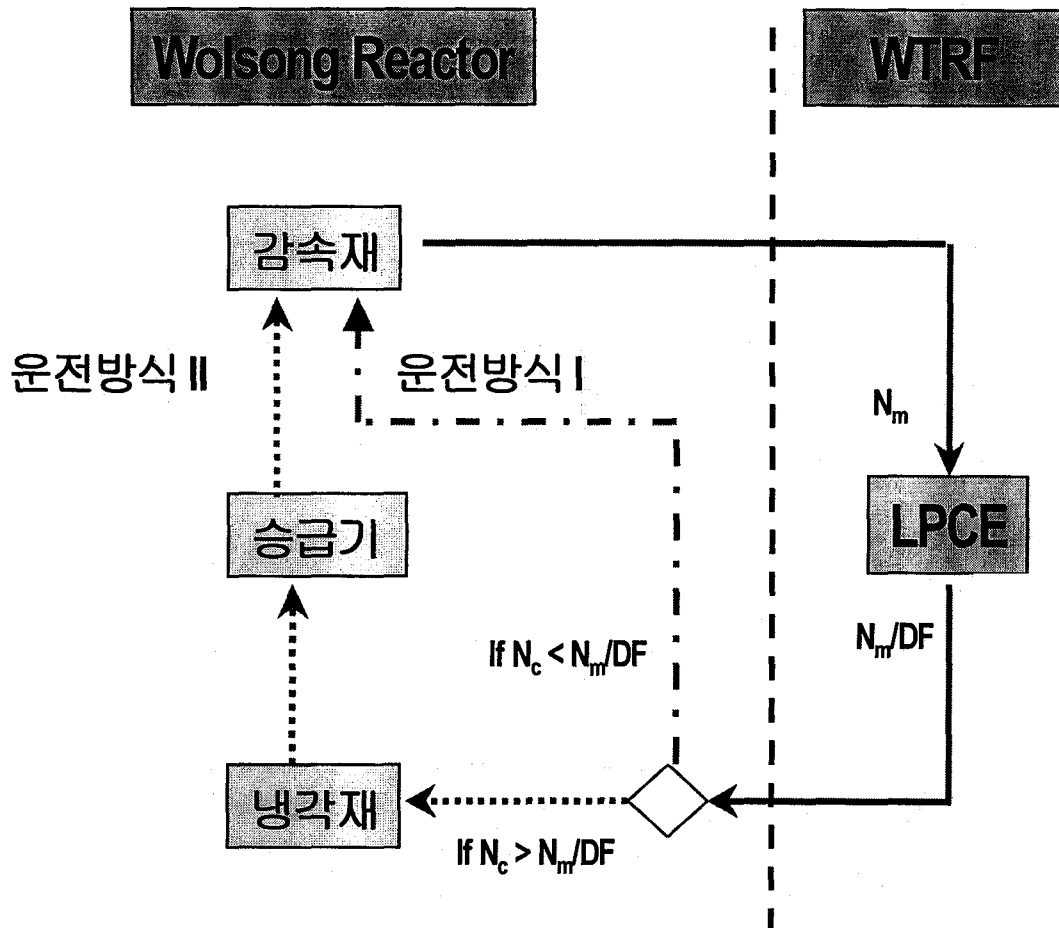


그림 2.6.2. 월성원전 TRF 중수처리 후 운전방식에 따른 중수흐름도  
 ( $N_m$ : 감속재 삼중수소 농도;  $N_c$ : 냉각재 삼중수소 농도; DF: 탈삼중수소율)

(다) 운전방식 I

$t \leq t_{sw}$  일 때, 삼중수소 제거를 위한 중수의 흐름은 다음과 같다.

$$\text{감속재} \rightarrow \text{TRF} \rightarrow \text{감속재} \quad \text{if } N_m/DF \geq N_c$$

따라서 식 (2.6.2)와 (2.6.3)로부터 다음의 식을 얻을 수 있다.

$$\frac{d(M_m \cdot N_m)}{dt} = \phi_m \sigma_m N_D m_m a + F_m N_{m0} + \left[ -\lambda M_m - L_m + TFa_T \left( \frac{1}{DF} - 1 \right) \right] N_m \quad (2.6.5)$$

$$\frac{d(M_c \cdot N_c)}{dt} = \phi_c \sigma_c N_D m_c a + F_c N_{c0} - (\lambda M_c + L_c) N_c \quad (2.6.6)$$

총 중수량  $M_m$ ,  $M_c$ 은 일정하다고 가정하면, 식 (2.6.5)와 (2.6.6)의 해는 다음과 같이 주어진다.

$$N_m = \left( N_m^0 + \frac{g_{1m}}{g_{2m}} \right) e^{\frac{g_{2m}}{M_m} t} - \frac{g_{1m}}{g_{2m}} \quad (2.6.7)$$

$$N_c = \left( N_c^0 + \frac{g_{1c}}{g_{2c}} \right) e^{\frac{g_{2c}}{M_c} t} - \frac{g_{1c}}{g_{2c}} \quad (2.6.8)$$

여기서,

$$\begin{aligned} g_{1m} &= \phi_m \sigma_m N_D m_m a + F_m N_{m0} \\ g_{2m} &= -\lambda M_m - L_m + TFa_T \left( \frac{1}{DF} - 1 \right) \end{aligned} \quad (2.6.9)$$

$$\begin{aligned} g_{1c} &= \phi_c \sigma_c N_D m_c a + F_c N_{c0} \\ g_{2c} &= -(\lambda M_c + L_c) \end{aligned} \quad (2.6.10)$$

이를 방사능 단위로 나타내면 다음과 같다.

$$A_m = \frac{\lambda}{3.7 \times 10^{10}} \cdot N_m = \frac{\lambda}{3.7 \times 10^{10}} \cdot \left[ \left( N_m^0 + \frac{g_{1m}}{g_{2m}} \right) e^{\frac{g_{2m}}{M_m} t} - \frac{g_{1m}}{g_{2m}} \right] \quad (2.6.11)$$

$$A_c = \frac{\lambda}{3.7 \times 10^{10}} \cdot N_c = \frac{\lambda}{3.7 \times 10^{10}} \cdot \left[ \left( N_c^0 + \frac{g_{1c}}{g_{2c}} \right) e^{\frac{g_{2c}}{M_c} t} - \frac{g_{1c}}{g_{2c}} \right] \quad (2.6.12)$$

윗 식은 월성원전 TRF 가동후 감속재와 냉각재의 삼중수소 농도추이를 나타내고 있

다. 감속재의 경우 시간이 지남에 따라 삼중수소 농도가 감소하는 경향을 보이나, 냉각재의 삼중수소 농도는 단조 증가하는 경향을 보인다. 각 계통의 포화농도는 다음과 같이 나타낼 수 있다.

$$A_m^\infty = -\frac{\lambda}{3.7 \times 10^{10}} \frac{g_{1m}}{g_{2m}} \quad (2.6.13)$$

$$A_c^\infty = -\frac{\lambda}{3.7 \times 10^{10}} \frac{g_{1c}}{g_{2c}} \quad (2.6.14)$$

(라) 운전방식 II

$N_m/DF$ 가  $N_c$ 보다 낮아지는 시점 즉  $t > t_{sw}$  일 때, 삼중수소 제거를 위한 중수의 흐름은 다음과 같이 전환된다.

$$\text{감속재} \rightarrow \text{TRF} \rightarrow \text{냉각재} \rightarrow \text{감속재} \quad \text{if } N_m/DF < N_c$$

따라서 식 (2.6.2)와 (2.6.3)로부터 다음의 식을 얻을 수 있다.

$$\frac{d(M_m \cdot N_m)}{dt} = \phi_m \sigma_m N_D m_m a + F_m N_{m0} - \lambda M_m N_m - L_m N_m + TF(N_c - N_m) a_T \quad (2.6.15)$$

$$\frac{d(M_c \cdot N_c)}{dt} = \phi_c \sigma_c N_D m_c a + F_c N_{c0} - \lambda M_c N_c - L_c N_c + TF \left( \frac{N_m}{DF} - N_c \right) a_T \quad (2.6.16)$$

운전방식 I에서와 마찬가지로 총 중수량  $M_m$ ,  $M_c$ 은 일정하다고 가정하고, 식 (2.6.15)와 (2.6.16)을 정리하면,

$$\frac{dN_m}{dt} = \frac{1}{M_m} [ -(\lambda M_m + L_m + TF a_T) N_m + TF a_T N_c + \phi_m \sigma_m N_D m_m a + F_m N_{m0} ] \quad (2.6.17)$$

$$\frac{dN_c}{dt} = \frac{1}{M_c} \left[ \frac{TF a_T}{DF} N_m - (\lambda M_c + L_c + TF a_T) N_c + \phi_c \sigma_c N_D m_c a + F_c N_{c0} \right] \quad (2.6.18)$$

식 (2.6.17)과 (2.6.18)은 운전방식 I의 경우와는 달리  $N_m$ 과  $N_c$ 가 상호 종속적인 관계를 가지고 있어 동시에 풀어야만 한다.

식 (2.6.17)과 (2.6.18)을 다음과 같이 간단하게 정리할 수 있다.

$$\frac{dN_m}{dt} = c_{11}N_m + c_{12}N_c + d_1 \quad (2.6.19)$$

$$\frac{dN_c}{dt} = c_{21}N_m + c_{22}N_c + d_2 \quad (2.6.20)$$

즉,

$$\frac{dN}{dt} = C N + D \quad (2.6.21)$$

여기서,

$$N = \begin{pmatrix} N_m \\ N_c \end{pmatrix} \quad (2.6.22)$$

$$C = \begin{pmatrix} c_{11} & c_{12} \\ c_{21} & c_{22} \end{pmatrix} \quad (2.6.23)$$

$$D = \begin{pmatrix} d_1 \\ d_2 \end{pmatrix} \quad (2.6.24)$$

이고  $c_{11}$ ,  $c_{12}$ ,  $c_{21}$ ,  $c_{22}$ ,  $d_1$ ,  $d_2$  값은 각각 다음과 같다.

$$\begin{aligned} c_{11} &= -\frac{\lambda M_m + L_m + TFa_T}{M_m} \\ c_{12} &= \frac{TFa_T}{M_m} \\ c_{21} &= \frac{TFa_T}{M_c DF} \\ c_{22} &= -\frac{\lambda M_c + L_c + TFa_T}{M_c} \end{aligned} \quad (2.6.25)$$

$$\begin{aligned} d_1 &= \frac{\phi_m \sigma_m N_D m_m a + F_m N_{m0}}{M_m} \\ d_2 &= \frac{\phi_c \sigma_c N_D m_c a + F_c N_{c0}}{M_c} \end{aligned} \quad (2.6.26)$$

식 (2.6.19)와 (2.6.20)을 풀면,  $N_m$ 과  $N_c$ 는 다음과 같이 표현된다.

$$N_m = g_1 e^{at} + g_2 e^{\beta t} + \left( \frac{c_{12}d_2 - c_{22}d_1}{c_{11}c_{22} - c_{12}c_{21}} \right) \quad (2.6.27)$$

$$N_c = g_1 \frac{\alpha - c_{11}}{c_{12}} e^{at} + g_2 \frac{\beta - c_{11}}{c_{12}} e^{\beta t} + \left( \frac{c_{21}d_1 - c_{11}d_2}{c_{11}c_{22} - c_{12}c_{21}} \right) \quad (2.6.28)$$

여기서,

$$\alpha = \frac{(c_{11} + c_{22}) + \sqrt{(c_{11} - c_{22})^2 + 4c_{12}c_{21}}}{2} \quad (2.6.29)$$

$$\beta = \frac{(c_{11} + c_{22}) - \sqrt{(c_{11} - c_{22})^2 + 4c_{12}c_{21}}}{2} \quad (2.6.30)$$

또한  $g_1, g_2$ 는 TRF 가동 운전방식 전환시점에서의  $N_m$ 와  $N_c$  값,  $N_m^0$ 와  $N_c^0$ 을 초기조건 으로부터 구할 수 있다.

$$g_1 = \frac{(\beta - c_{11})N_m^0 - c_{12}N_c^0 - \beta \left( \frac{c_{12}d_2 - c_{22}d_1}{c_{11}c_{22} - c_{12}c_{21}} \right) - d_1}{\beta - \alpha} \quad (2.6.31)$$

$$g_2 = \frac{-(\alpha - c_{11})N_m^0 + c_{12}N_c^0 + \alpha \left( \frac{c_{12}d_2 - c_{22}d_1}{c_{11}c_{22} - c_{12}c_{21}} \right) + d_1}{\beta - \alpha} \quad (2.6.32)$$

식 (2.6.27)과 (2.6.28)을 방사능 단위로 나타내면 다음과 같다.

$$A_m = \frac{\lambda}{3.7 \times 10^{10}} \cdot N_m = \frac{\lambda}{3.7 \times 10^{10}} \cdot \left[ g_1 e^{\alpha t} + g_2 e^{\beta t} + \left( \frac{c_{12}d_2 - c_{22}d_1}{c_{11}c_{22} - c_{12}c_{21}} \right) \right] \quad (2.6.33)$$

$$\begin{aligned} A_c &= \frac{\lambda}{3.7 \times 10^{10}} \cdot N_c \\ &= \frac{\lambda}{3.7 \times 10^{10}} \left[ g_1 \frac{\alpha - c_{11}}{c_{12}} e^{\alpha t} + g_2 \frac{\beta - c_{11}}{c_{12}} e^{\beta t} + \left( \frac{c_{21}d_1 - c_{11}d_2}{c_{11}c_{22} - c_{12}c_{21}} \right) \right] \end{aligned} \quad (2.6.34)$$

윗 식은 월성원전 TRF 가동후 감속재와 냉각재의 삼중수소 농도추이를 나타내고 있으며, 시간이 지남에 따라 삼중수소 농도의 감소속도는 줄어든다. 즉 정상상태에 도달했을 때의 감속재와 냉각재내 삼중수소 포화농도는 다음과 같이 나타낼 수 있다.

$$A_m^\infty = \frac{\lambda}{3.7 \times 10^{10}} \left( \frac{c_{12}d_2 - c_{22}d_1}{c_{11}c_{22} - c_{12}c_{21}} \right) \quad (2.6.35)$$

$$A_c^\infty = \frac{\lambda}{3.7 \times 10^{10}} \left( \frac{c_{21}d_1 - c_{11}d_2}{c_{11}c_{22} - c_{12}c_{21}} \right) \quad (2.6.36)$$

이때 월성원전 TRF에 의해 처리된 삼중수소 농도가 냉각재의 삼중수소 농도보다 낮아야 하며, 식 (2.6.35)와 (2.6.36)의 감속재와 냉각재의 삼중수소 농도가 TRF 가동에 따른 최종 목표치가 된다.

(2) 삼중수소 농도 지배 방정식

삼중수소 농도추이를 설정하는 지배식들은 다음의 일반화된 형태로 정리하여 해석할 수 있다.

$$\frac{dN}{dt} = C N + D \quad (2.6.37)$$

즉,

$$\frac{dN_m}{dt} = c_{11}N_m + c_{12}N_c + d_1 \quad (2.6.38)$$

$$\frac{dN_c}{dt} = c_{21}N_m + c_{22}N_c + d_2 \quad (2.6.39)$$

여기서 각 파라미터들은 표 2.6.3과 같이 정리할 수 있다.

식 (2.6.37)로부터 C는 삼중수소 농도 증감속도에 영향을 주는 반면, D는 삼중수소 농도 증감속도가 영(零)일 때, 즉 포화농도에 도달된 경우 포화농도값에 영향을 주는 인자라고 볼 수 있다.

그 밖에 지배방정식의 상수값에 해당되는 기타 월성원전 관련인자들은 표 2.6.4의 값을 적용하였다.

표 2.6.3. 월성원전 TRF 가동 여부에 따른 삼중수소 농도 지배방정식의 파라미터

|                 | TRF 가동 전   | TRF 가동 후   |  |
|-----------------|--|--|--|
|                 |  | 운전방식 I   | 운전방식 II  |
| c <sub>11</sub> | $-\frac{\lambda M_m + L_m}{M_m}$                     | $-\frac{\lambda M_m + L_m + TFa_T \left(1 - \frac{1}{DF}\right)}{M_m}$ | $-\frac{\lambda M_m + L_m + TFa_T}{M_m}$             |
| c <sub>12</sub> | 0  | 0  | $\frac{TFa_T}{M_m}$                                  |
| d <sub>1</sub>  | $\frac{\phi_m \sigma_m N_D m_m a + F_m N_{m0}}{M_m}$ | $\frac{\phi_m \sigma_m N_D m_m a + F_m N_{m0}}{M_m}$                   | $\frac{\phi_m \sigma_m N_D m_m a + F_m N_{m0}}{M_m}$ |
| c <sub>21</sub> | 0  | 0  | $\frac{TFa_T}{DFM_c}$                                |
| c <sub>22</sub> | $-\frac{\lambda M_c + L_c}{M_c}$                     | $-\frac{\lambda M_c + L_c}{M_c}$                                       | $-\frac{\lambda M_c + L_c + TFa_T}{M_c}$             |
| d <sub>2</sub>  | $\frac{\phi_c \sigma_c N_D m_c a + F_c N_{c0}}{M_c}$ | $\frac{\phi_c \sigma_c N_D m_c a + F_c N_{c0}}{M_c}$                   | $\frac{\phi_c \sigma_c N_D m_c a + F_c N_{c0}}{M_c}$ |

표 2.6.4. 월성원전 관련인자의 정의와 값[2.6.4]

| 인자             | 정의   | 감속재                       | 냉각재                       | 단위                      |
|----------------|--|---------------------------|---------------------------|-------------------------|
| a              | 가동률  | 0.84                      | 0.84                      | -                       |
| L              | 중수 손실                                      | $5.56 \times 10^{-5}$     | $1.67 \times 10^{-4}$     | kg-D <sub>2</sub> O/sec |
| F              | 중수 보충 유량 <sup>(1)</sup>                    | $5.56 \times 10^{-5}$     | $1.67 \times 10^{-4}$     | kg-D <sub>2</sub> O/sec |
| N <sub>0</sub> | 보충 중수중 삼중수소 <sup>(2)</sup>                 | 냉각재 평형값                   | 0                         | #/kg-D <sub>2</sub> O   |
| M              | 총 중수량                                      | $2.62 \times 10^5$        | $9.57 \times 10^4$        | kg-D <sub>2</sub> O     |
| m              | 중성자 선속하의 중수량                               | $2.39 \times 10^5$        | $6.02 \times 10^3$        | kg-D <sub>2</sub> O     |
| N <sub>D</sub> | 단위 kg-D <sub>2</sub> O당 중수소 <sup>(3)</sup> | $6.01 \times 10^{25}$     | $6.01 \times 10^{25}$     | #/kg-D <sub>2</sub> O   |
| λ              | 삼중수소 붕괴상수                                  | $1.78 \times 10^{-9}$     | $1.78 \times 10^{-9}$     | sec <sup>-1</sup>       |
| σ              | 중수소의 중성자 흡수 단면적                            | $4.19 \times 10^{-28(4)}$ | $3.64 \times 10^{-28(5)}$ | cm <sup>2</sup>         |
| φ              | 열중성자 선속                                    | $1.88 \times 10^{14}$     | $1.235 \times 10^{14}$    | #/cm <sup>2</sup> sec   |

(1) 중수손실율과 동일

(2) 냉각재 보충은 새중수, 감속재 보충은 냉각재내 중수를 이용

(3)  $2 \times D\text{-atom}/D_2O \times N_A/20g\text{-}D_2O \times 10^3 g/kg \times 0.9975 kg\text{-}D_2O/kg = 6.01 \times 10^{25} D/kg\text{-}D_2O$

(4)  $\sigma_0(5.1 \times 10^{-4} \text{ barn}) \times (\pi/4)^{0.5} \times (293.6/341)^{0.5} = 4.19 \times 10^{-28} \text{ cm}^2$

(5)  $\sigma_0(5.1 \times 10^{-4} \text{ barn}) \times (\pi/4)^{0.5} \times (293.6/453)^{0.5} = 3.64 \times 10^{-28} \text{ cm}^2$

### (3) 월성원전 TRF 운전 시나리오

모델식들에서 볼 수 있듯이 월성원전 각 호기별 삼중수소 농도는 월성원전 TRF의 처리량과 가동률에 따라 달라질 수 있다. 따라서 월성원전 TRF의 운전방식에 따른 처리량(TF) 변화와 가동률(a<sub>T</sub>) 변화는 호기별 삼중수소 농도를 낮추는데 영향을 줄 수 있다.

월성원전 TRF에서 처리된 중수의 삼중수소 농도가 냉각재의 삼중수소 농도보다 낮을 경우 냉각재 사용이 가능하지만, 높을 경우에는 냉각재로 사용할 수 없기 때문에 감속재로 공급하는 운전방식의 전환이 요구된다. 우선 월성원전 TRF에서 처리된 중수

의 삼중수소 농도에 상관없이 중수의 흐름이 「감속재 → TRF → 감속재」인 운전방식 I을 선정하였다. 또한 운전방식 I로 운용하다가 월성원전 TRF에서 처리된 중수의 삼중수소 농도가 냉각재의 삼중수소 농도보다 낮아지는 시점에 중수의 흐름이 「감속재 → TRF → 냉각재 → 감속재」인 운전방식 II도 선정하였다. 즉 운전방식을 결정하고 월성원전 호기에 따라서 처리량과 가동률이 다른 운전 시나리오를 선택할 경우 월성원전 TRF에서 제거되는 삼중수소량이 차이가 있을 수 있다. 예를 들면, 월성원전 TRF 처리량 100 kg/hr를 각 호기별로 동일하게 할당하여 호기별로 25 kg/hr 처리하는 경우와 초기 삼중수소 농도가 높은 1호기를 100 kg/hr로 처리하다가 다른 호기와 비슷해진 후 호기별로 동일하게 할당하여 처리하는 경우 삼중수소 제거량은 다를 것이다. 따라서 삼중수소 제거량을 예측하기 위해서는 우선 이러한 운전 시나리오를 결정하여야 한다.

본 보고서에서는 두 가지 관점에서 운전 시나리오를 선정하였다. 하나는 월성원전 TRF가 각 호기별로 할당되는 처리량의 변화측면이며, 다른 하나는 월성원전 TRF 처리후 중수를 감속재로 활용할 것이냐 혹은 냉각재로 활용할 것인가의 중수흐름방식 측면이다. 여기서 호기별 처리량 변화와 운전방식의 전환 모두 삼중수소 농도에 따라 결정된다.

처리량 변화의 경우 가동률에 의한 실제 월성원전 TRF의 처리량 변화부분이 있으며, 이를 각 호기별로 분배하여 할당되는 처리량 변화부분이 있을 수 있다. 호기별 분배되는 처리량 변화의 경우는 1호기 감속재의 삼중수소 농도가 다른 호기에 비해 높기 때문에 고려한 것으로, 월성원전 TRF를 가동하면서 1호기와 다른 호기의 감속재 삼중수소 농도변화에 따라 결정된다.

월성원전 TRF의 가동률의 경우, TRF 설계요건인 80%와 이의 80%인 64%인 경우에 대해 운전 시나리오를 선정하였다. 64% 가동률은 TRF 설계요건 개발시 호기당 20 kg/hr 처리량(총 80 kg/hr)에 80% 가동률을 적용한 경우와 같다.

처리량 배분의 경우 감속재 삼중수소가 높은 1호기를 별도로 취급하였으며, 2~4호기는 2호기 삼중수소 농도를 기준값으로 동일하게 취급하였다. 즉, 월성원전 TRF 운전초기부터 4개 호기에 대해 동일한 처리량인 25 kg/hr를 적용한 시나리오와 삼중수소 농도가 높은 1호기를 대상으로 100 kg/hr, 70 kg/hr, 40 kg/hr로 처리하다가 2호기와 삼중수소 농도와 같거나 낮아지는 시점에서 4개 호기에 대해 동일하게 25 kg/hr로 처리하는 시나리오를 선정하였다.

중수흐름을 결정하는 운전방식변환의 경우, 각 호기별로 감속재와 냉각재의 삼중수소 농도에 따라 결정하는 것으로 하였다. 즉, 호기별로 월성원전 TRF로부터 생산되는 중수의 삼중수소 농도가 냉각재 삼중수소 농도보다 낮아지는 시점에 중수흐름을 전환



하는 시나리오를 선정하였다.

표 2.6.5~2.6.8은 본 연구에서 적용한 월성원전 TRF의 운전시나리오를 정리한 것이다. 월성원전 TRF 운전 시나리오는 운전방식에 따라 각각 8가지로 분류하였다. 표 2.6.5과 2.6.6의 시나리오 A와 B는 운전방식 I를 적용한 경우이고, 표 2.6.7와 2.6.8의 시나리오 C, D는 운전방식 II를 적용한 경우이다.

표 2.6.5의 시나리오 A는 현재 월성원전 TRF의 설계시 적용된 설계요건을 그대로 적용한 경우로 가동률 80%를 고려한 TRF 처리량 80 kg/hr이며, 표 2.6.6의 시나리오 B는 여유분을 고려하지 않은 초기 설계요건 개발시 적용된 TRF 처리량을 기준으로 한 것으로 가동률 64%을 고려한 TRF 처리량은 64 kg/hr이다. 시나리오 A-I과 B-I은 호기별 처리량을 월성원전 TRF 운전초기부터 동일하게 배분하여 적용하였다. 즉 호기별 처리량은 감속재 농도와 상관없이 월성원전 TRF를 가동하는 2005년 7월 1일부터 모두 25 kg/hr을 적용한 경우이다. 시나리오 A-II, A-III, A-IV, B-II, B-III 그리고 B-IV은 월성 1호기의 감속재 삼중수소 농도에 따라서 호기별 처리량을 다르게 배분한 경우이다. 즉 월성원전 TRF 운전초기 월성 1호기 처리량을 100 kg/hr(시나리오 A-II, B-II), 70 kg/hr(시나리오 A-III, B-III), 40 kg/hr(시나리오 A-IV, B-IV)로 하였다. 이후 월성원전 TRF 운전에 따라 월성 1호기 감속재 삼중수소 농도가 월성 2호기 감속재 삼중수소 농도와 같아지는 시점에서 모든 호기에 월성원전 TRF 처리량을 동일하게 배분하여 호기별로 25 kg/hr를 적용한 경우이다.

표 2.6.7와 2.6.8의 시나리오 C와 D는 시나리오 A와 B의 경우와 비교하여 TRF의 처리량과 TRF 운전 배분 방법에 있어서는 시나리오 C는 A, 시나리오 D는 B와 동일하지만 운전방식의 전환이 이루어진 경우이다. 즉 시나리오 C와 D의 경우도 시나리오 A와 B의 경우와 마찬가지로 월성원전 TRF에서 처리된 중수의 삼중수소 농도에 상관없이 중수의 흐름이 「감속재 → TRF → 감속재」인 운전방식 I의 시나리오를 따르다가 월성원전 TRF에서 처리된 중수의 삼중수소 농도가 냉각재의 삼중수소 농도보다 낮아지는 시점에 중수의 흐름이 「감속재 → TRF → 냉각재 → 감속재」인 운전방식 II로 변환한 시나리오를 적용하였다.

표 2.6.5. 운전방식 I인 경우의 월성원전 TRF 운전시나리오 A

| 변 수 \ 시나리오                   | A-I   | A-II  |     | A-III |     | A-IV  |     |
|------------------------------|-------|-------|-----|-------|-----|-------|-----|
|                              |       | - 1   | - 2 | - 1   | - 2 | - 1   | - 2 |
| 운전방식 <sup>(1)</sup>          | 운전방식I | 운전방식I |     | 운전방식I |     | 운전방식I |     |
| 처리량 변화 유무 <sup>(2)</sup>     | 없음    | 있음    |     | 있음    |     | 있음    |     |
| 호기별 처리량(kg/hr)               |       |       |     |       |     |       |     |
| 1호기                          | 25    | 100   | 25  | 70    | 25  | 40    | 25  |
| 2호기                          | 25    | 0     | 25  | 10    | 25  | 20    | 25  |
| 3호기                          | 25    | 0     | 25  | 10    | 25  | 20    | 25  |
| 4호기                          | 25    | 0     | 25  | 10    | 25  | 20    | 25  |
| 가동률(%)                       | 80    | 80    | 80  | 80    | 80  | 80    | 80  |
| 가동률을 고려한<br>실제 처리량 합계(kg/hr) | 80    | 80    | 80  | 80    | 80  | 80    | 80  |

(1) 운전방식 I : 감속재 -> TRF -> 감속재

(2) 시나리오 -1은 TRF 초기운전시 1호기만을 대상으로 처리하는 경우이고,  
시나리오 -2는 2호기의 감속재 농도가 1호기의 감속재 농도와 같아지는 시점에  
처리량을 변화시켜 처리하는 경우이다.

표 2.6.6. 운전방식 I인 경우의 월성원전 TRF 운전시나리오 B

| 변 수 \ 시나리오                   | B-I   | B-II  |     | B-III |     | B-IV  |     |
|------------------------------|-------|-------|-----|-------|-----|-------|-----|
|                              |       | - 1   | - 2 | - 1   | - 2 | - 1   | - 2 |
| 운전방식 <sup>(1)</sup>          | 운전방식I | 운전방식I |     | 운전방식I |     | 운전방식I |     |
| 처리량 변화 유무 <sup>(2)</sup>     | 없음    | 있음    |     | 있음    |     | 있음    |     |
| 호기별 처리량(kg/hr)               |       |       |     |       |     |       |     |
| 1호기                          | 25    | 100   | 25  | 70    | 25  | 40    | 25  |
| 2호기                          | 25    | 0     | 25  | 10    | 25  | 20    | 25  |
| 3호기                          | 25    | 0     | 25  | 10    | 25  | 20    | 25  |
| 4호기                          | 25    | 0     | 25  | 10    | 25  | 20    | 25  |
| 가동률(%)                       | 64    | 64    | 64  | 64    | 64  | 64    | 64  |
| 가동률을 고려한<br>실제 처리량 합계(kg/hr) | 64    | 64    | 64  | 64    | 64  | 64    | 64  |

(1) 운전방식 I : 감속재 -> TRF -> 감속재

(2) 시나리오 -1은 TRF 초기운전시 1호기만을 대상으로 처리하는 경우이고,  
시나리오 -2는 2호기의 감속재 농도가 1호기의 감속재 농도와 같아지는 시점에  
처리량을 변화시켜 처리하는 경우이다.

표 2.6.7. 운전방식 I인 경우의 월성원전 TRF 운전시나리오 C

| 변 수 \ 시나리오                   | C-I   | C-II  |     | C-III |     | C-IV  |     |
|------------------------------|-------|-------|-----|-------|-----|-------|-----|
|                              |       | - 1   | - 2 | - 1   | - 2 | - 1   | - 2 |
| 운전방식 <sup>(1)</sup>          | 운전방식I | 운전방식I |     | 운전방식I |     | 운전방식I |     |
| 처리량 변화 유무 <sup>(2)</sup>     | 없음    | 있음    |     | 있음    |     | 있음    |     |
| 호기별 처리량(kg/hr)               |       |       |     |       |     |       |     |
| 1호기                          | 25    | 100   | 25  | 70    | 25  | 40    | 25  |
| 2호기                          | 25    | 0     | 25  | 10    | 25  | 20    | 25  |
| 3호기                          | 25    | 0     | 25  | 10    | 25  | 20    | 25  |
| 4호기                          | 25    | 0     | 25  | 10    | 25  | 20    | 25  |
| 가동률(%)                       | 80    | 80    | 80  | 80    | 80  | 80    | 80  |
| 가동률을 고려한<br>실제 처리량 합계(kg/hr) | 80    | 80    | 80  | 80    | 80  | 80    | 80  |

(1) 운전방식 II : 감속재 -> TRF -> 냉각재 -> 중수송급기 -> 감속재

(2) 시나리오 -1은 TRF 초기운전시 1호기만을 대상으로 처리하는 경우이고,  
시나리오 -2는 2호기의 감속재 농도가 1호기의 감속재 농도와 같아지는 시점에  
처리량을 변화시켜 처리하는 경우이다.

표 2.6.8. 운전방식 I인 경우의 월성원전 TRF 운전시나리오 D

| 변 수 \ 시나리오                   | D-I   | D-II  |     | D-III |     | D-IV  |     |
|------------------------------|-------|-------|-----|-------|-----|-------|-----|
|                              |       | - 1   | - 2 | - 1   | - 2 | - 1   | - 2 |
| 운전방식 <sup>(1)</sup>          | 운전방식I | 운전방식I |     | 운전방식I |     | 운전방식I |     |
| 처리량 변화 유무 <sup>(2)</sup>     | 없음    | 있음    |     | 있음    |     | 있음    |     |
| 호기별 처리량(kg/hr)               |       |       |     |       |     |       |     |
| 1호기                          | 25    | 100   | 25  | 70    | 25  | 40    | 25  |
| 2호기                          | 25    | 0     | 25  | 10    | 25  | 20    | 25  |
| 3호기                          | 25    | 0     | 25  | 10    | 25  | 20    | 25  |
| 4호기                          | 25    | 0     | 25  | 10    | 25  | 20    | 25  |
| 가동률(%)                       | 64    | 64    | 64  | 64    | 64  | 64    | 64  |
| 가동률을 고려한<br>실제 처리량 합계(kg/hr) | 64    | 64    | 64  | 64    | 64  | 64    | 64  |

(1) 운전방식 II : 감속재 -> TRF -> 냉각재 -> 중수송급기 -> 감속재

(2) 시나리오 -1은 TRF 초기운전시 1호기만을 대상으로 처리하는 경우이고,  
시나리오 -2는 2호기의 감속재 농도가 1호기의 감속재 농도와 같아지는 시점에  
처리량을 변화시켜 처리하는 경우이다.

(4) 삼중수소 농도, 제거량 및 저장용기 수요량 계산

(가) 모델식

삼중수소 제거율은 월성원전 TRF로 유입되는 중수와 생산되는 중수의 삼중수소 농도 차이와 월성원전 TRF 처리량에 의해 결정된다. 즉 아래와 같이 표현할 수 있다.

$$R_T = a_T TF \times \Delta C_{TRF} = TF \times a_T (C_{in} - C_{out}) \quad (2.6.40)$$

$$= a_T TF \times (1 - 1/DF) C_{in}$$

일정기간 동안( $t_1 \sim t_2$ )의 월성원전 TRF에서의 삼중수소 제거량은 삼중수소 제거율을 적분하면 되며, 다음과 같이 표현할 수 있다.

$$R_T = \int_{t_1}^{t_2} a_T TF \left(1 - \frac{1}{DF}\right) C(t) dt \quad (2.6.41)$$

현재 삼중수소 용기의 용량은 용기당 0.5 MCi이므로 월성원전 TRF 가동에 의한 삼중수소 저장용기 수요량은 다음과 같이 표현 가능하다.

$$N_T = \frac{1}{500,000} \int_{t_1}^{t_2} a_T TF \left(1 - \frac{1}{DF}\right) C(t) dt \quad (2.6.42)$$

그러나 각 호기별로 처리량이 달라질 경우, 호기별 처리량을 다르게 적용하여야 하며 또한 처리량이 시간에 따라 달라질 경우 적분구간을 나누어 계산하여야 한다. 따라서 4개 호기를 대상으로 한 총 삼중수소 저장용기 수요량은 다음의 식으로 표현된다.

$$N_T(t) = \sum_{j=1}^4 N_{Tj}(t) \quad (2.6.43)$$

(나) 전산모사 가정

월성원전 TRF 가동 후 감속재 삼중수소 농도와 제거량 예측식을 이용하여 월성원전 TRF 운전 시나리오에 따른 삼중수소 저장량 예측을 다음의 가정을 적용하여 전산모사 하였다.

- 2003년 12월 1일 기준 감속재 삼중수소 농도는 1호기 60.40 Ci/kg, 2호기 29.80 Ci/kg, 3호기 22.98 Ci/kg, 4호기 18.67 Ci/kg이고, 냉각재 삼중수소 농도는 1호기 1.76 Ci/kg, 2호기 1.56 Ci/kg, 3호기 0.723 Ci/kg, 4호기 0.567 Ci/kg이다.
- 월성원전 TRF 가동은 2005년 7월 1일에 시작한다. 이때 감속재 및 냉각재 삼중수소 농도는 2003년 12월 1일 기준값에서 계산된 값을 초기값으로 한다.
- 삼중수소 농도는 월의 날수를 고려한 1개월 단위로 산출하고, TRF 가동과 운전방식전환 판단여부의 기준으로 삼는다.
- 월성원전 TRF 처리량(TF)은 100 kg/hr, 탈삼중수소율(DF)은 35로 한다.
- 각 호기간의 중수이동은 없다. 혹은 호기간의 중수이동은 중수의 혼합을 야기하므로 삼중수소의 농도가 일치할 경우에만 가능한 것으로 한다.
- 각 호기의 월성원전 TRF 운전방식전환은 TRF 처리후 삼중수소 농도가 그 시점의 냉각재내 삼중수소 농도보다 낮을 경우 행해진다.
- 운전 시나리오에 따라 각 호기에 대한 처리량과 가동률이 달라질 수 있다(표 2.6.3 ~ 2.6.6).

#### (5) 삼중수소 농도, 제거량 및 저장용기 수요량 예측

월성 1, 2, 3, 4호기를 대상으로 식 (2.6.37), (2.6.42), (2.6.43)을 이용하여 TRF 가동 후 연도별 감속재 삼중수소 농도, 월별 삼중수소 제거량 및 연간 삼중수소 저장량을 운전시나리오에 따라 전산모사 하였다.

#### (가) 삼중수소 농도 변화

##### 운전방식 I

그림 2.6.5과 2.6.6는 월성원전 TRF 운전시나리오 A와 B의 경우, 호기별 감속재내 삼중수소 농도변화 추이를 나타낸 그림이다. 시나리오 A-I, B-I에서는 삼중수소 농도가 서서히 감소하여 2013년에 각각 8 Ci/kg, 10 Ci/kg 이하로 낮아지는 것을 볼 수 있다. 가동률이 감소할수록 삼중수소 농도의 감소속도가 떨어지고 최종 평형값은 증가하는 것으로 나타났다. 가동률이 감소할수록 호기별 TRF 처리량이 감소하기 때문이다. 시나리오 A-II의 경우 월성원전 TRF 운전초기 월성 1호기만을 대상으로 처리하기 때문에 1호기 감속재 삼중수소 농도가 급격히 감소하는 반면 TRF 서비스 대상이 아닌 다른 2,3,4호기의 감속재 삼중수소 농도는 증가한다. 그러나 일정기간이 경과하여 월성 1호기 감속재 삼중수소 농도가 월성 2호기 감속재 삼중수소 농도와 비슷해지면, 전호기를 대상으로 동일한 처리량으로 월성원전 TRF를 가동함에 따라 월성 2,3,4호기의 감속재 농도가 같이 내려간다. 2013년에는 전호기의 감속재 삼중수소 농도가 8 Ci/kg 이

하로 떨어진다. 시나리오 A-III과 A-IV의 경우는 월성원전 TRF 운전초기에 월성 1호기를 대상으로 TRF 총 처리용량의 각각 70%와 40%에 해당되는 70 kg/hr, 40 kg/hr를 적용한 경우로, 시나리오 A-II와는 달리 전호기의 감속재 농도가 모두 떨어지지만, 여전히 처리량이 많은 월성 1호기의 감속재 농도가 급속히 떨어진다. 그리고 일정기간 경과하여 월성 1호기의 감속재 삼중수소 농도가 월성 2호기 감속재 삼중수소 농도와 비슷해지고, 이후 2013년에는 전호기의 감속재 삼중수소 농도가 8 Ci/kg 이하로 떨어진다. 월성원전 TRF의 처리량 변화시점은, 초기 처리량 100 kg/hr(시나리오 A-II)의 경우 2005년 10월 초였으며, 70 kg/hr(시나리오 A-III)의 경우 2005년 12월 초, 그리고 40 kg/hr(시나리오 A-IV)의 경우 2006년 8월 초였다.

### 운전방식 II

시나리오 C와 D는 삼중수소 농도에 따라 운전방식 II를 적용하는 경우이다. 그림 2.6.7과 2.5.8에서 월성원전 TRF 운전시나리오 C와 D의 경우, 호기별 감속재내 삼중수소 농도변화 추이를 볼 수 있다. 시나리오 C-I, D-I에서는 삼중수소 농도가 서서히 감소하여 2013년에 각각 8 Ci/kg, 10 Ci/kg 이하로 낮아지는 것을 볼 수 있다. 가동률이 감소할수록 삼중수소 농도의 감소속도가 떨어지고 최종 평형값은 증가하는 것으로 나타났다. 시나리오 C-II의 경우 월성원전 TRF 운전초기 월성 1호기에 대한 삼중수소 농도가 급격히 감소하는 반면 다른 2,3,4호기의 감속재 삼중수소 농도는 증가한다. 그러나 월성 1호기만을 대상으로 한 월성원전 TRF 운전이 일정기간 경과하여 월성 2호기 감속재 삼중수소 농도와 비슷해지면, 전호기를 대상으로 동일한 처리량으로 월성원전 TRF를 가동함에 따라 월성 2,3,4호기의 감속재 농도가 같이 내려간다. 2013년에는 전호기의 감속재 삼중수소 농도가 8 Ci/kg 이하로 도달한다. 시나리오 C-III과 C-IV의 경우는 월성원전 TRF 운전초기에 월성 1호기를 대상으로 TRF 총 처리용량의 각각 70%와 40%에 해당되는 70 kg/hr, 40 kg/hr를 적용한 경우로, 시나리오 A-II와는 달리 전호기의 감속재 농도가 모두 떨어지지만, 여전히 처리량이 많은 월성 1호기의 감속재 농도가 급속히 떨어진다. 그리고 일정기간 경과하여 월성 1호기의 감속재 삼중수소 농도가 월성 2호기 감속재 삼중수소 농도와 비슷해지고, 이후 2013년에는 전호기의 감속재 삼중수소 농도가 약 8 Ci/kg 이하로 떨어진다. 월성원전 TRF의 처리량 변화시점은, 초기 처리량 100 kg/hr(시나리오 C-II)의 경우 2005년 10월 초였으며, 70 kg/hr(시나리오 C-III)의 경우 2005년 12월 초, 그리고 40 kg/hr(시나리오 C-IV)의 경우 2006년 8월 초였다. 월성원전 TRF의 운전방식 변환시점은, 1호기에 대하여 시나리오 C의 모든 경우가 TRF 가동 후 1개월 뒤인 2005년 8월 초이고, 2~4호기에 대하여는 시나리오 C-I, C-III, C-IV는 TRF 가동 시점인 2005년 7월부터 운전방식 II를 따르고, 시나리오

C-II의 경우는 2005년 10월 초부터 운전방식 II에 의해 운전된다.

그림 2.6.9과 2.6.10은 운전방식 II의 경우 냉각재의 삼중수소 농도 변화를 나타낸 그림이다. 운전방식 II의 경우는 감속재뿐만 아니라 냉각재도 함께 처리하는 운전방식으로, 감속재의 삼중수소 농도뿐만 아니라 냉각재의 삼중수소 농도도 함께 낮아진다. 그러나 월성원전 TRF의 운전 초기부터 운전방식 II에 의해 운전되는 것이 아니라, TRF에 의해 처리된 중수의 삼중수소 농도가 냉각재의 삼중수소 농도보다 높은 경우는 운전방식 I에 의해 운전된다. 따라서 월성원전 TRF 운전 초기에는 운전방식 I에 의해 운전되지만, 감속재 삼중수소 농도가 낮아지면서 TRF에 의해 처리된 중수의 삼중수소 농도가 냉각재 농도보다 낮아지는 시점에서 운전방식 II로 바뀌게 된다.

그림 2.6.9의 시나리오 C-I의 경우 1호기 월성원전 TRF 가동후 1개월만인 2005년 8월부터 운전방식 II로 전환되며 냉각재의 삼중수소 농도도 감소하기 시작한다. 월성 1호기를 대상으로 하는 운전방식이 조기에 전환되는 이유는 냉각재 삼중수소 농도가 높아 감속재를 처리하고 난 중수의 삼중수소 농도가 단기간에 낮아지기 때문이다. 시나리오 C-II의 경우 2~4호기의 TRF 운전초기 처리량이 없어 냉각재 삼중수소 농도가 처리량 전환시점까지 올라가지만, TRF 처리량 전환시점이 되어도 감속재를 처리하고 난 중수의 삼중수소 농도가 냉각재 삼중수소 농도보다 낮아 처리량 전환 후, 2~4호기에 대하여 운전방식 II에 의해 운전된다. 월성 1~4호기 모두 최종적으로는 약 0.3 Ci/kg 근처 평형값으로 접근한다. 시나리오 C-II~IV의 계산결과에서 처리량 변화에 따른 2~4호기의 냉각재 삼중수소 농도변화는 큰 차이가 없다. 1호기 냉각재의 경우는 1호기 감속재에 할당되는 처리량에 따라 삼중수소 농도변화율에서 약간의 차이를 볼 수 있으나, 운전방식의 전환시기는 그다지 차이가 없었다. 그림 2.6.10의 가동률 64%인 경우도 비슷한 경향을 보이고 있으며, 최종 평형값이 80%인 경우보다 높아 약 0.4 Ci/kg 근처임을 알 수 있다.

#### (나) 월간 삼중수소 제거량

##### 운전방식 I

그림 2.6.11은 월성원전 TRF의 가동률이 80%인 경우, 월별 삼중수소 제거량을 예측한 그림이다.

그림 2.6.11의 시나리오 A-I의 경우, 월성 1호기를 대상으로 제거되는 삼중수소량은 운전초기에 월간 약 0.89 MCi 정도이며, 2호기는 약 0.50 MCi, 3호기는 약 0.41 MCi, 4호기는 약 0.36 MCi 정도이며, 총 2.15 MCi의 삼중수소가 제거된다. 월간 삼중수소 제거량은 이후 월성원전 감속재 삼중수소 농도가 감소함에 따라 줄어들어 감속재 삼중수소 농도가 8 Ci/kg 이하가 되는 2013년에는 호기별로 약 0.11 MCi, 총 0.45 MCi가

제거된다. 이 정도양은 0.5 MCi 저장용기를 사용하는 경우 월간 약 1개의 저장용기에 해당된다.

그림 2.6.11의 시나리오 A-II의 경우, 초기 약 3개월간 월성 1호기를 대상으로 제거되는 삼중수소만이 TRF를 통해 제거되며, 첫 달에 월간 약 3.27 MCi가 제거된다. 시나리오 A-I의 경우보다 1호기만을 비교할 경우 약 3.7배 정도 많으며 총 제거량 측면에서 시나리오 A-I의 경우보다 약 50% 정도 많다. 그러나 월성원전 감속재 삼중수소 농도가 8 Ci/kg 이하가 되는 2013년에는 월간 약 0.45 MCi로 동일한 양의 삼중수소가 제거된다.

그림 2.6.11의 시나리오 A-III와 A-IV의 경우는 초기 월성 1호기를 대상으로 한 TRF 처리량이 다를 뿐 유사한 시나리오이다. 시나리오에 따라 처리량 전환시점이 다르고, 처리량 전환 시점에서 월성 1호기에서 제거되는 삼중수소량의 변화폭에서 차이가 있다. 그러나 다른 시나리오와 마찬가지로 월성원전 감속재 삼중수소 농도가 8 Ci/kg 이하가 되는 2013년에는 월간 약 0.45 MCi 동일한 양의 삼중수소가 제거된다.

그림 2.6.12는 월성원전 TRF의 가동률이 64%인 경우, 월별 삼중수소 제거량을 예측한 그림이다. 그림 2.6.12는 그림 2.6.11과 유사한 경향을 보이고 있다. 가동률에서 차이가 있어 삼중수소 제거량이 그림 2.6.11 보다 전체적으로 낮은 값을 보이고 있지만, 호기별 처리량 분배에 따른 삼중수소 제거량의 변화추이는 비슷하다고 할 수 있다.

## 운전방식 II

그림 2.6.13은 월성원전 TRF의 가동률이 80%인 경우, 월별 삼중수소 제거량을 예측한 그림이다.

그림 2.6.13의 시나리오 C-I의 경우, 월성 1호기를 대상으로 저장되는 삼중수소량은 운전초기에 월간 약 0.89 MCi 정도이며, 2호기는 약 0.50 MCi, 3호기는 약 0.41 MCi, 4호기는 약 0.36 MCi 정도이다. 월간 제거량은 월성원전 감속재 삼중수소 농도가 감소함에 따라 줄어들어, 감속재 삼중수소 농도가 약 8 Ci/kg 이하가 되는 2013년에는 호기별로 약 0.11 MCi, 총 0.45 MCi가 저장된다. 이 정도양은 0.5 MCi 저장용기를 사용하는 경우 월간 약 1개의 저장용기가 호기별로 필요하다.

그림 2.6.13의 시나리오 C-II의 경우, 초기 약 4개월간 월성 1호기를 대상으로 제거되는 삼중수소만이 TRF를 통해 저장되며, 첫 달에 약 3.27 MCi가 저장된다. 시나리오 C-I의 경우보다 1호기만을 비교할 경우 약 3.7배 정도 많으며 총 저장량 측면에서 시나리오 C-I의 경우보다 약 50%정도 많다. 그러나 월성원전 감속재 삼중수소 농도가 약 8 Ci/kg 이하가 되는 2013년에는 월간 약 0.45 MCi로 동일한 양의 삼중수소가 저장된다.



그림 2.6.13의 시나리오 C-III와 C-IV의 경우는 초기 월성 1호기를 대상으로 한 TRF 처리량이 다를 뿐 유사한 시나리오이다. 시나리오에 따라 처리량 전환시점이 다르고, 처리량 전환 시점에서 월성 1호기에서 제거되는 삼중수소량의 변화폭에서 차이가 있다. 그러나 다른 시나리오와 마찬가지로 월성원전 감속재 삼중수소 농도가 약 8 Ci/kg 이하가 되는 2013년에는 월간 약 0.45 MCi로 동일한 양의 삼중수소가 저장된다.

그림 2.6.14는 월성원전 TRF의 가동률이 64%인 경우, 월별 삼중수소 제거량을 예측한 그림이다. 그림 2.6.14는 그림 2.6.13과 유사한 경향을 보이고 있다. 가동률에서 차이가 있어 삼중수소 제거량이 그림 2.6.13 보다 전체적으로 낮은 값을 보이고 있지만, 호기별 처리량 분배에 따른 삼중수소 제거량의 변화추이는 비슷하다고 할 수 있다.

#### (다) 연간 삼중수소 제거량

##### 운전방식 I

표 2.6.9는 운전방식 I의 경우, 가동률에 따른 연도별 삼중수소 제거량 값을 정리한 것이다. 월성원전 TRF가 2005년도는 7월부터 가동하는 것으로 가정하였기 때문에, 여기서 2005년도 삼중수소 저장량은 하반기 6개월분만을 의미한다. 시나리오에 따라 연도별 삼중수소 제거량은 차이가 있지만 최종적으로 2013년에 제거되는 삼중수소량은 월성원전 TRF 가동률이나 시나리오에 큰 차이 없이 약 5.3 MCi로 비슷하다. 연간누계는 월성원전 TRF 가동률 80%와 64%인 경우, 각각 73.76~73.93 MCi와 70.42~70.66 MCi로 월성원전 TRF 가동 초기 삼중수소 제거량이 큰 가동률 80%인 경우가 64%인 경우에 비해 연간 삼중수소 제거량 누계가 상대적으로 크게 나타났다.

##### 운전방식 II

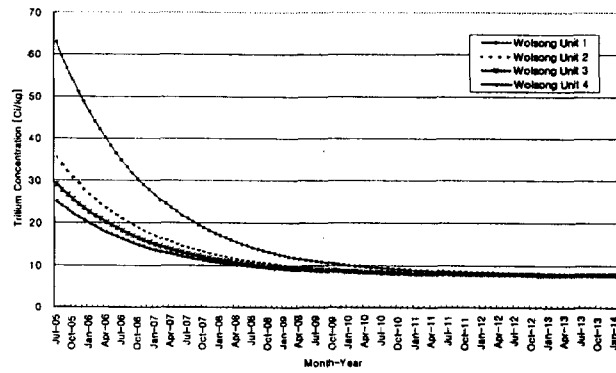
표 2.6.10은 운전방식 II의 경우, 가동률에 따른 연도별 삼중수소 제거량을 정리한 것이다. 여기서도 2005년도 삼중수소 제거량은 하반기 6개월분만을 의미한다. 시나리오에 따라 연도별 삼중수소 제거량은 차이가 있지만, 최종적으로 2013년에 제거되는 삼중수소량은 월성원전 TRF 가동률이나 시나리오에 큰 상관없이 약 5.4 MCi로 비슷하다. 월성원전 TRF 가동률 80%와 64%인 경우, 연간 삼중수소 제거량 누계는 각각 74.46~74.66 MCi와 71.05~71.29 MCi였으며, 운전방식 I에서와 마찬가지로 월성원전 TRF 가동 초기 삼중수소 제거량이 큰 가동률 80%인 경우가 64%인 경우에 비해 연간 삼중수소 제거량 누계가 상대적으로 크게 나타났다.

#### (라) 삼중수소 저장용기 수요량

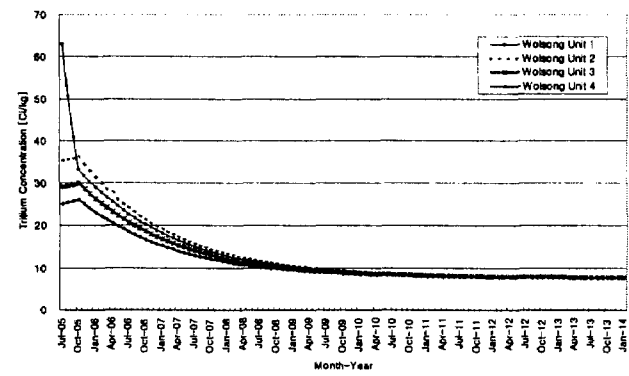
그림 2.6.15~2.6.18은 월성원전 TRF 운전시나리오에 따른 월간 삼중수소 저장용기

수요량 변화를 나타낸 그림이다. 개월 수에 따른 수요량 막대 높이가 고르지 않은 것은 각 월의 날자 수를 고려했기 때문이다. 따라서 2월의 수요량은 상대적으로 작은 값을 갖는다. 시나리오 A-II의 경우 월성 1호기에 의한 삼중수소 저장용기 수요량이 첫 번째 달에는 약 6.5개로 크지만 급격히 감소하면서 월성 2호기 감속재 삼중수소 농도와 같아지는 시점부터 다른 호기와 처리량이 같아지면서 저장용기 수요량이 다른 호기와 비슷한 값으로 수렴해 간다.

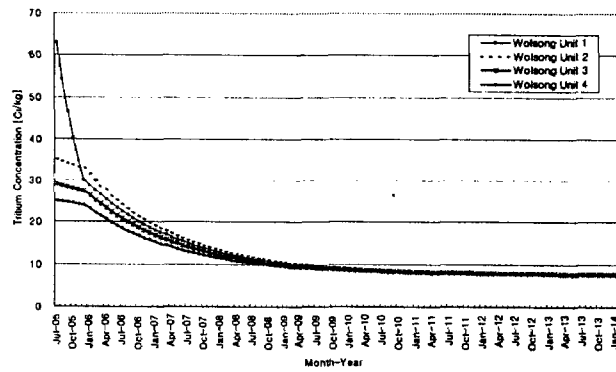
그림 2.6.19~2.6.22와 표 2.6.11, 2.6.13은 월성원전 TRF 운전시나리오에 따른 연간 삼중수소 저장용기 수요량 변화를 나타낸 것이다. 그림 2.6.19~2.6.22에서는 호기별 연간 삼중수소 저장용기 수요량을 비교할 수 있는데, 여기서 2005년 수량은 하반기 6개월간에 필요한 수량을 나타낸다. 삼중수소 농도가 떨어지면서 저장용기 수량은 감소하는 전형적인 유형을 보이고 있다. 가동률에 의한 월성원전 TRF 전체 처리량 변화가 다른 요인에 비해 저장용기 수요량에 영향을 많이 끼치고 있음을 알 수 있다. 운전방식의 변화나 처리량 분배비율의 변화를 최종 저장용기 수요량 누계에는 큰 영향을 주지 않지만, 가동률에 따른 월성원전 TRF 전체 처리량의 변화는 저장용기 수요량 누계에는 영향을 주고 있음을 확인할 수 있다. 운전방식 I과 II간의 저장용기 수요량 차이는 감속재만 처리하는 경우와 냉각재 처리가 추가되면서 냉각재에서 생성되는 삼중수소의 제거량이 추가되었기 때문에 발생한 것이다. 2013년까지 저장용기 약 1~2개분에 해당되는 것으로 나타났다. 최종적으로는 표 2.6.11와 2.6.12에서 볼 수 있듯이, 전(全) 호기 대상으로 월간 약 1개 이하의 저장용기가 필요하게 된다. 이를 연간 수요량으로 환산하면 약 11개의 저장용기가 필요하게 된다. 따라서 2013년까지 필요한 삼중수소 저장용기 수량은 약 141~150이 될 것이다. 월성원전 TRF 운전초기 3년간 필요한 저장용기 수량은 2013년까지의 삼중수소 저장용기 총수요량의 약 50% 정도를 차지하고 있다.



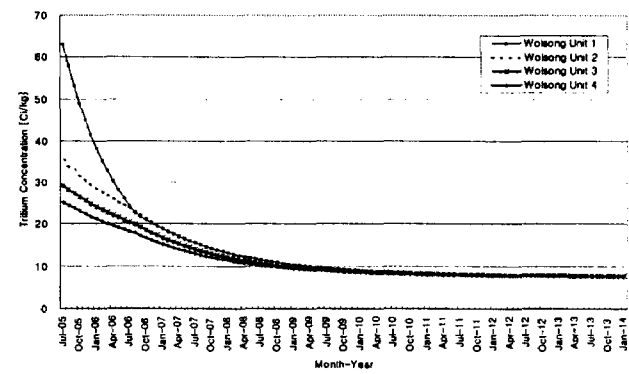
(a) Scenario A-I



(b) Scenario A-II

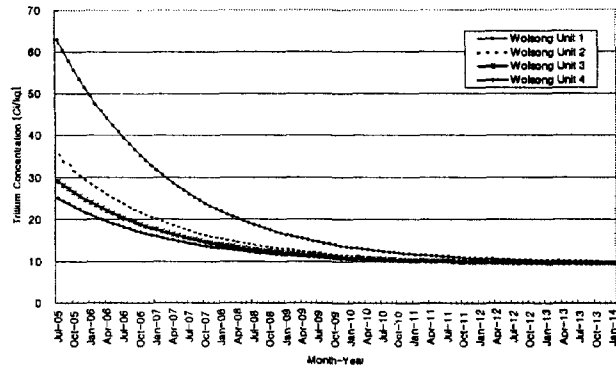


(c) Scenario A-III

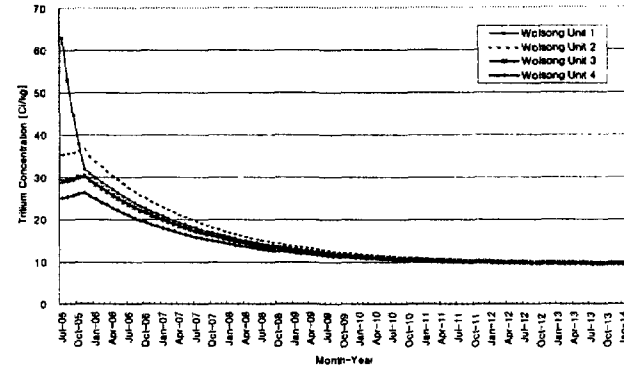


(d) Scenario A-IV

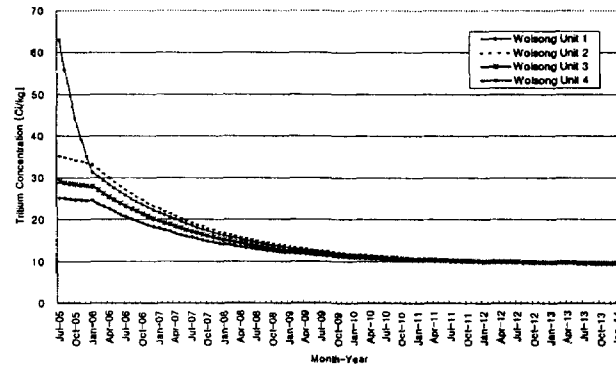
그림 2.6.5 월성원전 TRF 운전시나리오에 따른 감속재 삼중수소 농도변화(시나리오 A)



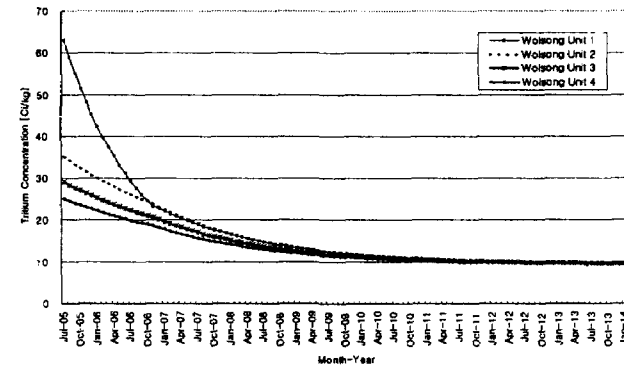
(a) Scenario B-I



(b) Scenario B-II

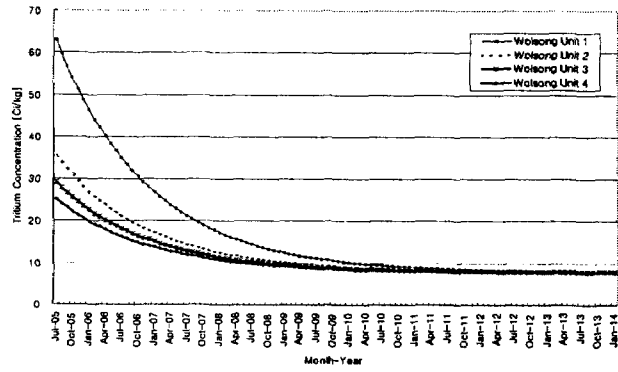


(c) Scenario B-III

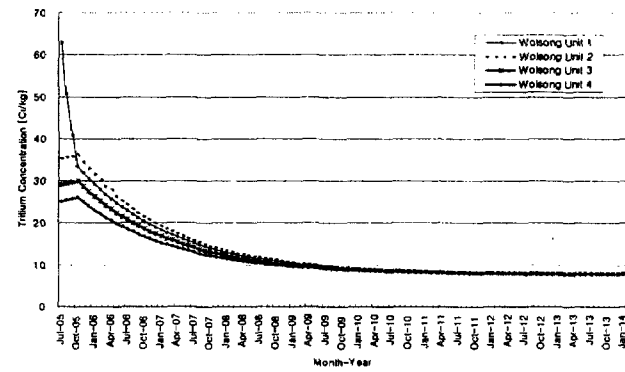


(d) Scenario B-IV

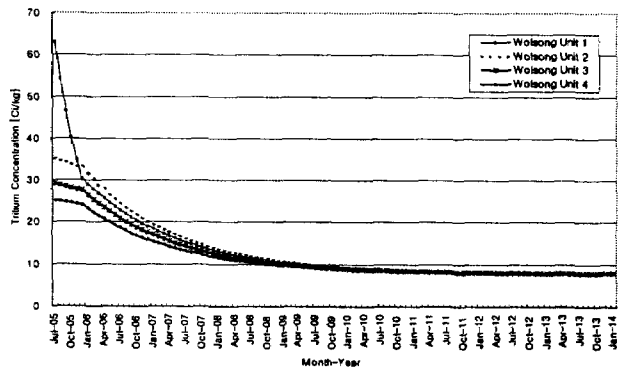
그림 2.6.6 월성원전 TRF 운전시나리오에 따른 감속재 삼중수소 농도변화(시나리오 B)



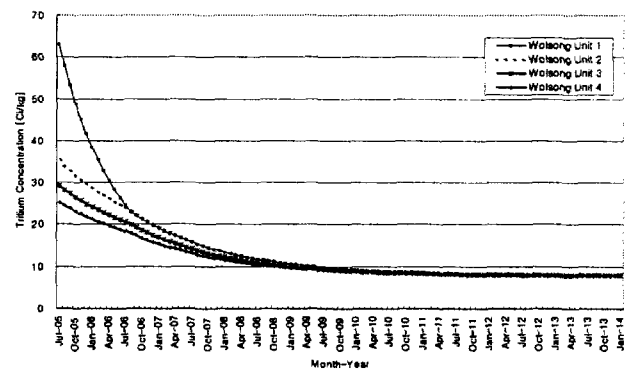
(a) Scenario C-I



(b) Scenario C-II

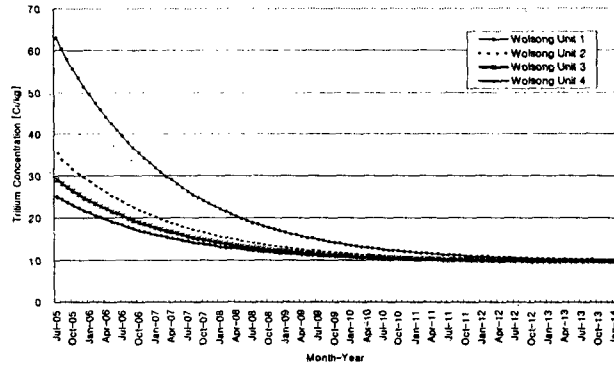


(c) Scenario C-III

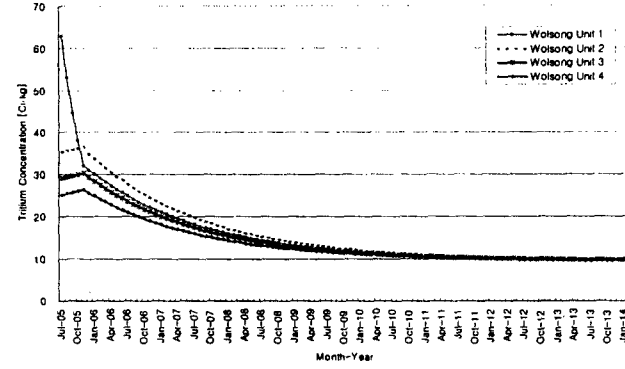


(d) Scenario C-IV

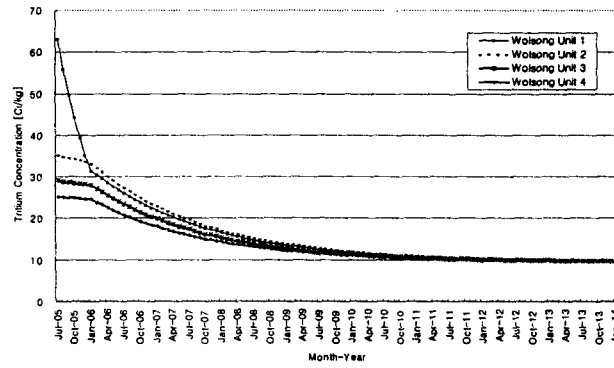
그림 2.6.7 월성원전 TRF 운전시나리오에 따른 감속재 삼중수소 농도변화(시나리오 C)



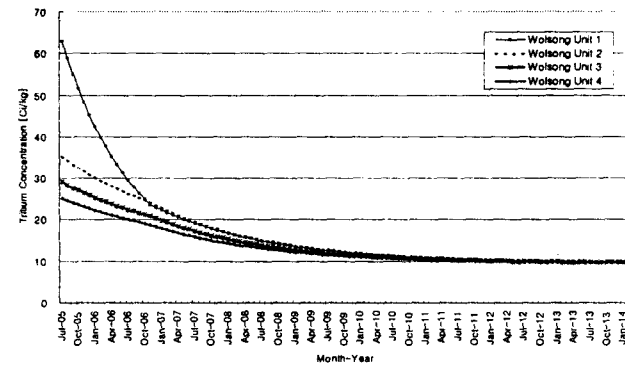
(a) Scenario D-I



(b) Scenario D-II

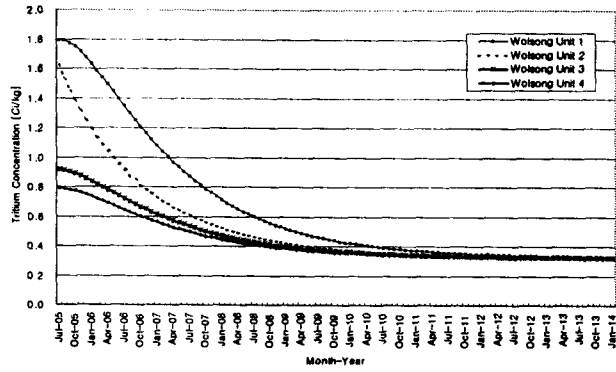


(c) Scenario D-III

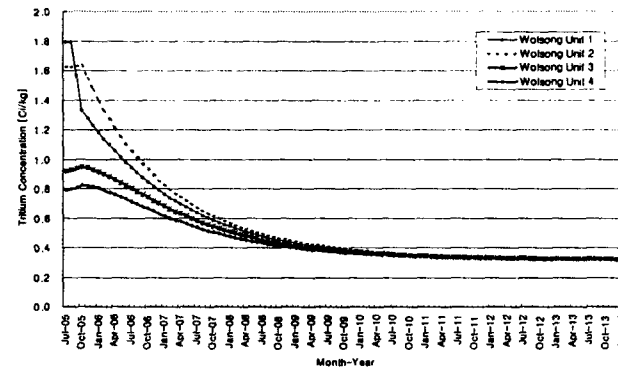


(d) Scenario D-IV

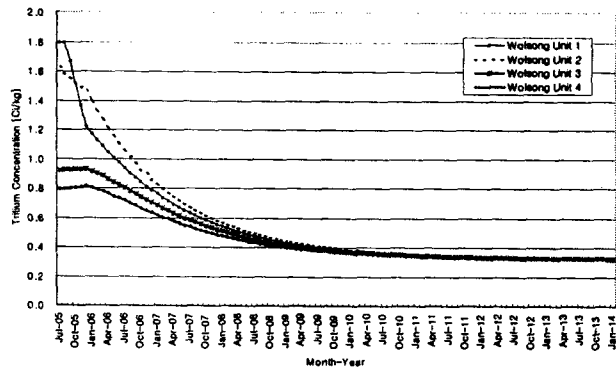
그림 2.6.8 월성원전 TRF 운전시나리오에 따른 감속재 삼중수소 농도변화(시나리오 D)



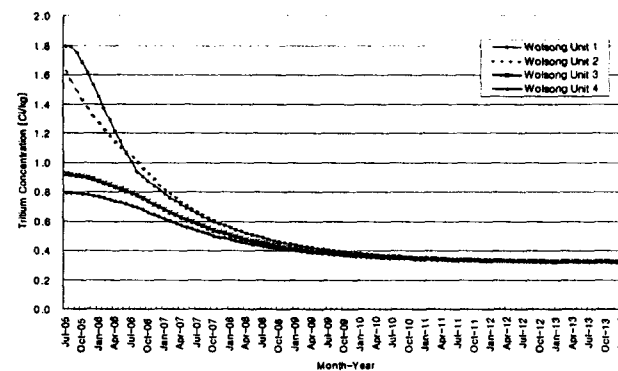
(a) Scenario C-I



(b) Scenario C-II

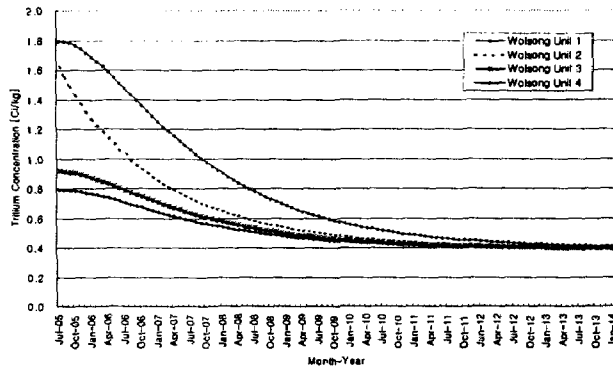


(c) Scenario C-III

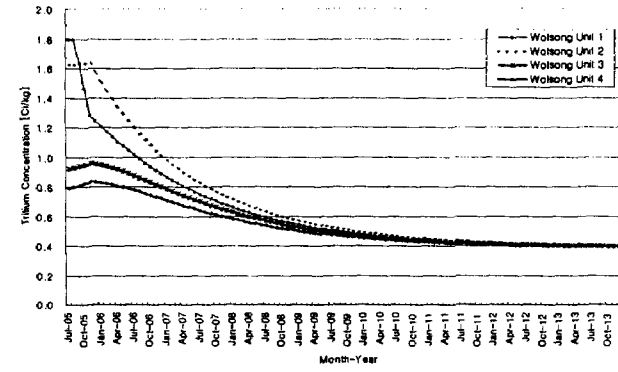


(d) Scenario C-IV

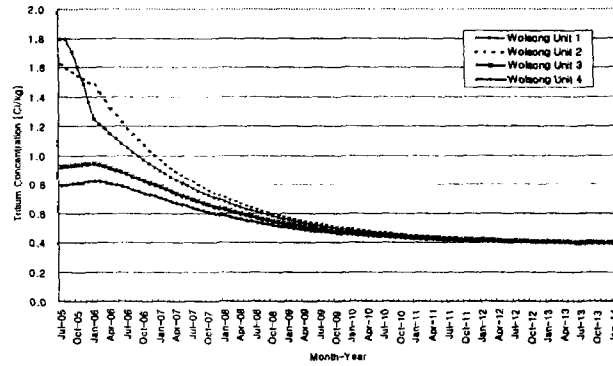
그림 2.6.9 월성원전 TRF 운전시나리오에 따른 냉각재 삼중수소 농도변화(시나리오 C)



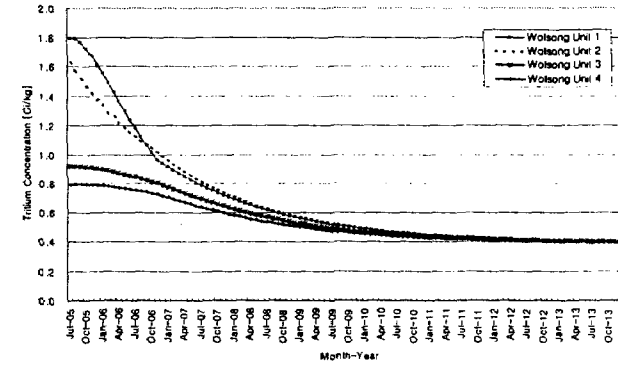
(a) Scenario D-I



(b) Scenario D-II



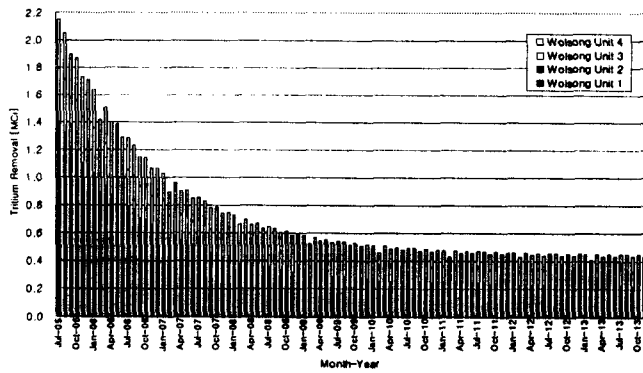
(c) Scenario D-III



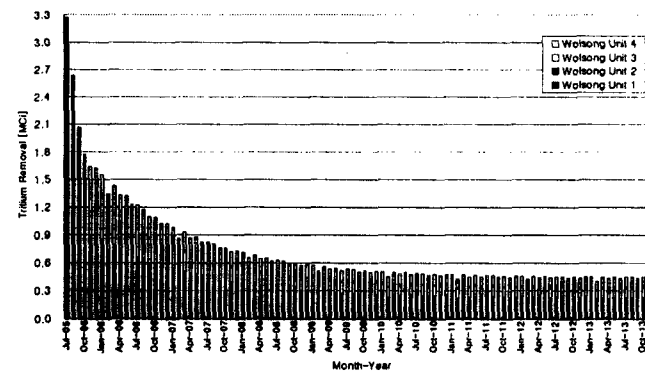
(d) Scenario D-IV

그림 2.6.10 월성원전 TRF 운전시나리오에 따른 냉각재 삼중수소 농도변화(시나리오 D)

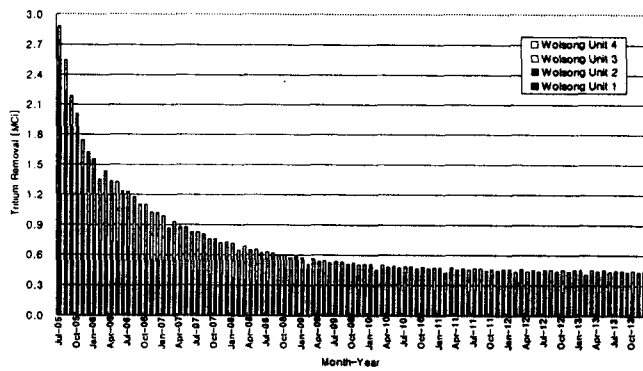




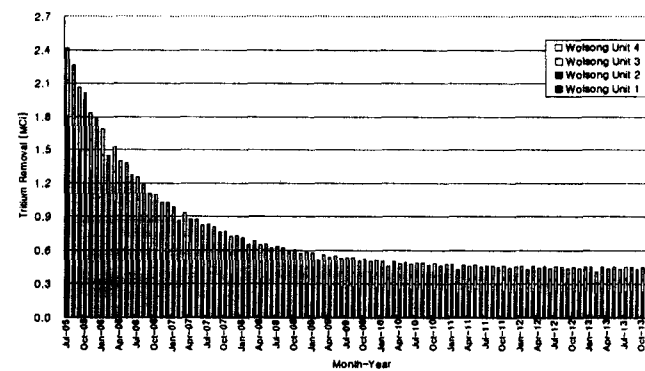
(a) Scenario A-I



(b) Scenario A-II

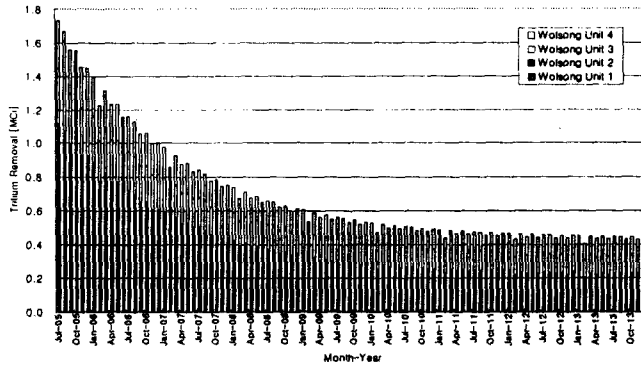


(c) Scenario A-III

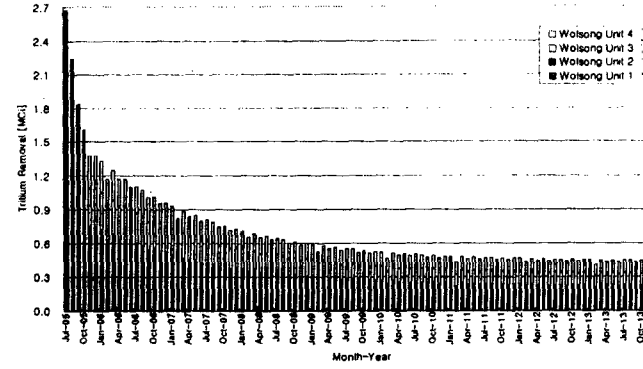


(d) Scenario A-IV

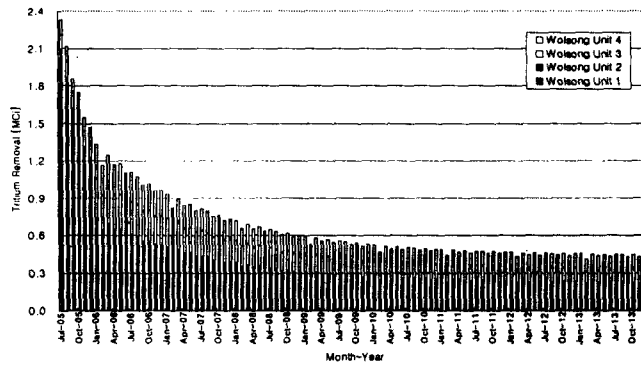
그림 2.6.11 월성원전 TRF 운전시나리오에 따른 삼중수소 제거량 변화(시나리오 A)



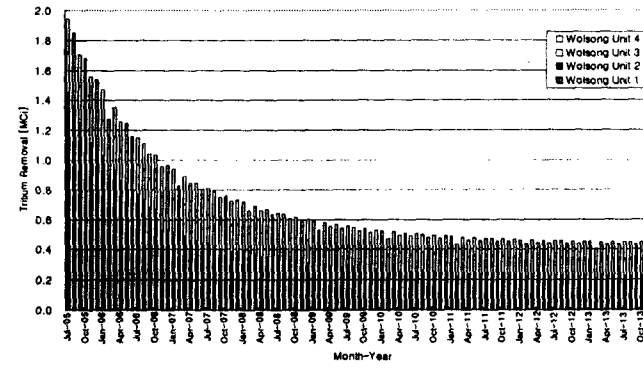
(a) Scenario B-I



(b) Scenario B-II

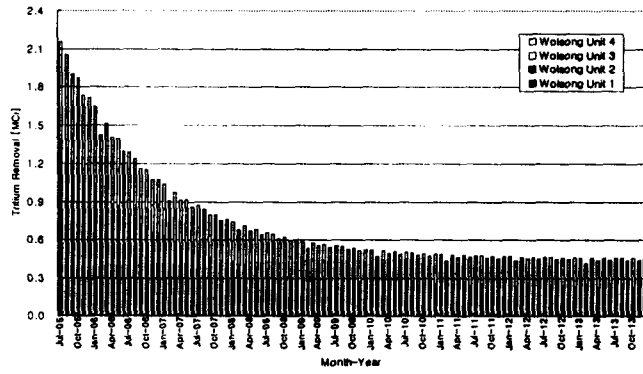


(c) Scenario B-III

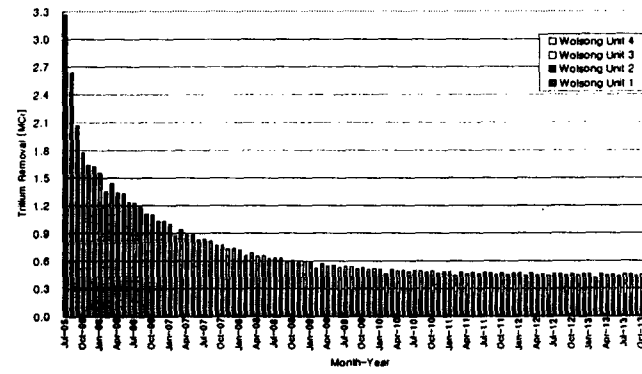


(d) Scenario B-IV

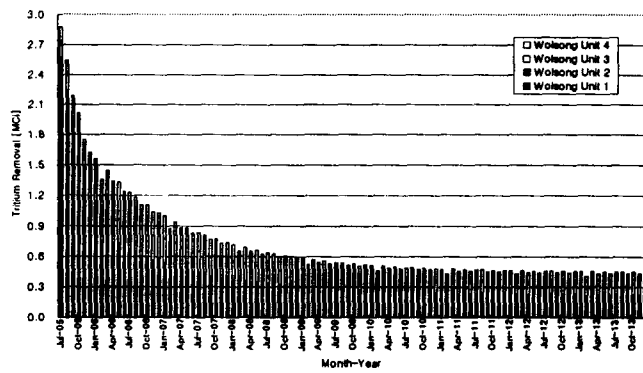
그림 2.6.12 월성원전 TRF 운전시나리오에 따른 삼중수소 제거량 변화(시나리오 B)



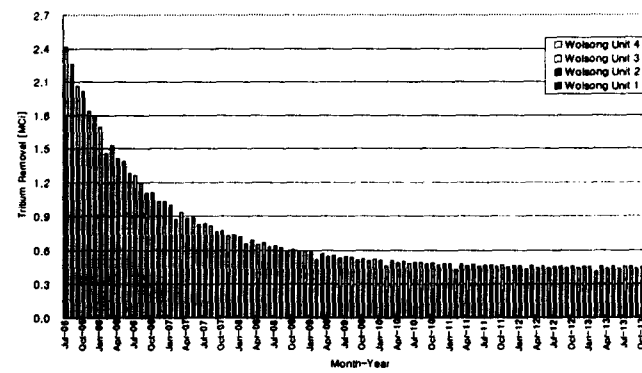
(a) Scenario C-I



(b) Scenario C-II

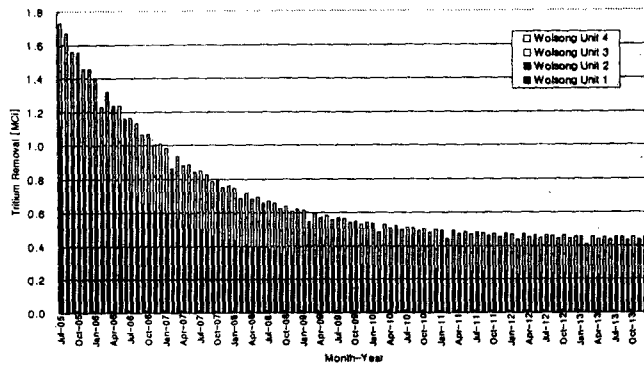


(c) Scenario C-III

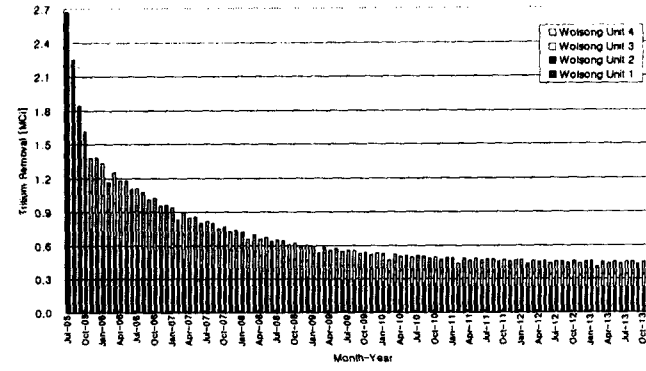


(d) Scenario C-IV

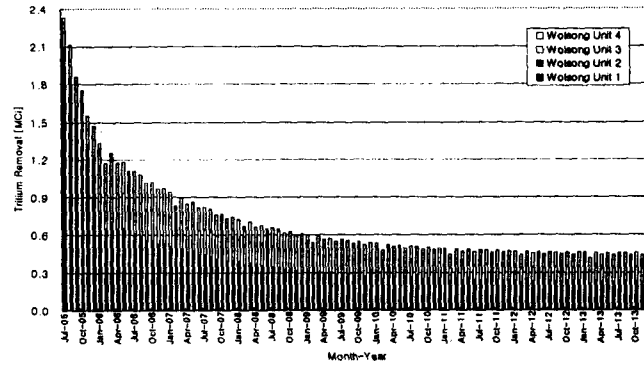
그림 2.6.13 월성원전 TRF 운전시나리오에 따른 삼중수소 제거량 변화(시나리오 C)



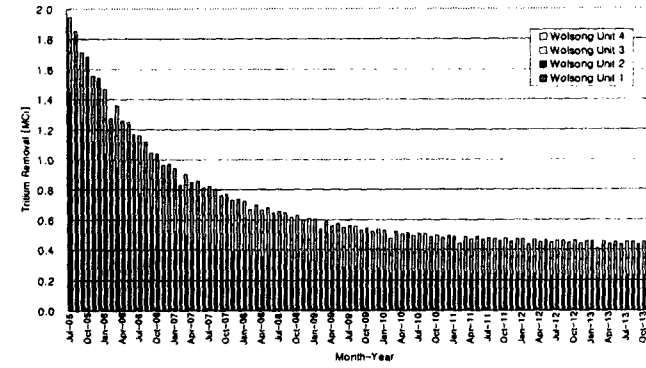
(a) Scenario D-I



(b) Scenario D-II

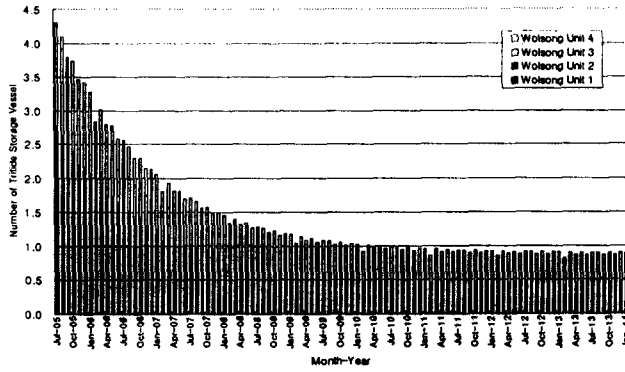


(c) Scenario D-III

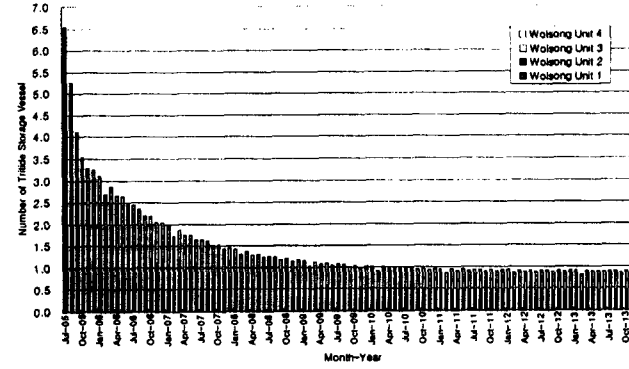


(d) Scenario D-IV

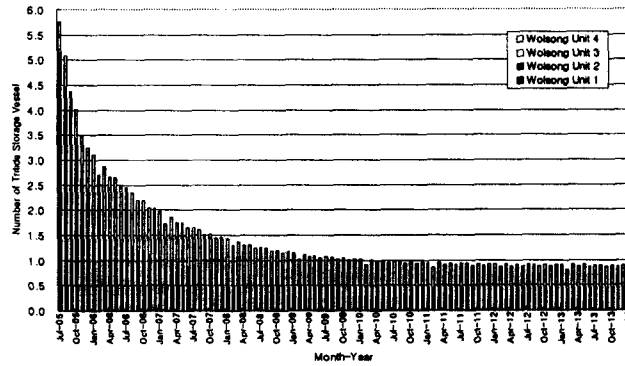
그림 2.6.14 월성원전 TRF 운전시나리오에 따른 삼중수소 제거량 변화(시나리오 D)



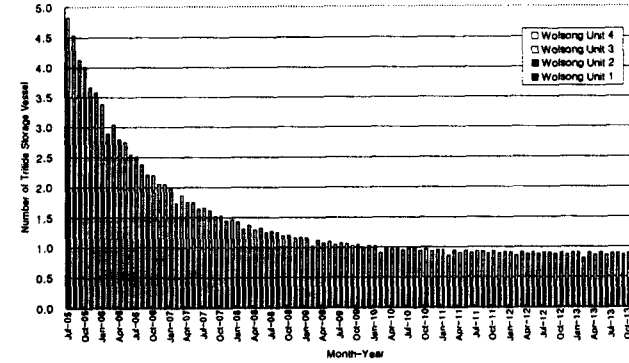
(a) Scenario A-I



(b) Scenario A-II

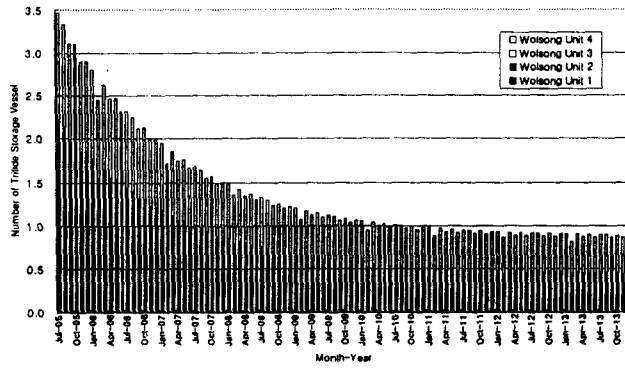


(c) Scenario A-III

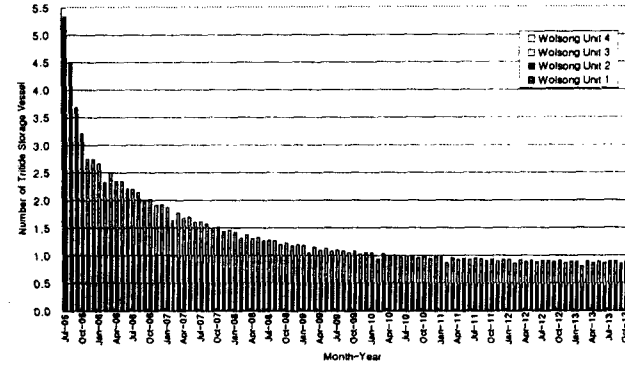


(d) Scenario A-IV

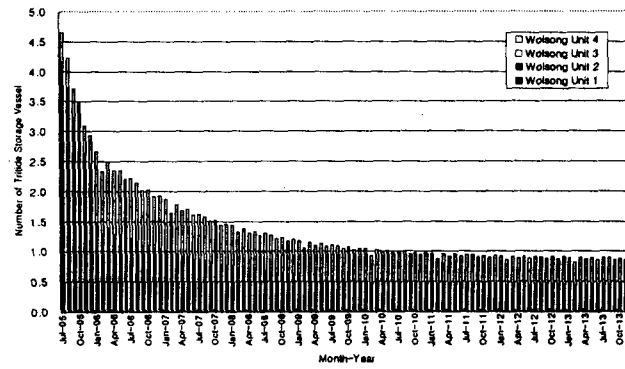
그림 2.6.15 월성원전 TRF 운전시나리오에 따른 월간 삼중수소 저장용기 수요량 변화(시나리오 A)



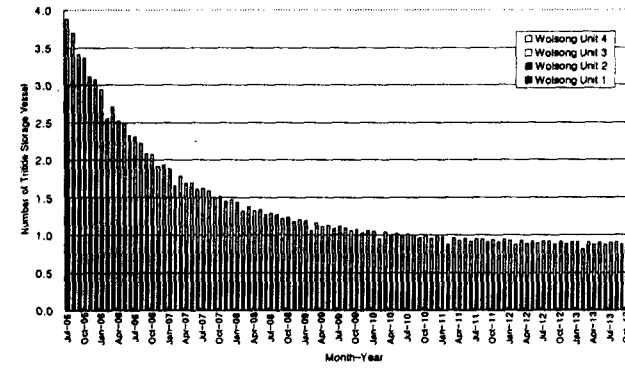
(a) Scenario B-I



(b) Scenario B-II

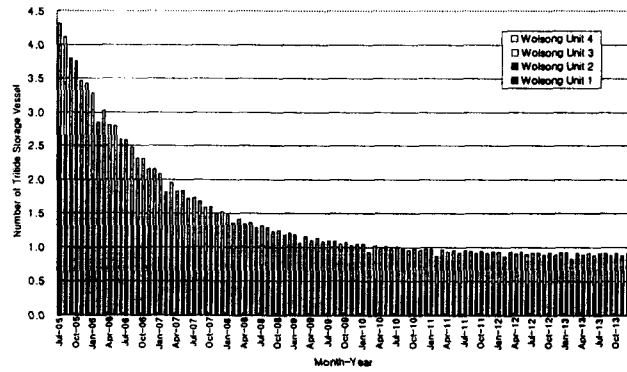


(c) Scenario B-III

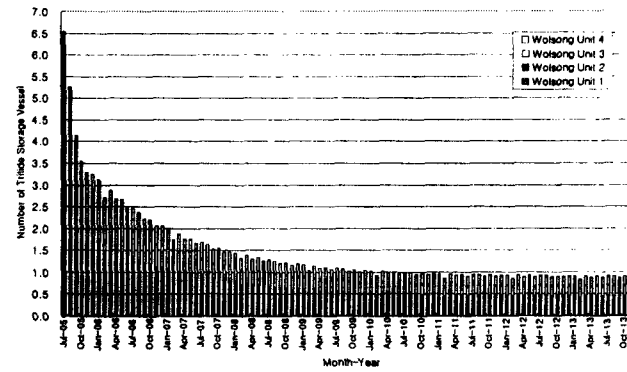


(d) Scenario B-IV

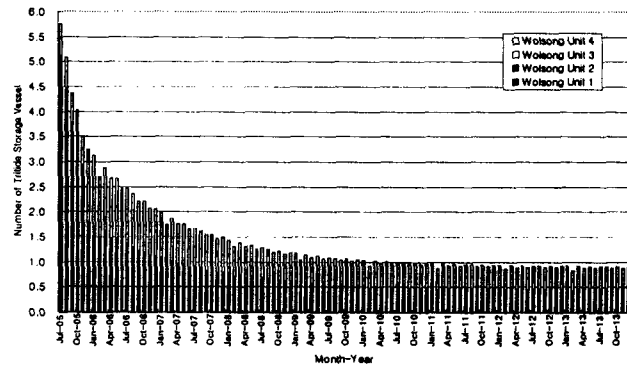
그림 2.6.16 월성원전 TRF 운전시나리오에 따른 월간 삼중수소 저장용기 수요량 변화(시나리오 B)



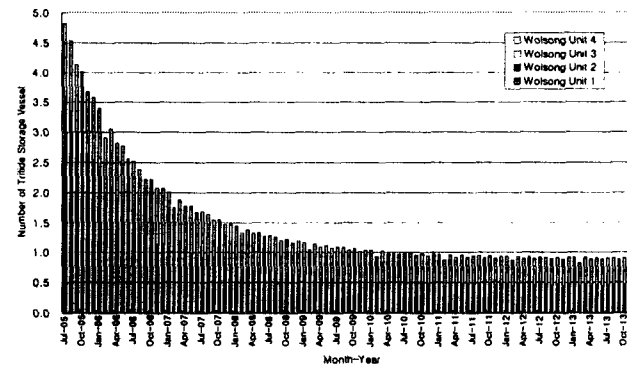
(a) Scenario C-I



(b) Scenario C-II

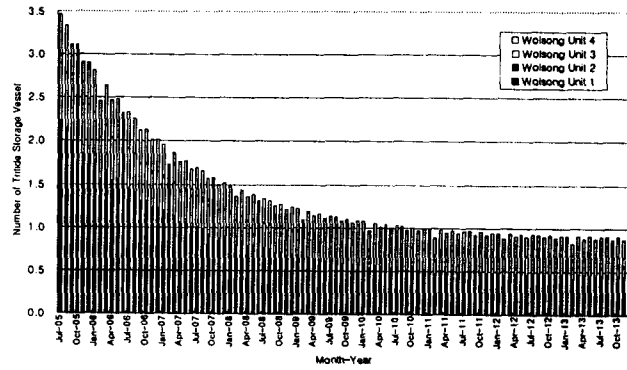


(c) Scenario C-III

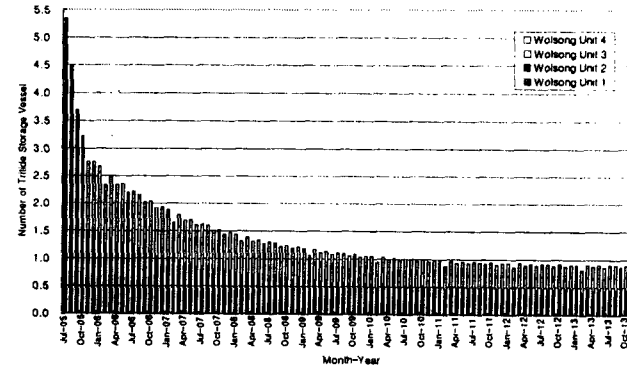


(d) Scenario C-IV

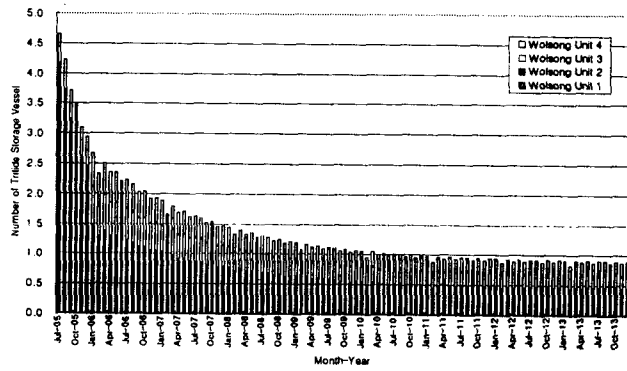
그림 2.6.17 월성원전 TRF 운전시나리오에 따른 월간 삼중수소 저장용기 수요량 변화(시나리오 C)



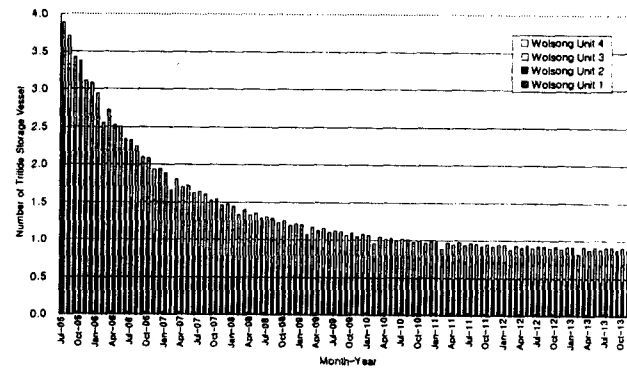
(a) Scenario D-I



(b) Scenario D-II



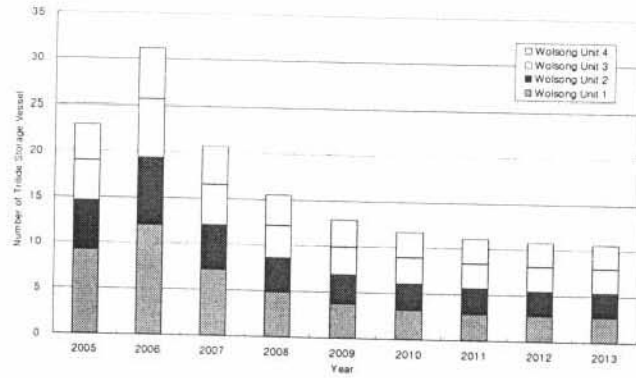
(c) Scenario D-III



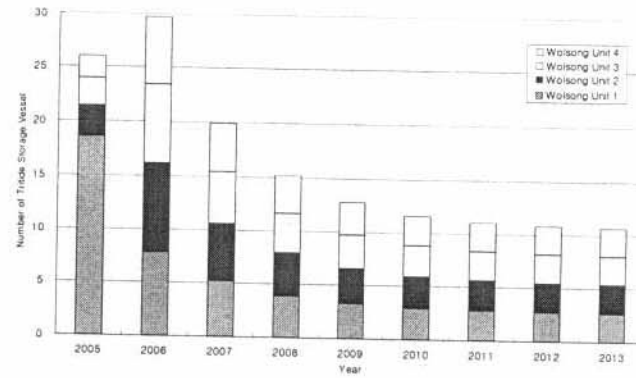
(d) Scenario D-IV

그림 2.6.18 월성원전 TRF 운전시나리오에 따른 월간 삼중수소 저장용기 수요량 변화(시나리오 D)

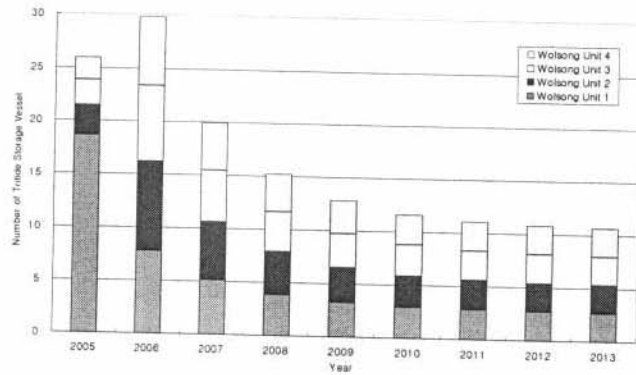




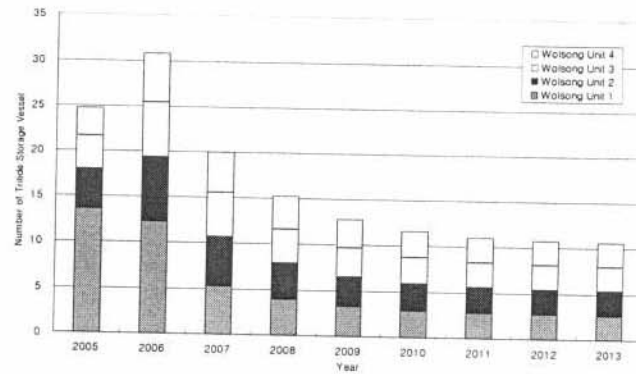
(a) Scenario A-I



(b) Scenario A-II

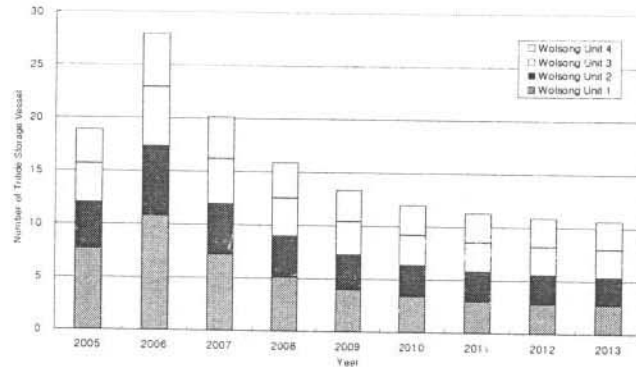


(c) Scenario A-III

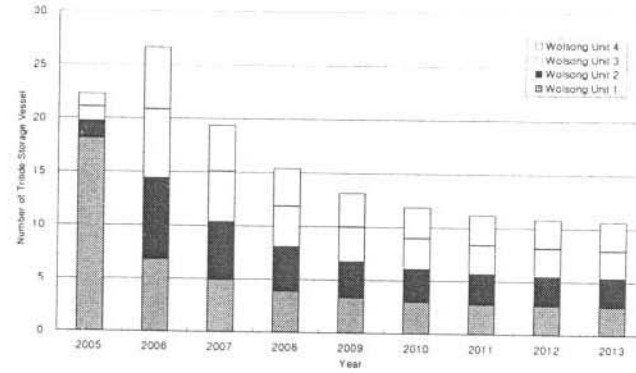


(d) Scenario A-IV

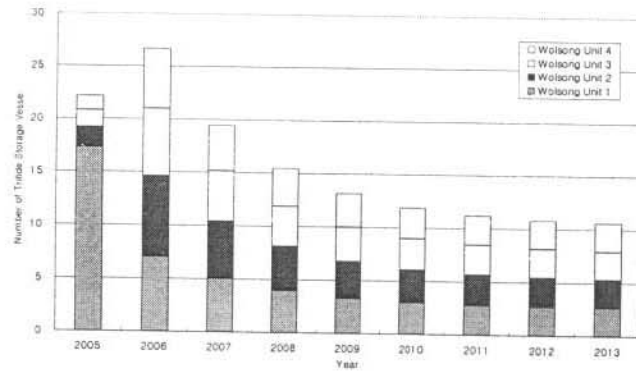
그림 2.6.19 월성원전 TRF 운전시나리오에 따른 연간 삼중수소 저장용기 수요량 변화(시나리오 A)



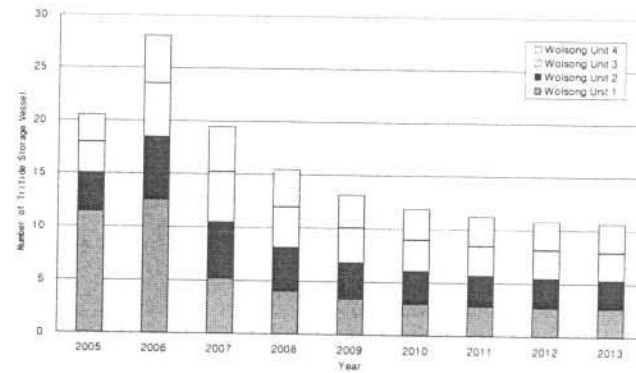
(a) Scenario B-I



(b) Scenario B-II

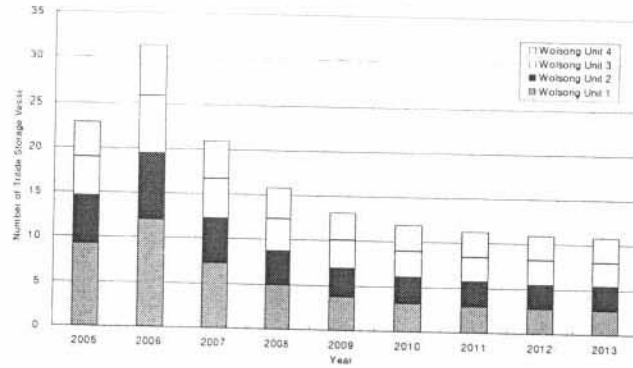


(c) Scenario B-III

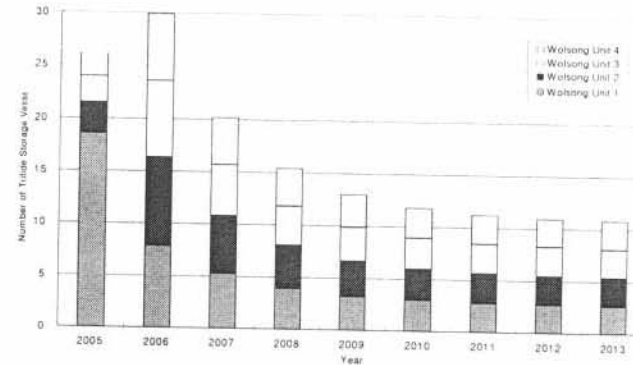


(d) Scenario B-IV

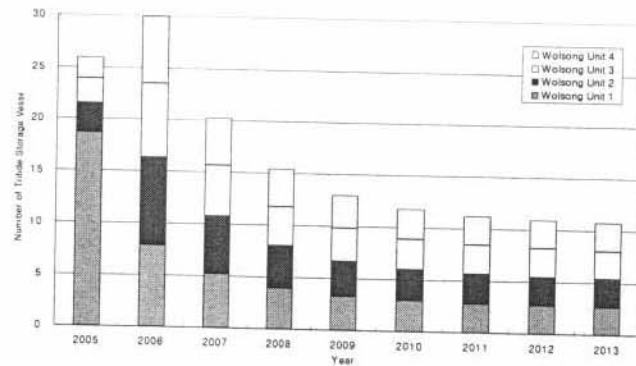
그림 2.6.20 월성원전 TRF 운전시나리오에 따른 연간 삼중수소 저장용기 수요량 변화(시나리오 B)



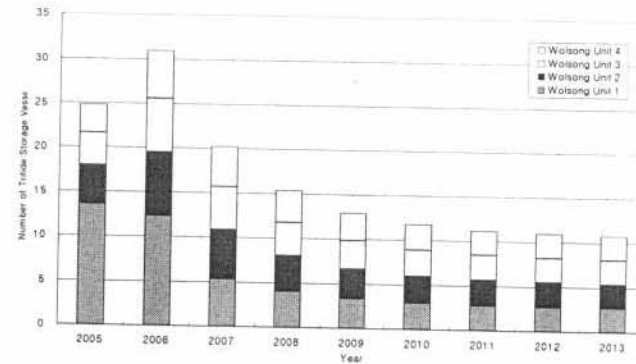
(a) Scenario C-I



(b) Scenario C-II

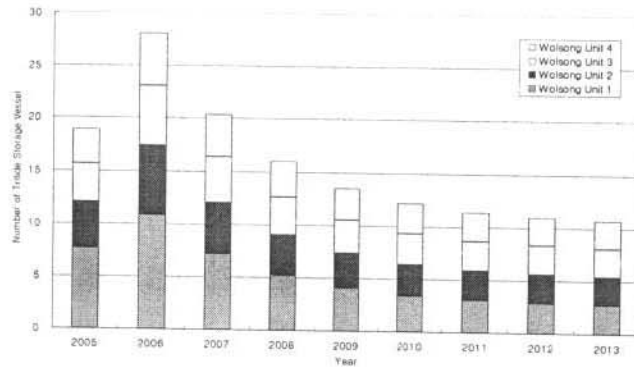


(c) Scenario C-III

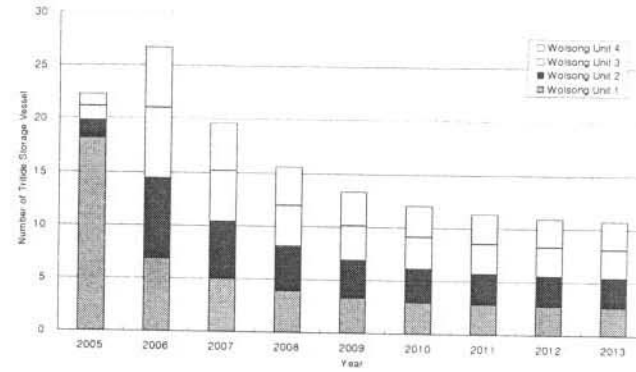


(d) Scenario C-IV

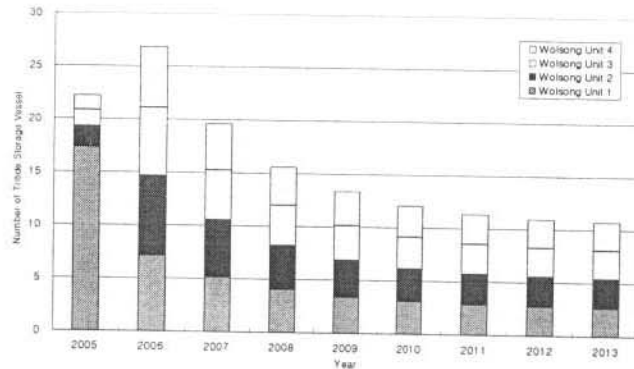
그림 2.6.21 월성원전 TRF 운전시나리오에 따른 연간 삼중수소 저장용기 수요량 변화(시나리오 C)



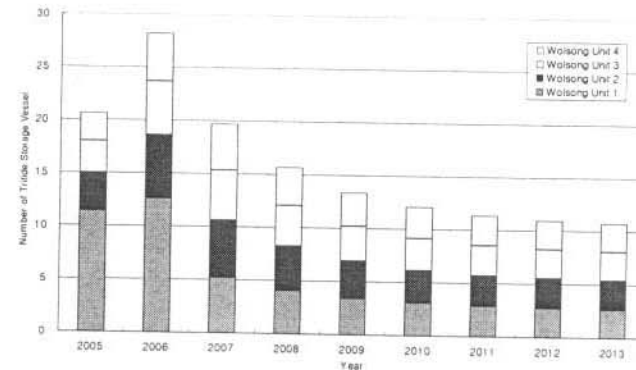
(a) Scenario D-I



(b) Scenario D-II



(c) Scenario D-III



(d) Scenario D-IV

그림 2.6.22 월성원전 TRF 운전시나리오에 따른 연간 삼중수소 저장용기 수요량 변화(시나리오 D)

표 2.6.9 월성원전 TRF 운전시나리오 A와 B의 연도별 삼중수소 제거량 (단위:MCi)

| 연도 \ 시나리오 | A     |       |       |       | B     |       |       |       |
|-----------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|
|           | I     | II    | III   | IV    | I     | II    | III   | IV    |
| 2005*     | 11.42 | 13.01 | 12.99 | 12.38 | 9.42  | 11.12 | 11.08 | 10.28 |
| 2006      | 15.60 | 14.88 | 14.89 | 15.42 | 13.97 | 13.32 | 13.34 | 14.04 |
| 2007      | 10.33 | 9.98  | 9.98  | 10.00 | 10.08 | 9.71  | 9.72  | 9.74  |
| 2008      | 7.77  | 7.59  | 7.59  | 7.60  | 7.92  | 7.72  | 7.72  | 7.73  |
| 2009      | 6.48  | 6.39  | 6.39  | 6.40  | 6.68  | 6.57  | 6.57  | 6.58  |
| 2010      | 5.86  | 5.82  | 5.82  | 5.82  | 6.00  | 5.94  | 5.94  | 5.95  |
| 2011      | 5.55  | 5.53  | 5.53  | 5.53  | 5.62  | 5.59  | 5.59  | 5.59  |
| 2012      | 5.42  | 5.41  | 5.41  | 5.41  | 5.43  | 5.41  | 5.41  | 5.41  |
| 2013      | 5.33  | 5.32  | 5.33  | 5.33  | 5.30  | 5.28  | 5.28  | 5.29  |
| 합 계       | 73.76 | 73.93 | 73.93 | 73.89 | 70.42 | 70.66 | 70.65 | 70.61 |

\* 2005년도는 하반기 6개월간 삼중수소 제거량임.

표 2.6.10 월성원전 TRF 운전시나리오 C와 D의 연도별 삼중수소 제거량 (단위: MCi)

| 연도 \ 시나리오 | C     |       |       |       | D     |       |       |       |
|-----------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|
|           | I     | II    | III   | IV    | I     | II    | III   | IV    |
| 2005*     | 11.43 | 13.03 | 13.01 | 12.39 | 9.43  | 11.14 | 11.09 | 10.29 |
| 2006      | 15.68 | 14.97 | 14.97 | 15.51 | 14.03 | 13.38 | 13.39 | 14.10 |
| 2007      | 10.44 | 10.09 | 10.09 | 10.11 | 10.16 | 9.80  | 9.81  | 9.83  |
| 2008      | 7.88  | 7.70  | 7.70  | 7.71  | 8.01  | 7.81  | 7.81  | 7.82  |
| 2009      | 6.57  | 6.49  | 6.49  | 6.49  | 6.77  | 6.65  | 6.66  | 6.66  |
| 2010      | 5.94  | 5.90  | 5.90  | 5.90  | 6.09  | 6.02  | 6.02  | 6.03  |
| 2011      | 5.63  | 5.61  | 5.61  | 5.61  | 5.70  | 5.66  | 5.66  | 5.67  |
| 2012      | 5.49  | 5.48  | 5.48  | 5.48  | 5.50  | 5.48  | 5.48  | 5.48  |
| 2013      | 5.40  | 5.39  | 5.39  | 5.39  | 5.36  | 5.35  | 5.35  | 5.35  |
| 합 계       | 74.46 | 74.66 | 74.64 | 74.59 | 71.05 | 71.29 | 71.27 | 71.23 |

\* 2005년도는 하반기 6개월간 삼중수소 제거량임.

표 2.6.11 월성원전 TRF 운전시나리오 A와 B의 연도별 삼중수소 저장용기 수요량

| 연도 \ 시나리오             | A      |        |        |        | B      |        |        |        |
|-----------------------|--------|--------|--------|--------|--------|--------|--------|--------|
|                       | I      | II     | III    | IV     | I      | II     | III    | IV     |
| 2005*                 | 22.84  | 26.02  | 25.98  | 24.76  | 18.84  | 22.24  | 22.15  | 20.56  |
| 2006                  | 31.20  | 29.76  | 29.77  | 30.85  | 27.95  | 26.64  | 26.67  | 28.08  |
| 2007                  | 20.66  | 19.96  | 19.96  | 20.00  | 20.15  | 19.42  | 19.44  | 19.48  |
| 2008                  | 15.53  | 15.19  | 15.19  | 15.21  | 15.84  | 15.43  | 15.44  | 15.46  |
| 2009                  | 12.95  | 12.78  | 12.79  | 12.80  | 13.36  | 13.14  | 13.14  | 13.15  |
| 2010                  | 11.71  | 11.63  | 11.63  | 11.64  | 12.01  | 11.88  | 11.88  | 11.89  |
| 2011                  | 11.10  | 11.06  | 11.06  | 11.07  | 11.25  | 11.18  | 11.18  | 11.18  |
| 2012                  | 10.84  | 10.82  | 10.82  | 10.82  | 10.86  | 10.82  | 10.82  | 10.82  |
| 2013                  | 10.66  | 10.65  | 10.65  | 10.65  | 10.59  | 10.57  | 10.57  | 10.57  |
| 합 계                   | 147.49 | 147.87 | 147.85 | 147.80 | 140.85 | 141.32 | 141.29 | 141.19 |
| 운전초기 3년간<br>차지 비율 (%) | 50.6   | 51.2   | 51.2   | 51.2   | 47.5   | 48.3   | 48.3   | 48.2   |

\* 2005년도는 하반기 6개월간 삼중수소 저장용기 제거량임.

표 2.6.12 월성원전 TRF 운전시나리오 C와 D의 연도별 삼중수소 저장용기 수요량

| 연도 \ 시나리오             | C      |        |        |        | D      |        |        |        |
|-----------------------|--------|--------|--------|--------|--------|--------|--------|--------|
|                       | I      | II     | III    | IV     | I      | II     | III    | IV     |
| 2005*                 | 22.86  | 26.05  | 26.02  | 24.78  | 18.85  | 22.27  | 22.18  | 20.57  |
| 2006                  | 31.36  | 29.93  | 29.94  | 31.02  | 28.06  | 26.76  | 26.79  | 28.20  |
| 2007                  | 20.88  | 20.18  | 20.19  | 20.23  | 20.32  | 19.60  | 19.61  | 19.66  |
| 2008                  | 15.75  | 15.40  | 15.40  | 15.42  | 16.02  | 15.61  | 15.62  | 15.65  |
| 2009                  | 13.15  | 12.98  | 12.98  | 12.99  | 13.54  | 13.31  | 13.32  | 13.33  |
| 2010                  | 11.88  | 11.80  | 11.80  | 11.80  | 12.17  | 12.04  | 12.04  | 12.05  |
| 2011                  | 11.26  | 11.22  | 11.22  | 11.22  | 11.40  | 11.33  | 11.33  | 11.33  |
| 2012                  | 10.98  | 10.96  | 10.96  | 10.96  | 11.00  | 10.96  | 10.96  | 10.96  |
| 2013                  | 10.80  | 10.79  | 10.79  | 10.79  | 10.72  | 10.70  | 10.70  | 10.70  |
| 합 계                   | 148.92 | 149.31 | 149.30 | 149.21 | 142.08 | 142.58 | 142.55 | 142.45 |
| 운전초기 3년간<br>차지 비율 (%) | 50.4   | 51.0   | 51.0   | 51.0   | 47.3   | 48.1   | 48.1   | 48.0   |

\* 2005년도는 하반기 6개월간 삼중수소 저장용기 제거량임.

표 2.6.13 월성원전 TRF 운전시나리오에 따른 처리량 및 운전방식 전환시점

| 시나리오 |     | 처리량<br>전환시점 | 운전방식 전환시점 |         |         |         |
|------|-----|-------------|-----------|---------|---------|---------|
|      |     |             | 1호기       | 2호기     | 3호기     | 4호기     |
| A    | I   | -           | -         | -       | -       | -       |
|      | II  | 2005.10     | -         | -       | -       | -       |
|      | III | 2005.12     | -         | -       | -       | -       |
|      | IV  | 2006. 8     | -         | -       | -       | -       |
| B    | I   | -           | -         | -       | -       | -       |
|      | II  | 2005.11     | -         | -       | -       | -       |
|      | III | 2006. 1     | -         | -       | -       | -       |
|      | IV  | 2006.11     | -         | -       | -       | -       |
| C    | I   | -           | 2005. 8   | 2005. 7 | 2005. 7 | 2005. 7 |
|      | II  | 2005.10     | 2005. 8   | 2005.10 | 2005.10 | 2005.10 |
|      | III | 2005.12     | 2005. 8   | 2005. 7 | 2005. 7 | 2005. 7 |
|      | IV  | 2006. 8     | 2005. 8   | 2005. 7 | 2005. 7 | 2005. 7 |
| D    | I   | -           | 2005. 8   | 2005. 7 | 2005. 7 | 2005. 7 |
|      | II  | 2005.11     | 2005. 8   | 2005.11 | 2005.11 | 2005.11 |
|      | III | 2006. 1     | 2005. 8   | 2005. 7 | 2005. 7 | 2005. 7 |
|      | IV  | 2006.11     | 2005. 8   | 2005. 7 | 2005. 7 | 2005. 7 |

## 7. 저장 시스템 안전 및 가상사고시 환경영향분석

### 가. 삼중수소 저장용기의 안전관련 제한요건 분석

연구에서 고려하고 있는 삼중수소 저장용기의 개발을 위해서는 안전성을 우선적으로 고려하여야 한다. 따라서 본 절에서는 삼중수소 저장용기의 안전성에 관하여 논의하였다. 저장용기의 안전성 확보를 위하여 외국의 저장용기 관련 안전요건을 논의하였으며, 방사성 물질의 저장용기에 대한 국내·외 규정을 인용하였다. 삼중수소 저장용기 금속 저장재의 특성을 고려하여, 삼중수소 저장용기의 안전성에 관한 외국의 경험에 대하여 논의하였다. 현재 적용되고 있는 외국의 설계 요건을 고려하여, 본 연구에서 고려하고 있는 저장용기에 반영할 수 있는 안전관련 제한 요건들에 대하여 분석하였다.

#### (1) 저장용기의 안전성 관련 기본 고려 항목

삼중수소가 대기중으로 누출되는 경우로는 삼중수소 저장용기를 저장소로 운반하는 도중 또는 저장소에 보관하는 중 발생하는 화재로 인해서 삼중수소가 누출되는 것을 고려할 수 있다. 화재로 인해 저장용기에 부정적 영향을 일으키는 경우의 메카니즘으로 다음과 같은 것을 고려할 수 있다.

- 저장재의 물성에 따라 삼중수소가 저장재로부터 분리되어 용기내로 확산될 수 있다. 삼중수소가 대기중으로 누출되지는 않지만, 용기내로 확산된 삼중수소는 저장재와 다시 반응하기 어려울 것으로 판단되므로, 장기 저장시 안전성에 문제를 야기시킬 수 있다.
- 삼중수소는 용기벽으로 확산되어 용기벽 내에서 헬륨으로 붕괴되어 용기취화를 일으킬 수 있으며, 화재로 인해 용기내 온도상승으로 인해 삼중수소의 용기벽으로의 확산속도가 증가하고, 그에 따라 헬륨으로 인한 용기취화의 정도가 심해질 수 있다.
- 저장용기가 상온으로 냉각되고 난 뒤, 용기 및 용기벽에서 삼중수소로 인한 stainless steel의 수소취화 현상이 증가할 수 있다.

#### (2) Ti 저장재의 안전관련 특성

분말형태의 Ti 수소화물,  $TiH_2$  는 검은색의 금속 분말로 수소화가 되기 전보다 대기중에서 자발적 발화현상이 덜 발생한다. 미세하게 나뉘어진 Ti수소화물은  $440^{\circ}C$ 에서 발화한다고 보고되어 있으며, 분말은  $288^{\circ}C$ 에서 해리되며 폭발위험성이 있다. T고체나 대용량의 Ti 삼중수소화물은 공기중에 장기간에 걸쳐서 안전성을 나타낸다. Ti는 삼중수소의 붕괴로 인해 생성된 헬륨을 Ti에 대한 헬륨의 비율이 0.3이 될 때까지, 내부에 가둔다. SRS(Savannah River Site)와 Ontario Hydro에서는 Ti를 장기간에 걸친 저장재로서 고려하였다. SRS에서는 Ti저장재의 유용



수명을 10년 이하로 고려하였지만, Ontario Hydro에서는 20년 이상 작동할 것을 예상하고 있다. 캐나다의 설계에서는 SRS의 것보다 공간에 제한이 적기 때문에, SRS에서 보다 저장재를 적게 loading한다. 최대 헬륨가둠(helium retention) 비율(0.3 He/Ti)에 도달하는 기간을 연장시키기 위해서 삼중수소의 농도를 중수소나 수소로서 희석하기도 한다.

### (3) U 저장재의 안전관련 특성

실온에서, 우라늄 분말이 있을 경우, 삼중수소는 우라늄 삼중수소화물을 형성한다. 이 경우, 저장재에서 삼중수소의 분압은 상당히 낮게된다. 그 결과, 실온에서 저장재는 수소동위원소를 모두 제거하는 진공펌프의 역할을 하게 된다.  $^3\text{He}$ ,  $\text{N}_2$ ,  $\text{O}_2$ ,  $\text{Ar}$  등의 불순 기체가 포함될 수 있다. 이러한 불순 기체는 저장재내에서 과압기체(overpressure gas)로 존재하거나 우라늄과 반응하여 안정된 화합물을 형성한다.  $\text{Ar}$  같은 불활성 기체는 과압기체로 남아있으며 압력이 안정화 되었을 때 진공펌프등을 사용하여 뽑아낼 수 있다. 그러나,  $^3\text{He}$ 같은 경우는 저장재를 우선적으로 가열하지 않으면 뽑아내기가 어렵다.  $\text{N}_2$  와  $\text{O}_2$ 는 화학적으로 우라늄과 반응하여 저장재내에서 안정된 화합물을 형성한다. 그렇기 때문에 펌프로 뽑아내는 것은 불가능하다. 우라늄 삼중수소 저장재의 안전 관련 특성은 다음과 같은 것들이 있다.

- 우라늄 분말은 자연발화성을 나타낸다.
- 상당한 삼중수소 압력을 생성시키려면 온도를 많이 높여야 하는데, 이로 인해 용기벽으로 삼중수소가 permeation 될 수 있다.
- 활성 불순물 기체에 노출되면 저장 용량이 점차 감소되며 이는 복구되지 않는다.

### (4) 저장용기 관련 국내외 규정

삼중수소 저장용기의 개발 및 안전성 확보를 위해서는 국내·외 저장용기 관련 규정을 만족시켜야 한다. 따라서 본 절에서는 국내 관련 규정 및 미국, 캐나다의 관련 규정에 대하여 논의하였다. 논의된 규정 중 캐나다는 IAEA의 규정에서 사용된 정의를 많은 부분 준용하고 있는 것으로 평가되었으며, 국내 규정과 미국의 규정은 내용면에서 크게 다르지 않은 것으로 평가되었다.

#### (가) 국내 관련 규정

##### ① 원자력법

원자력법 중에서 본 연구에서 고려하는 삼중수소의 저장 및 운반용기에 관련된 규정은 '제8장 폐기 및 운반'에 명시되어 있다.

##### ② 원자력법 시행령

원자력법 시행령중 본 연구에서 고려하고 있는 저장 및 운반용기에 관련된 규정은 제 5 장에 명시되어 있다. 제 5 장은 크게 3개의 절로 구분되어 있으며, 이 중에서 본 연구와 관련된 용기관련 규정은 3절에 규정되어 있다. ‘방사성물질등의 포장 및 운반’에 관련된 제 3 절은 다시 2개의 관으로 구성되어 있다. 원자력법 시행령 제 5 장의 전체적인 구성을 나타내면 간단히 다음과 같다.

#### 제5장 방사성동위원소등·방사성폐기물 및 방사성물질의 관리

- 제1절 방사성동위원소등의 사용·이동사용 및 판매
- 제2절 폐기시설등의 건설·운영 등
- 제3절 방사성물질등의 포장 및 운반

- 제1관 운반

- 제235조(운반신고)

- 제237조(포장 및 운반검사)

- 제2관 용기 및 포장

- 제239조의2(운반용기등의 설계승인)

- 제239조의3(운반용기등의 검사)

- 제239조의4(운반용기등의 검사면제)

### ③ 과학기술부 고시

삼중수소 저장용기 및 운반용기에 적용될 수 있는 과학기술부 고시로는 ‘방사성물질 등의 포장 및 운반에 관한 규정’이 있다. 본 고시는 방사성물질등의 포장 및 운반에 관한 규정의 시행을 위하여 필요한 사항을 규정하고 있으며, 크게 다음과 같이 구성되어 있다.

- 제 1 장 총칙, 제 2 장 포장 기준, 제 3 장 운반 기준, 제 4 장 포장 및 운반 검사, 제 5 장 제작 승인, 제 6 장 제작검사 및 사용검사, 제 7 장 보 고

### ④ 방사성 물질의 포장기준

본 절에서는 ‘방사성물질 등의 포장 및 운반에 관한 규정’의 고시 중에서 본 연구에서 고려하고 있는 저장용기와 밀접한 관련이 있는 포장기준의 내용을 인용하였다. 본 연구에서 고려하고 있는 다음의 포장기준에 관한 요건은 미국에서 고려하고 있는 요건과 크게 다르지 않은 것으로 판단된다.

제 3조 (포장물의 외관·규격·형태·표면·인양장치 및 결속장치)

영 제240조 제1항 제6호의 규정에 의한 포장물의 외관·규격·형태·표면·인양장치 및 결속장치는 다음 각 호의 기준에 적합하여야 한다.

1. 포장물의 외관은 포장물이 불법적으로 개봉되지 아니하였음을 분명하게 알 수 있도록 봉인을 하여야 하며, 봉인은 쉽게 훼손되지 아니하는 것일 것.

2. 포장물의 규격은 그 최소변의 길이가 10센티미터 이상일 것.

3. 포장물의 형태는 포장물의 하중이 10킬로그램 이상 50킬로그램 이하인 경우에는 손으로 취급하기가 용이한 형태를 갖추어야 하고, 50킬로그램을 초과하는 경우에는 기계적인 취급이 용이한 형태를 갖출 것.

4. 포장물의 표면재료는 흡수성이나 흡수성이 작아야 하고, 포장물의 표면이 방사성오염으로 인하여 손상되지 아니하여야 하며, 포장물 표면의 제거성 표면오염(건조한 휴지를 문질러서 상당량이 제거될 수 있는 오염으로서 표면 300평방센티미터를 문질러서 측정하여 평균한 값)이  $10^{-4}$   $\mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ 을 초과하지 아니할 것. 또한 오염제거작업으로 인한 손상을 쉽사리 받지 않는 것일 것.

5. 포장물의 인양장치는 다음 각 목의 기준에 적합할 것.

가. 포장물의 일부로 되어 있는 인양장치는 포장재료의 항복강도를 초과하지 아니하고 포장물 하중의 3배를 지탱할 수 있을 것.

나. 포장물 뚜껑에 설치되어 있는 인양장치는 뚜껑재료의 항복강도를 초과하는 응력이 생기지 아니하는 상태에서 뚜껑 및 그 부착물의 하중의 3배를 지탱할 수 있을 것.

다. 가목의 조건을 만족하지 아니하는 포장물의 일부가 인양장치로서 사용될 가능성이 있는 경우에는 그 구조물을 인양장치로 사용하지 못하도록 밀봉 또는 폐쇄조치를 할 것.

라. 포장물의 일부로 되어 있는 인양장치가 포장물의 하중초과로 인하여 파손되더라도 이로 인해 포장물의 차폐 또는 격납 특성이 저하되지 아니할 것.

6. 포장물의 결속장치는 다음 각 목의 기준에 적합할 것.

가. 포장물의 일부로 되어 있는 결속장치는 다음에서 정하는 크기의 힘이 포장물의 무게 중심에 작용할 때 포장재료의 항복강도를 초과하는 응력이 생기지 아니하는 상태에서 이를 지탱할 수 있을 것.

1) 포장물 하중의 2배에 상당하는 연직분력

2) 포장물 하중의 10배에 상당하는 수송수단의 이동방향의 수평분력

3) 포장물 하중의 5배에 상당하는 수송수단의 이동방향과 수직방향의 수평분력

나. 가목의 조건을 만족하지 아니하는 포장물의 어떤 일부 구조물이 결속장치로 사용될 가능성이 있는 경우에는 그 구조물을 결속장치로 사용하지 못하도록 밀봉 또는 폐쇄조치를 할 것.

다. 포장의 일부로 되어 있는 결속장치가 포장물의 하중 초과로 인하여 파손되더라도 이로 인하여 포장물의 차폐 또는 격납 특성이 저하되지 아니할 것.

#### 제 4조(포장물의 분류)

영 제240조 제2항의 규정에 의한 포장물은 당해 포장물의 표면에서의 방사선량률과 핵분열성

운반물의 종류에 따라 다음 각 호와 같이 분류한다.

1. 제1종 포장물

핵분열성운반물 이외의 방사성운반물(L형 운반물은 제외한다) 또는 제1종 핵분열성운반물로서 그 표면의 방사선량률이 매 시 5마이크로시버트(0.5밀리렘)를 초과하지 않는 것 또는 이들 운반물이 들어있는 컨테이너

2. 제2종 포장물

가. 핵분열성운반물 이외의 방사성운반물(L형 운반물은 제외한다) 또는 제1종 핵분열성운반물로서 그 표면의 방사선량률이 매 시 5마이크로시버트(0.5밀리렘)를 초과하나 매 시 500마이크로시버트(50밀리렘)이하이며, 그 운반지수가 1을 초과하지 않는 것.

나. 제2종 핵분열성운반물로서 그 표면의 방사선량률이 매 시 500마이크로시버트(50밀리렘)이하이며, 그 운반지수가 1을 초과하지 않는 것.

다. 컨테이너 내부에 제3종 핵분열성운반물이 들어있지 아니하고 컨테이너의 운반지수가 1을 초과하지 않는 것.

3. 제3종 포장물

가. 제1종 포장물 및 제2종 포장물 이외의 방사성운반물(L형 운반물은 제외한다)

나. 운반지수가 1을 초과하는 컨테이너 또는 제3종 핵분열성운반물이 들어있는 컨테이너

제 5조(폭발성 또는 발열성이 있는 포장물에 대한 특별안전조치)

영 제240조 제3항에 의한 폭발성 또는 발열성이 있는 포장물에 대한 특별안전조치는 다음 각 호와 같다.

1. 폭발성이 있는 포장물은 폭발을 방지할 수 있는 특별조치를 취할 것.
2. 발열성 또는 인화성이 있는 포장물은 BM형 또는 BU형 운반물로 운반할 것.

제 6조(방사성물질등의 포장 한도량)

영 제240조 제4항의 규정에 의한 방사성물질등의 한도량은 방사성운반물의 종류에 따라 제7조 내지 제9조에서 정하는 방사능량으로 한다.

(나) 외국기관의 관련규정

① IAEA의 방사성 물질 용기 관련 규정

IAEA에서 고려하는 방사성 물질 용기 관련 규정은 'Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material'에 명시되어 있다. IAEA의 규정은 각 국의 방사성 물질 저장 용기 관련 규정의 용어 정의 및 요건의 기본이 되고 있는 것으로 판단된다. 관련 규정중 방

사성 물질의 포장 및 용기에 관한 규정은 Section VI에 명시되어 있으며, IAEA의 규정은 미국과 우리나라의 규정에 대부분 반영되어 있는 것으로 판단된다.

### ② 미국의 관련규정

삼중수소의 농도가 70Bq/g(0.002 Ci/g)을 초과하는 경우에는 DOT(Department of Transport)의 Class 7 (방사성) 물질의 정의를 만족시키게 된다. 위험성 물질로서 삼중수소는 49 CFR 106~180의 DOT 위험물질규정(hazardous material regulations, HMR)에 따르게 된다. 포장과 관련된 안전요건은 삼중수소의 유형, 형태 및 양에 따라서 DOE O 460.1A 'Packaging and transport safety'를 따르게 된다. U. S. NRC에서 제시한 방사성 물질의 포장과 운반에 관련된 규정은 10 CFR 71 'Packaging and transportation of radioactive material'에서 찾을 수 있다.

삼중수소는 49 CFR 173 'Shippers-general requirements for shipments and packagings'과 같은 다른 위험도 등급의 정의를 만족시킬 수 있다. 즉, 삼중수소 기체는 일정한 조건에서 인화성 기체의 정의를 만족시킨다. 삼중수소로 오염된 위해 폐기물은 위해 폐기물 선적과 관련된 요건을 만족시켜야 한다.

삼중수소와 같은 위험성 물질은 포장 및 운송에 있어서, 기관간의 업무를 명확히 해야된다. 포장과 선적 작업을 위한 문서화된 절차가 마련되어야 한다. 미국 DOT의 위해물질 규정(49 CFR 172.704 Training requirements)에서는 위해물질 취급자가 적절한 교육을 통하여 초기 및 주기적으로 일반적인 친숙화를 요구하고 있다.

방사성물질용기에 대한 설계 요건은 10 CFR 71.43 General standards for all packages과 49 CFR 173.410 General design requirements에 나타나있다.

### ③ 캐나다의 관련규정

캐나다의 규정 중에서 방사성 물질의 포장 및 운반에 관한 기준은 'Packaging and Transport of Nuclear Substances Regulations'에 제시되어 있다. 캐나다의 규정은 IAEA의 'Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material'에서 제시하고 있는 정의를 많은 부분 준용하고 있다. 따라서, 본 연구의 용기를 위한 요건의 개발을 위해서 고려하는 다른 기관의 요건과 크게 다르지 않을 것으로 판단된다. 캐나다의 규정은 크게 다음과 같이 구성되어 있다.

- 용어의 정의 및 적용범위(Interpretation and application)
- 허가의 적용(License applications)
- 허가요건의 면제(Exemptions from license requirement)

- 용기 및 특수한 방사성 물질형태에 대한 인가(Certification of packages and special form radioactive material)
- 용기, 특수한 형태의 방사성 물질 및 포장(Packages, special form radioactive material and packaging)
- 방사성 물질의 포장 및 운반(Packaging and transport of radioactive material)
- 기록의 유지 및 보관(Records to be kept and retained)
- 효력의 발생(Coming into force)

## 나. 방사선 및 열 해석코드를 이용한 삼중수소 저장용기의 해석결과 도출

### (1) 방사선 차폐 해석

방사선 차폐해석은 삼중수소 저장용기의 방사선 분포를 계산하고 결정하는 것에 기초한다. 특히 방사성 물질을 취급하는 용기의 방사선 차폐해석은 우선적으로 용기 표면으로 방출되는 방사선의 양을 예측함으로써 작업자의 외부피폭을 감소시키기 위해 적당한 차폐체와 그에 따른 여러 변수를 결정하기 위한 기본 작업이 수행된다. 삼중수소 저장용기로 부터의 누출될 가능성이 있는 방사선에 대한 차폐 특성 및 용기 표면의 방사선량을 계산하기 위해 ANISN, DOT, MCNP, QAD 등 기존의 방사선 차폐용 전산코드들에 대한 특성 및 제한조건 등을 비교 검토하였다.

방사선 차폐해석을 위해서는 우선 저장용기의 모양 및 내부 삼중수소의 분포에 대한 가정이 필요하다. 중성자나 감마선 등의 방사선 거동은 볼츠만 수송방정식으로 기술된다. 그러나, 수송방정식의 정확한 해는 간단한 1차원 구조, 균질 매질, 탄성산란 등 매우 제한적인 경우에만 구할 수 있다. 따라서 볼츠만 수송방정식을 일반적인 경우에 대해 풀기 위해 수치해석 방법을 이용한 컴퓨터 코드의 개발이 이루어졌고, 대부분의 대형코드들은 다양한 컴퓨터 기종간의 이식성을 높이기 위해 FORTRAN으로 작성되었다.

그러나 한정된 기억공간 및 CPU 시간 등 컴퓨터가 가지는 제한성으로 인하여 방사선 차폐해석 모델링은 대개의 경우, 이용 가능한 여러 가지 근사나 가정을 도입하여 단순화 하여 계산을 수행한다. 또한, 감마선의 경우에는, 수송방정식을 사용하는 대신에 더 간단한 Point-Kernel 방법을 이용할 수도 있다. 이렇듯 필요한 근사나 가정은 문제의 파라미터나 해의 요구조건에 따라 다르므로, 문제의 특성에 맞추어 적절한 코드를 선택해서 방사선 차폐분석의 효율성과 정확성을 높여야 한다.

### (가) 방사선 차폐 해석 결과

삼중수소 저장용기의 방사선 차폐 해석을 위해 앞에서 언급한 바와 같이 몬테카를로 방법론을 이용한 MCNP 코드를 이용해서 우선 간단한 sample run을 수행하였다. sample run을 위해 사용된 삼중수소 저장용기 관련 변수들은 표 2.2와 같다. 일단 삼중수소 저장용기내에 삼중수소가 Ti sponge와 결합된 상태로 존재하기 때문에 방사선 원 (radiation source)의 형태는 volume source로서 가정을 했다. 또한 삼중수소 저장용기의 모양이 일반적으로 cylinder 형태를 띠기 때문에 cylinder로서 가정을 했다. 또한 용기내의 방사선량은 500 kCi의 트리튬을 저장하는 것으로 가정하고 코드 작업시에 입력변수로서 사용하였다. 저장용기의 크기는 지름 16.5cm에 높이 42cm로서 현재 한국 원자력연구소에서 제작을 위해 설정해 놓은 크기 자료를 이용하였다. 삼중수소 저장용기의 재질은 현재 사용이 결정된 SUS 316L에 대한 물성치를 계산에 사용하였다.

삼중수소는 붕괴 과정에서  $\beta$ -ray를 방출한다. 따라서 본 계산에서도 방사선의 에너지와 종류를 삼중수소에 맞도록 설정해서 코드 작업을 수행하였다. MCNP 코드의 계산 횟수는 백만번(10e6) 수행하도록 하였다. 또한 결과는 MCNP 코드에서 단위 면적당 통과하는 flux를 계산하는 F2 tally를 사용하였다. 자세한 input form은 다음장에 기술하였다.

이러한 여러 가지 입력 변수들과 MCNP 코드를 사용하여 삼중수소 저장용기의 외부 표면으로 방출되는 방사선의 양을 계산했다. 앞서 언급한 바와 같이 삼중수소는  $\beta$ -ray 방출 붕괴를 하기 때문에 일반적으로 알려진 바와 같이 금속을 투과하지 못하는 것으로 알려져 있다. 본 계산 결과에서도 삼중수소 저장용기 외부 표면으로 방출되는 방사선은 0으로 계산되었다. 이러한 결과는 여러 가지 면에서 예측했던 바와 일치하는 것으로 판단된다. 원래 삼중수소라는 물질 자체가 가지고 있는 특성상 외부 피폭에 의한 영향은 크지 않을 것으로 예상했고, 이번 계산을 통해서 이러한 예상에 대한 확실한 결과를 얻었다고 볼 수 있다. 일반적으로 사용후 핵연료라던가 방사성 폐기물을 저장 운반하는 용기에 대해서는 감마선 방출 핵종들로 인해서 이러한 외부 피폭에 관련된 계산이 중요하게 고려되어야 한다. 하지만 삼중수소의 경우 비교적 약한 베타선을 방출하기 때문에 외부피폭에 의한 영향은 무시될 수 있을 것으로 판단된다.

표 2.7.1 특성에 따른 각 코드의 분류

| Geometry \ 계산방식 | Discrete Ordinates Method | Monte Carlo Method | Point-Kernel Method |
|-----------------|---------------------------|--------------------|---------------------|
| 1차원 Geometry    | ANISN                     | -                  | -                   |
| 2차원 Geometry    | DOT                       | -                  | -                   |
| 3차원 Geometry    | -                         | MCNP               | QAD-CG              |

표 2.7.2 MCNP 계산에 사용된 여러 가지 변수

| 입력변수     | 값                             |
|----------|-------------------------------|
| 방사선원형    | 삼중수소 - volume source          |
| 방사선원형 형태 | cylinder                      |
| 크기       | 높이 42, 지름 16.5, 두께 0.6 (cm)   |
| 재질       | 스테인리스스틸 316L                  |
| 방사선량     | 500 kCi                       |
| 계산방식     | F2 tally (#/cm <sup>2</sup> ) |
| 계산모드     | electron mode                 |
| 계산 횟수    | 10E6                          |



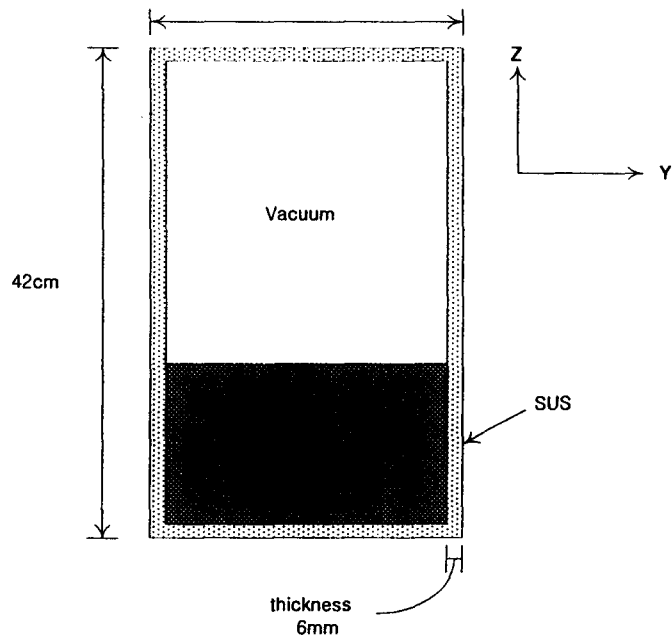


그림 2.7.1 계산에 사용된 삼중수소 저장용기  
간략도

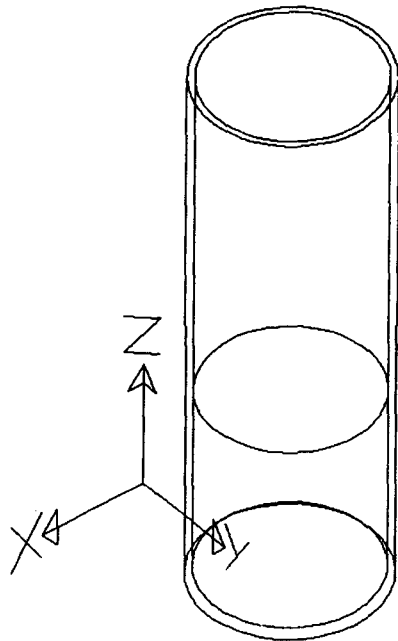


그림 2.7.2 MCNP 계산을 위한 3-D  
Plot

MCNP 계산을 위한 INPUT Example.

tritium storage vessel radiation analysis

1 1 -4.5 -1 2 -3

2 2 -0.00125 -4 1 -3

3 3 -7.96 3 -6 -5 7

4 0 5:-7:6

1 pz -6

2 pz -20.4

3 cz 7.65

4 pz 20.4

5 pz 21

6 cz 8.25

7 pz -21

imp:e 1 1 1 0

mode e

sdef par=3 erg=0.0057 pos=0 0 -20.4 rad=d1 axs=0 0 1 ext=d2

si1 0 7.65

sp1 -21 1

si2 0 14.4

sp2 -21 0

f2:e 6

fm2 1.85e16 \$ convert 500kCi to #/cm2

fc2 flux from vessel surface

m1 22000 -1.0 \$ Ti powder

m2 7000 -1.0 \$ N2 gas

m3 26000 -0.66 \$ Fe

24000 -0.17 \$ Cr

28000 -0.12 \$ Ni

25000 -0.02 \$ Mn

42000 -0.03 \$ Mo

print

nps 1000000

## (2) 열 해석

삼중수소 저장용기는 삼중수소를 금속 저장재에 저장하기 위해 저장용기의 역할뿐만 아니라 반응기의 역할도 동시에 수행한다. 따라서 삼중수소의 저장 과정을 통해 반복적으로 열에 노출된다. 금속 저장재의 활성화 단계와 저장단계등에서 고온에 노출되게 된다. 이때 삼중수소가 저장재와 반응하는 현상은 발열 반응으로서 고온에서 일어나는 반응은 발생열로 인해 온도가 더욱 상승하게 된다. 따라서 이러한 정상적인 반응에서의 여러 가지 반응과 또한 발생할 수 있는 사고시의 여러 가지 상황에 대해 저장 용기가 처할 수 있는 열 환경에 대해 분석하는 작업이 필요하다. 따라서 본 연구에서는 삼중수소의 저장 용기에 발생할 수 있는 여러 가지 상황에 대해 분석하고 예측하는 작업을 수행한다. 이러한 작업은 단순히 해석적인 방법으로는 결과를 도출하는데 어려움이 있으므로 기존의 널리 사용되고 있는 코드를 사용해서 결과를 도출했다. 본 장에서는 본연구에서 사용한 코드의 개괄적인 면을 살펴보고 실제 삼중수소 저장용기에 기본적으로 적용한 결과에 대해서 서술하겠다.

### (가) HEATING 7 코드

HEATING 은 범용 열전달 해석 프로그램으로서 정상상태와 전이상태의 열전달 문제를 1, 2, 3차원으로 직교좌표, 원형좌표, 원통형좌표로서 계산할 수 있다. 다양한 물질과 열해석을 위한 변수들을 시간 및 온도에 따라 사용할 수 있다. 열발생률은 시간, 온도, 위치에 따라 설정이 가능하며 boundary 온도 역시 시간과 위치에 따라 설정이 가능하다. 면과 주변 혹은 면과 면사이의 boundary 조건은 온도나 혹은 열속, 대류, 복사과 같은 변수들의 조합으로 설정이 가능하다. HEATING 은 쉬운 input 형태를 가지고 있다.

HEATING 7은 정상상태의 열전달 계산을 위해 extrapolation, direct-solution, conjugate gradient 의 세가지를 이용한 point-successive-overrelaxation iterative method를 사용한다. 또한, 전이상태의 계산은 Crank-Nicolson implicit, Classical Implicit Procedure (CIP), Classical Explicit Procedure (CEP), Levy explicit method 등의 여러 가지 finite-different schemes중에 하나를 사용한다. HEATING 7 모델 작성 방법은 다음과 같다.

1. 실제 문제에 적합한 기하 형태(geometry type)를 선정한다.
2. 구역을 설정한다.
3. 각 구역별 물질을 설정한다.

4. 각 구역별 초기 온도 조건을 설정한다.
5. 열발생 구역을 지정한다.
6. 각 구역별 경계조건을 설정한다.
7. 전체 모델의 격자구조를 설정한다.
8. 필요할 경우, 각 변수에 해당하는 함수를 지정한다.
9. 전이상태에 대한 계산시 시간에 따른 값을 설정한다.
10. 구하고자 하는 결과 형태를 지정한다.

위와 같은 방법으로 각각의 단계별로 입력 항목들을 작성하여 코드의 입력파일을 완성한다. 이렇게 완성된 입력화일을 이용해서 코드를 실행한다.

#### (나) 삼중수소 저장용기 적용 결과

앞에서 서술한 바와 같이 HEATING 7 코드는 여러 가지 특징을 가지고 있으며 실제 현상 및 문제에 적용하기 위해 비교적 용이한 특징을 가지고 있다. 하지만 실제 해결하고자 하는 문제에 대한 철저한 분석을 통해서 모델링하는 작업을 거쳐야 신뢰할 만한 결과를 얻을 수 있다. 본 연구에서는 HEATING 코드의 내용을 분석한 후 대상이 되는 삼중수소 저장용기에 대해 열 해석을 수행하였다.

##### ① 반응시 열해석

열해석 코드를 사용한 삼중수소 저장용기에 대한 분석 결과를 도출하기 위해서는 우선적으로 삼중수소 저장용기에 대한 모델링 작업이 필요하게 된다. 이러한 작업은 앞장에서 언급한 여러 단계를 거쳐서 이루어지게 된다. 또한 실제 현상을 예측하는데 어려움이 수반된다면 그 항목에 대해서는 가정을 거쳐 분석을 수행하게 된다. 우선적으로 분석을 수행한 삼중수소 용기의 현상은 활성화 과정과 삼중수소의 저장 주입 단계에서 금속 저장재 내에 삼중수소가 흡수 될 때 발열반응이 일어나며 열이 발생하게 된다. 이때 외부의 온도가 고온으로 유지되는 상태에서 용기 내의 저장재 부분에 열이 발생하므로 용기내에 온도가 상승하게 되는데 이때 과연 어느 정도의 온도변화가 발생하는지 예측하고 분석하는 작업을 수행하였다. 우선 이러한 분석을 위해서는 문제에 대한 모델링 작업이 우선적으로 필요하게 된다.

먼저 삼중수소 저장용기에 대한 기하학적 분석을 수행하였다. 삼중수소 저장용기는 원통형의 용기로서 앞장의 방사선적 해석에서는 원통형(cylinder) 좌표 체계를 사용하였으나 열 해석을 위해서는 열 분포가 대칭적이라는 점을 고려하여 x-y 좌표인 직교

좌표(rectangular)를 사용하였다. 또한 금속 저장재 내의 중심(용기 중심) 부분에서 가장 열이 많이 발생할 것으로 예측되며 이때 온도 분포는 용기를 중심으로 대칭을 보일 것으로 예상되어 용기의 절반 부분을 대상으로 분석을 수행하였다. 본 분석에서 사용한 용기의 개략도는 다음 그림 2.7.3에 나타나 있다. ①번은 Ti-sponge를 나타내며 ②번부터 ⑦번까지는 용기 벽인 스테인리스 스틸(316L)이다.

열 해석을 수행하기에 앞서 여러 가지 초기 조건들과 경계 조건들이 필요하다. 먼저 용기의 주변 온도는 450℃와 550℃, 800℃ 세 가지 경우로 설정하였다. 이 온도는 저장 용기내의 금속 저장재를 활성화 하기 위한 온도와 삼중수소를 저장하기 위한 온도로서 이때 발생하는 열을 계산하기 위해 설정한 온도이다. 그리고 중요한 변수로서 열발생율에 대한 조건을 설정하였다. 삼중수소를 저장하기 위한 금속 저장재로서 Ti-sponge를 사용한다. Titanium과 삼중수소의 반응은 M/H의 비율을 1로 가정하기 때문에 같은 mole 비로 반응이 일어난다고 볼 수 있다. 또한 Titanium과 삼중수소가 반응할 때 흡수되는 삼중수소의 mole당 약 20-40kcal의 에너지가 방출되는 것으로 알려지고 있다. 삼중수소 저장용기내에 투입되는 Ti-sponge의 양이 850g 인 것을 고려해서 계산을 하면 삼중수소와 금속저장재(Ti-sponge)와의 반응시 발생하는 열 발생율은 약  $4.5 \times 10^6$  W/m<sup>3</sup>으로 가정할 수 있다. 삼중수소가 금속저장재내에 흡수되는 여러 가지 실험 결과를 살펴보면 이러한 흡수 과정은 대략 3분내에 평형상태에 이르는 것으로 보고되고 있다. 따라서 본 연구에서는 흡수 과정 중에 발생하는 열 발생율을 다음 그림 2.4와 같이 시간에 따른 분포로서 설정하였다. 이러한 분포가 실제 현상과 완벽히 일치한다고 확신 할 수는 어렵지만 여러 실험을 통해 비교해보면 신뢰성을 가지고 있는 것으로 판단된다. 이렇게 열 발생율이 시간에 따라 다르게 나타나기 때문에 이에 따라 온도변화도 시간에 따라 살펴봐야 할 필요성이 발생한다. 따라서 본 연구에서는 초기로부터 1분마다 결과를 도출하였다. 1분, 2분, 3분 매 1분마다 최대온도와 최저온도를 도출하고 또한 그 위치를 확인하였다.

용기외부는 활성화 혹은 저장단계를 위해 가열되어있는 상태이므로 앞서 말한 온도로서 설정되어 있으며 공기의 대류에 의해 냉각이 이루어 진다고 설정하였다. 열 해석을 위한 다른 여러 가지 변수들 값은 표 2.7.3 에 제시하였다.

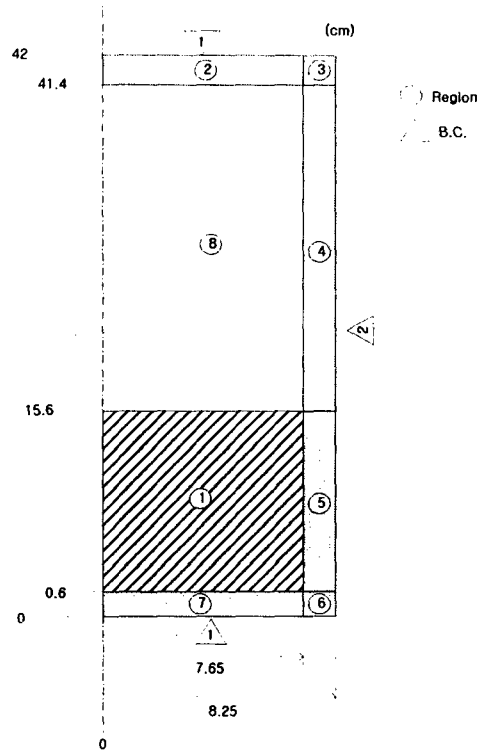


그림 2.7.3 열 해석에 사용된 저장용기  
개략도

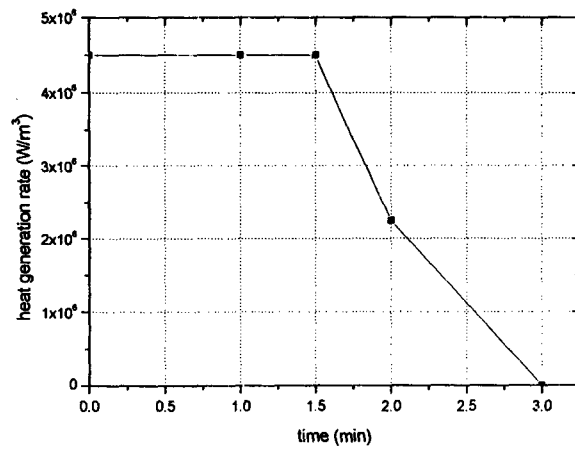


그림 2.7.112 시간에 따른 열 발생율

표 2.7.3 사용된 여러 가지 변수 값

| 변수                                  | Ti                    | SUS316L    |
|-------------------------------------|-----------------------|------------|
| 열전달율(conductivity)<br>(W/m K)       | 19.7 @800K            | 14.4 @800K |
| 밀도(density)<br>(kg/m <sup>3</sup> ) | 4500                  | 7817       |
| 비열 (specifc heat)<br>(J/kg K)       | 611                   | 461        |
| 열대류계수(공기)                           | 20 W/m <sup>2</sup> K |            |

㉔ 초기온도 450℃ 설정시

활성화를 위한 기본적인 온도로서 초기 온도를 450℃로 설정했을 때의 분석 결과는 다음과 같다. 열 발생율이 2분정도 지속되므로 그 이후에 평형상태에 도달하게 되면 다시 초기 온도로 돌아 가는 결과를 보여줄 것으로 예상된다. 우선 시간별 최고 온도와 최저 온도 및 각 위치를 아래 표 2.7.4에 나타내었다. 위치는 코드 계산시 x-y 격자를 구분하여 결과를 나타낸 것이다. 그림 2.7.5에는 시간에 따른 열발생율과 최고 온도와 변화율을 함께 나타내었다.

표 2.7.4 초기 조건 450℃시의 온도 변화 결과

| temp \ time            | t=0 (min) | 1                     | 2                     | 3                     | 5                  |
|------------------------|-----------|-----------------------|-----------------------|-----------------------|--------------------|
| Max. Temp<br>(℃)<br>위치 | 450       | 548<br>(0cm, 11cm)    | 631<br>(0cm, 11cm)    | 649<br>(0cm, 12cm)    | 636<br>(0cm, 12cm) |
| Min. Temp<br>(℃)<br>위치 | 450       | 450<br>(8.25cm, 30cm) | 450<br>(8.25cm, 30cm) | 450<br>(8.25cm, 31cm) | 450<br>(0cm, 12cm) |

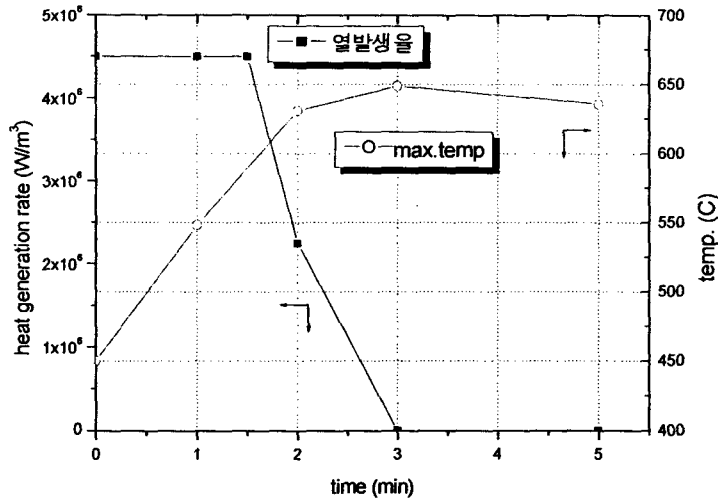


그림 2.7.5 열 발생율과 max. 온도 비교

위에 나타난 결과를 살펴보면 용기내 최고 온도가 약 650°C 정도 까지 증가하는 것을 볼수 있다. 이때 최고 온도의 위치는 용기내 저장 금속재의 중심 부분인 것으로 결과가 도출됐다. 약3분 정도 시간이 경과한 시점에서 가장 높은 온도가 나타났다.

ⓐ 초기 온도 550°C로 설정시

초기 온도를 550°C 설정했을 경우, 도출된 결과는 아래 표2.7.5와 그림2.7.6과 같다.

표 2.7.5 초기 조건 550°C시의 온도 변화 결과

| temp \ time          | t=0 (min) | 1                     | 2                     | 3                     | 5                     |
|----------------------|-----------|-----------------------|-----------------------|-----------------------|-----------------------|
| Max. Temp (°C)<br>위치 | 550       | 643<br>(0cm, 11cm)    | 721<br>(0cm, 11cm)    | 747<br>(0cm, 12cm)    | 733<br>(0cm, 12cm)    |
| Min. Temp (°C)<br>위치 | 550       | 550<br>(8.25cm, 30cm) | 550<br>(8.25cm, 30cm) | 550<br>(8.25cm, 31cm) | 550<br>(8.25cm, 31cm) |



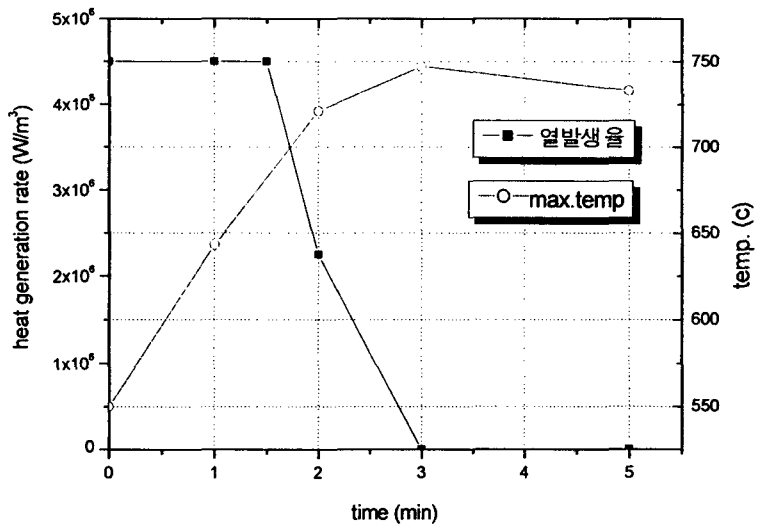


그림 2.7.6 열 발생율과 max. 온도 비교

⊕ 초기 온도 800°C로 설정시

초기 온도를 800°C 설정했을 경우, 도출된 결과는 아래 표 2.7.6와 그림 2.7.7과 같다.

표 2.7.6 초기 조건 800°C시의 온도 변화 결과

| temp \ time          | t=0 (min) | 1                     | 2                     | 3                     | 5                     |
|----------------------|-----------|-----------------------|-----------------------|-----------------------|-----------------------|
| Max. Temp (°C)<br>위치 | 800       | 902<br>(0cm, 11cm)    | 983<br>(0cm, 11cm)    | 995<br>(0cm, 12cm)    | 978<br>(0cm, 12cm)    |
| Min. Temp (°C)<br>위치 | 800       | 800<br>(8.25cm, 30cm) | 800<br>(8.25cm, 30cm) | 800<br>(8.25cm, 31cm) | 800<br>(8.25cm, 31cm) |

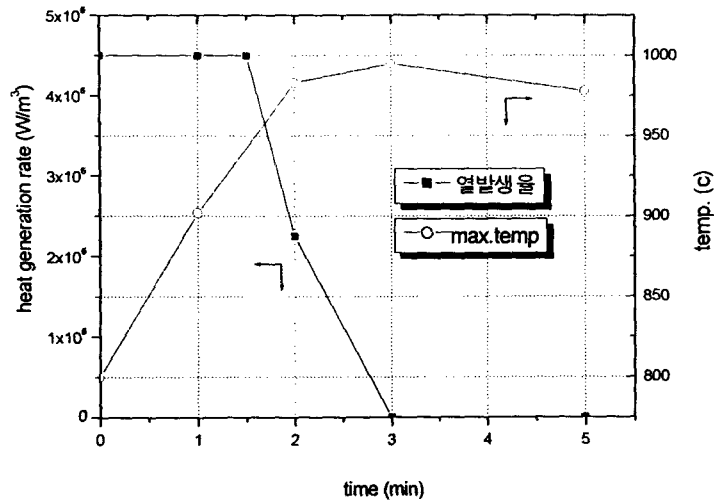


그림 2.7.7 열 발생율과 max. 온도 비교

위의 세가지 온도에 대한 결과를 살펴보면 반응 후 약 3분이 경과된 시점에서 용기 내 온도가 가장 높게 상승하는 것으로 확인되었으며 온도의 상승폭은 약 200°C 정도이다. 현재 모사한 반응의 상황은 외부 온도 조건이 초기 온도 조건으로 계속 유지되는 것으로 설정되어있기 때문에 열발생이 없는 3분 후에도 온도가 서서히 감소하는 것으로 결과가 나오고 있다. 따라서 이렇게 초기조건과 외부조건등에 대해 다양한 설정을 통해 여러 가지 상황에 대한 모사가 이루어진다면 안전성 확보를 위한 기본 자료로서 큰 역할을 할 수 있을 것으로 기대된다.

㉔ 비정상 상태에서 열 해석

본 연구에서는 삼중수소를 저장용기내에 저장한후에 보관시에 발생할 수 있는 상황에 대해 열 해석을 수행하였다. 실제 삼중수소 저장용기를 보관중에 화재나 폭발과 같은 외부 조건의 변화로 인해 외부 온도의 변화가 발생할 수 있을 가능성이 존재한다. 따라서, 이 때에 저장용기의 내부 온도의 변화를 모델링함으로써 실제 화재와 같은 사고시의 저장용기의 온도 변화를 예측 할 수 있을 것으로 예상된다.

비정상 상태에서 수행한 해석은 앞에서 언급한 반응시의 기본 조건들과 같은 조건을 사용했다. 즉, 여러 가지 물성치들은 같은 값을 사용했다. 단, 사고로 인한 외부 온도의 변화를 가정하기 위해 반응시에 나타나는 반응열은 없는 것으로 가정하고 외부의 온도가 400, 600, 800°C의 경우에 대해 저장용기내에서의 Max. 온도와 Min. 온도를 2시간 동안 변하는 것을 모델링하였다. 각 온도별 Max.와 Min. 온도의 변화는 다음 그림 2.7.8부터 그림2.7.10 에 나타나 있다.

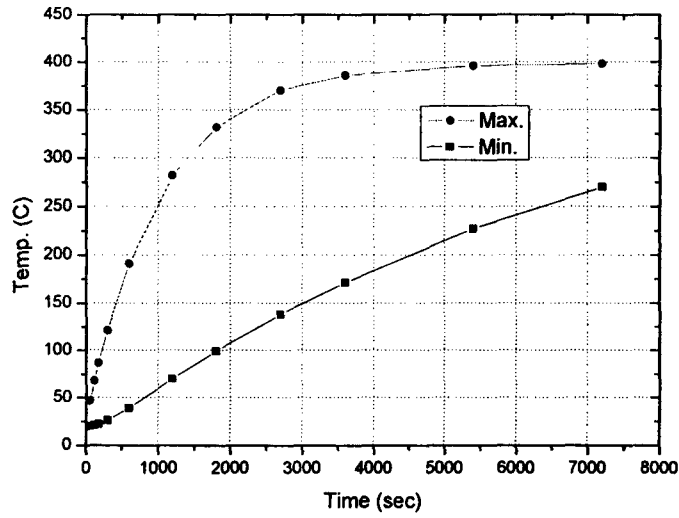


그림 2.7.8 외부온도가 400°C 일 경우, 저장용기의 온도변화

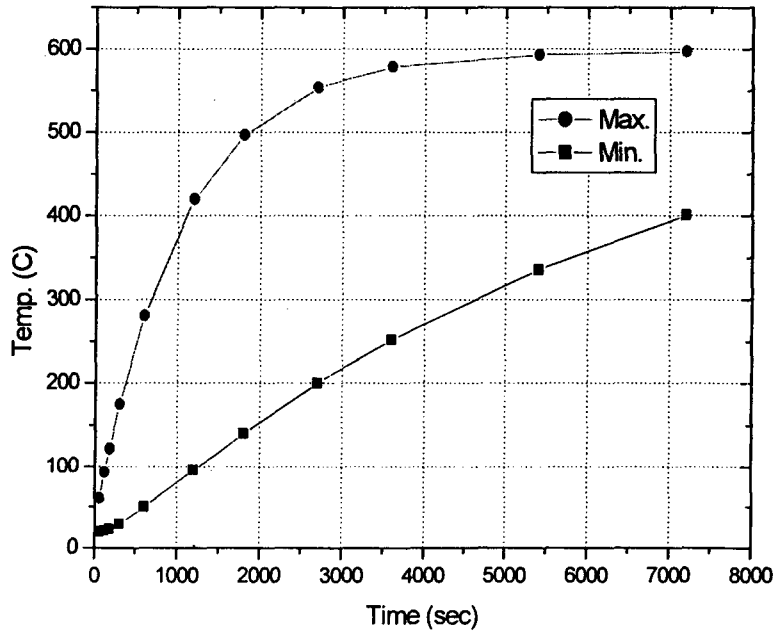


그림 2.7.9 외부온도가 600°C 일 경우, 저장용기의 온도변화

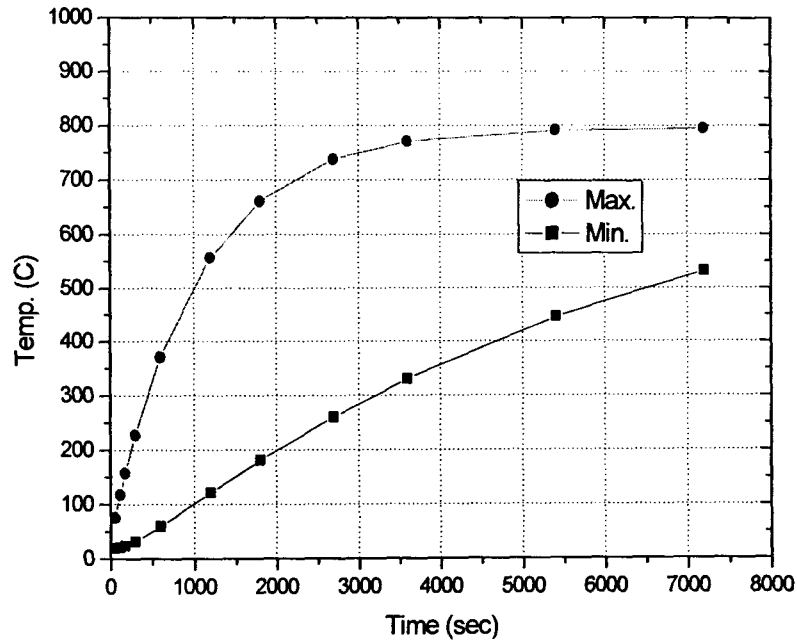


그림 2.7.10 외부온도가 800℃ 일 경우, 저장용기의 온도변화

위에서 그림 결과와 같이, 외부의 급격한 환경변화 (화재, 폭발등)로 인해 외부 온도가 상승했을 경우, 삼중수소 저장용기(1차용기)의 온도 변화에 대해 살펴보았다. 최고 온도(Max. Temp)의 경우, 대략 5분 정도 시간이 경과한 이후 발생하는 것으로 나타나고 있다. 따라서, 화재등과 같은 사고가 발생했을 경우, 초기에 진화하는 것이 아주 중요한 사항으로 판단된다. 위 그래프에서 저장용기 내부에서는 최저 온도 (Min. Temp) 부분은 좀 더 모델링의 결과를 분석해야 할 필요가 있을 것으로 생각된다. 위의 모델링 결과에서 온도 분포를 해석한 결과 주로, Max. Temp 와 Min. Temp 가 발생하는 지점은 앞의 저장용기 개략도인 그림 2.7.3에 표시해 보았다. 이 그림에서 볼 수 있듯이, 저장용기 외곽의 윗부분에서 주로 온도가 가장 많이 상승하는 것으로 보인다. 따라서, 저장용기 제작시 이 부분에 용접이라던지 제작 단계에서 세심한 주의를 요한다고 할 수 있겠다.

## 다. 삼중수소 저장 시스템 관련사고 시나리오 분석

### (1) 서론

부지경계나 그 너머에 있는 일반대중에 대한 방사선 피폭과 발전소 내 작업 종사자에 대한 방사선 피폭은 잘 설계된 공정계통을 통해서 그리고 일련의 승인된 정상 및 비상 운전 절차서를 엄수함으로써 제한되게 된다. 일반적으로 일반대중의 방사선 피폭은 비거주 구역 경계 내로 들어오지 못하게 통제함으로써 제한된다. 원전 인허가 상으로 액체 및 기체 유출물은 일반인 선량한도를 넘지 않게 방출하도록 요구되고 있다. 유효개인선량에 있어 다수호기 원전의 전체 방사능 방출로 인한 설계단계의 일반인 선량한도는 1mSv/년이다. 유출물 방출은 원전의 절차서나 실무지침에 의해 관리되고 감시된다. 예를들면 양호한 원전 실무지침에는 원전 호기당 50  $\mu$ Sv/년의 일반개인 선량목표가 들어가 있다. 유사하면서 보다 엄밀한 듯한 일반인 선량목표가 월성TRF 방출에 적용된다.

운전 중 일반개인에 대해 250 $\mu$ Sv/년 인 국내 유효선량한도가 있는데, 이중 1개호기로부터는 기체 유출물 방출로부터 50 $\mu$ Sv/년, 액체 유출물 방출로부터 30  $\mu$ Sv/년의 선량을 각각 초과하지 않아야 한다. 시설내 종사자 피폭은 고 방사능(방사선 장)이나 오염(구역구분)가능 지역으로의 출입통제에 의해, 그리고 잘 제정된 방사선 방호 실무지침을 엄수함에 의해 제한된다. 정기 방사선탐사로 잠재적 피폭(예를 들면, 정화 필터들)을 가져올 수 있는 방사선원을 확인해 낸다. 이 외 필요할 때는 방호복이 활용된다.(이를 테면 계통 보수 시에) 제염시설(샤워)도 이용할 수 있도록 되어있다. 작업종사자 유효선량은 5년간 누적선량이 100 mSv/년 미만인 가운데 50 mSv/년 미만이 되도록 되어 있다. 월성TRF는 방사선 영향면에서 저선량 시설이 될 것으로 예상된다. 즉 정상운전 동안에는 종사자나 일반인 피폭선량이 매우 적을 것으로 예상된다. 방사선 방호 프로그램은 현행 월성 1,2,3,4 호기(월성 1,2,3,4호기 FSAR 12장 참조) 프로그램의 범주 내에 들어간다. 방사선 방호프로그램은 관련 원전선량목표 및 선량한도를 확실하게 준수해야 한다. 월성TRF 종사자 감시 실무지침과 피폭선량측정은 현행 월성 1,2,3,4 호기 프로그램과 용역, 그리고 하부체제를 활용한다.

### (2) 방사선 원

시설내 방사성 물질은 주로 DTO 형태의 삼중수소 내지 매우 높은 비 방사능(specific activity)의 원소형 삼중수소(DT 또는 T<sub>2</sub>로서)가 된다. 비 방사능이 매우 높은 원소형 삼중수소(순수 T<sub>2</sub>가 99%이상)[96 PBq/m<sup>3</sup>]는 예외로 치고, 시설 내 여타 모든 방사선원(주로 DTO)은 현 월성 원전 보조건설물에서 존재하는 방사선원과 비슷하며

이들 선원의 통제관리는 동 보조건물에서 적용하고 있는 것과 동일한 방호원칙과 지침을 사용한다. 월성TRF IX 탑들 내에 얼마간의 C-14과 그리고 탱크 충수 및 배수운전으로부터 얼마간의 C-14이 있을 수 있다. 여러 가지 삼중수소 농도를 가진 삼중수소 함유 중수소기체(DT)와 순수 삼중수소(T<sub>2</sub>)가 존재한다는 것은 매우 높은 방사능의 삼중수소가 기체형태로 존재한다는 것을 의미한다. 이 삼중수소 위험의 형태와 농도는 현 원전시설에서 당면하는 것과는 다르다. 그 결과 새로운 저장, 취급 및 감시기기 및 절차서가 DT 및 T<sub>2</sub> 위험의 통제와 관리를 위해 적합하게 비치된다. 원소형 삼중수소가 방사선학적으로 삼중수소 함유수 보다 덜 해롭다는 점에 유의하는 것이 중요하다. 동일한 방사능 농도로 공기중 피폭을 받을 때 원소형 삼중수소의 방사선학적 영향은 삼중수소 함유수의 경우보다 그 크기가 약 1/25,000배 정도이다. ICRP 72[2.7.1] 보고서에 의하면 원소형 삼중수소에 대한 호흡선량전환계수는  $1.8 \times 10^{-15}$  Sv/Bq 이며 반면에 삼중수소 함유수의 경우는  $1.8 \times 10^{-11}$  Sv/Bq가 된다. 그러나 작업자들에 대해서는 '원소형 삼중수소로 오염된 표면'에의 접촉에서부터 '조직 결합 삼중수소수(OBT)'를 흡입할 가능성이 있다. 이 사실로 인해 원소형 삼중수소로부터 오는 위험은 상기 선량환산전환계수로 나타낸 것보다 약간 더 증가될 수 있다. 월성 TRF는 또한 중수급수 내에 희유기체, C-14, 및 미립자 방사성 물질을 미소량 함유할 수 있다. 계통 방사선차폐는 안해도 될 것으로 예상되는데 왜냐하면 급수 흐름내 방사성 물질(삼중수소 이외)의 분량은 극소량 또는 비 투과성이기 때문이다. 방사성 미립자 물질의 축적 때문에 정화계통 필터를 교체하는 것은 만약 빈번히 필터를 교체토록 실무절차가 시행된다면 불필요하다.

### (3) 방사선 방호 설계 형태

월성TRF는 중수내의 삼중수소 농도를 저감하고 삼중수소를 원소형으로 농축하여 급속 삼중수소화물로 비 유동화한다. 고로 정상운전시 주된 직업적 위험은 DTO 증기 또는 DT 또는 T<sub>2</sub> 기체를 함유한 대기에 들어가 있을 때 받는 삼중수소 피폭이다. 그러한 대기 내에 들어가 있으면 DTO, DT 또는 T<sub>2</sub> 흡입으로 방사성 물질을 섭취하게 된다. 삼중수소는 자그마한 계통누설이나 또는 보다 가능성이 큰 것으로는 보수작업동안에 일어나는 이상조건(옆질러 짐)으로부터 발생한다. 누설(발생시)로부터 삼중수소가 빠져 나오는 것은 양호한 계통설계를 통해 최소화된다. 좋은 방사선방호 설계에는 첫째로 위험 물질의 격납이 들어가는데, 만약 위험 물질이 빠져나오거나 누설되면 효과적인 오염관리를 하게된다. 월성 TRF에서 위험 물질의 격납은 '견실한 용기설계, 2차 경계들(glove box들 같은), 고 건전성 기기의 선정, 공학적 형태(공기세정계통 같은)로', 그리고 '감시 및 절차서를 통해서' 이루어 질 수 있다. 오염관리에 있어서 계통누설과

같은 방사선학적 사태는 공학적 형태, 이를테면 환기나 구역설정 같은 형태에 의해 최소화된다. 보수작업기간 동안의 방사선 피폭은 좋은 작업지침, 방호장구나 '보수가 용이하면서 별로 보수를 안 해도 되는 견실한 설계'에 의해 최소화된다. 고농축 삼중수소를 취급하는 이들 계통에서 glove box나 진공 cold box 형태의 2차 격실(enclosure)은 공정기기로 하여금 계통 건전성 파손시 종사자 피폭이나 삼중수소 방출을 방지하게 한다. 삼중수소 함유 계통들을 포함한 보수작업에는 방호복(플라스틱)과 필요하면 공급된 공기를 이용해야 한다. 작업종사자에게 삼중수소 함유수가 튀어지는 경우에 대비하여 밀폐형의 비상 샤워실 2개소가 제염목적으로 RCA(방사선 관리구역)에 설치된다. 1개소는 1층 중앙에 위치하는데 이곳은 주 복도에 연해있는 glove box 옆 탑 모소리에 있다. 다른 1개소는 2층의 비슷한 장소에 위치한다.

#### (가) 구역설정

월성TRF는 방사성 오염가능성에 근거하여 2 구역 체계[즉 RCA(방사선 관리구역) 및 비(non) RCA]가 채택되었다. 비 RCA(때때로 청정구역으로 일컬음)는 방사성 기기가 없는 지역으로 분류되며 통상적으로 오염이 없다. 방사성 물질은 만일 적절하게 포장되어 있는 경우에만 이 지역을 지나갈 수 있는 반면 어떤 방사성 물질도 일시적 외는 들 수 없다. 이 구역에는 운전 및 공용 건물 서비스 구역, 뜰이나 건물주변 구역(디젤 발전기 실, 지붕구역)이 들어간다. RCA는 방사성 기기나 물질이 있는 지역으로 분류되며, 통상적으로 오염이 있거나 오염될 수가 있다. 이 지역에서는 먹는 일은 허용되지 않는다. 전 공정구역과 상차장은 RCA로 지정된다. 보수작업이나 물품의 이동(계통으로부터)은 일시적인 오염위험을 일으킬 수 있다. 이 오염위험은 통상적인 인원이동이 재개되기 전에 저감되어야 한다. 현 월성 방사성 방호 프로그램에 따라 적절한 감시구역 경계면에서 이루어진다. 또한 공정 및 운전구역 사이에 있는 RCA와 비RCA의 경계면(방호복 경계구역내)에는 삼중수소 감시소가 위치하게 된다. 손발 오염 감시기는 건물 주 출입구 옆 공간에 있게되며, 또한 앞서 말한 감시소 뿐 아니라 상차장 출구에도 있게된다. RCA에서 오염된 가능성이 있는 사람들은 비 RCA로 나가기 전에 깨끗이 씻어야 한다.

#### (나) 환기

환기계통은 운전, 공정 및 서비스 구역에서의 작업을 용이하게 하고, 종사자의 삼중수소 피폭과 발화성 수소동위원소 농도의 축적을 확실히 최소화 되도록 하기 위해 설치된다. 공정구역/건물에는 강제 배기계통 방식의 1회 통과형 환기장치가 들어가며, 이 장치의 시간당 공기 교체율은 ~10배 부피가 될 것으로 현재 추정된다. 공기는 비 공정

구역에서 공정구역으로 흘러간 다음, 마지막으로 감시기가 장치된 배기구를 거쳐 건물로부터 배기된다. 건물 관통부는 환기계통을 건물 내에서 주변대기에 비해 약간 부압으로 유지할 수 있도록 밀봉된다. 환기설계는 삼중수소 함유수 증기의 수집을 위해 공정처리실 공기는 공기세정계통을 통과해 배기될 수 있게 한다. 구역과 건물 배기 삼중수소 감시가 종사자 방호와 규제준수를 위해 시행된다. 많이 쏟아진 삼중수소 함유수 회수 작업을 위한 방호장구를 보완하기 위해서, 그리고 어떤 보수작업을 위한 예방책으로서 호흡용 공기도 또한 사용할 수 있다. 구역별 배기는 별도의 배기 송풍구로 이루어지는데 기기보수를 위해 필요한 대로 운용한다. 이 송풍기는 공정구역에 위치한 하나 또는 그 이상의 환기트렁크에 연결된다. 이 환기계통은 공기세정계통과 연계되는데, 이 공기세정계통은 공정구역 내에서 고 농도 삼중수소농도 사태시 계통경로상 (on-line)에 들어가게 된다.

#### (다) 공기세정계통

공기세정계통의 기능은 다음과 같다.

- a) 만일 공정기기에서 월성TRF 건물대기 내로 상당한 양이 유출된다면, '원소형 삼중수소' 및 '삼중수소 함유 중수 형태로 있는 삼중수소'를 회수함
- b) 삼중수소를 누설 또는 쏟는 사태 시 건물 내 영향 받는 어떠한 공정구역에서도 공기중 삼중수소 함량을 허용준위로 저감함. 회수된 물은 드럼에 넣어 월성TRF 외부에서 중수송급을 하기 위해 회송된다.
- c) 정상운전 시에는 비활동적 상태로 있으면서, 단지 실내 공기 중에서 사전설정준위보다 큰 삼중수소를 검출하는 기능만을 함.

이 세정계통 운전은 구역 내 삼중수소 준위가 허용준위로 감소될 때까지 유지될 것이다. 일단 공기세정계통의 운전을 마치고 이상조건이 종결되면 종사자는 공정구역으로 되돌아가거나, 방호장구를 제거해도 된다. 공기세정계통은 시설내 이상조건 사태시 일반인 선량을 초소화하는 기회를 제공하고, 조기에 정상운전으로 회복되게 한다.

#### (4) 선량평가

월성TRF에서 종사자 선량은 평가하기 어렵다. 정상운전동안에는 별포 피폭이 없을 것으로 예상된다. 피폭의 대부분은 이상조건 하에서나 보수작업을 맡아 수행될 때 예상된다. AECL CECEUD 및 월성 원전에서의 기존 경험에 의하면, 월성TRF에서 종사자 개인 최대 선량은 2mSv/년 보다 적고 평균선량은 0.2 mSv/년 보다 적을 것으로 예



측된다. 정상적인 직원근무시 교대 근무인원은 약 20명으로서, 4 명으로 구성된 각 교대조는 돌아가며 근무하게 된다. 공식적으로는 보수업무는 현 월성원전에서 지원차 오는 정비직원들(현재 연간 8명이 될 것으로 예상)을 받아 수행할 것으로 되어있다. 월성 TRF에서 추가적인 종사자 피폭이 4 person-mSv/년 미만인 것은 현 월성원전 전체호기의 총 4 person-Sv/년 자리수의 종사자 피폭에 비하면 별로 중요하지 않다. 이는 부지내 원전종사자피폭에서 연간 통상적 변동범위내에 지나지 않는다. 이외에 월성 TRF 운전이 감속재 삼중수소 농도를 저감하게 되는 이상, 원전에서의 종사자 삼중수소 피폭은 저감될 수 있을 것으로 기대된다.

#### (5) 방사선 감시

지역 삼중수소 감시기(전형적으로 전리함)들은 삼중수소 위해가 예상되는 곳이나 가능성이 있는 곳에 위치한다. 이들 감시기는 시설내 공기중 조건 변동에 관해 종사자에게 경계를 해 주고 적절한 피폭관리를 필요한 대로 즉시 하도록 한다. 예를 들면 고농도 삼중수소 준위 때는 지역에서 대피하도록 촉구하는 한편 적절한 예방책과 절차에 따라 그 지역에 다시 들어갈 수 있도록 한다. 또한 피동형(passive)공기시료 채취기들이 만성적 삼중수소 준위 감시에 사용 될 수 있다. 휴대형 공기중 삼중수소 감시기를 이용할 수 있어 직원들이 구역 삼중수소 탐사를 행할 수 있다. 종사자에 대한 삼중수소 피폭감시는 현재 월성 원전에서 하고 있듯이 주기적 뇨시료 분석에 의해 수행된다. 오염감시(뒹아냄)와 지역 삼중수소 감시기를 이용함으로써 오염 및 종사자 피폭이 최소화되게 한다. 삼중수소 기체 유출물 bubbler(원소형 및 삼중수소 함유수)들을 규정 준수 감시를 위해 사용할 수 있다.

#### (6) 가상사고 시나리오 분석

삼중수소 방사선 피폭과 수소 폭발/화재는 월성TRF 시설내에 존재하는 주된 위험이다. (주; 시설내 수소기체의 대부분이 사실상 중수소이라고 하지만, 수소는 본 평가에서 이 기체에 대한 일반용어이다. 일반적으로 중수소란 용어는 공정에 대해 언급할 때 사용되고, 수소는 안전성 논의에 대해 언급할 때 사용된다.) 월성TRF는 삼중수소 유출과 그에 따른 시설 직원, 부지내 종사자 및 일반대중이 받는 방사선 피폭을 정상운전 중에는 '정해진 제한치 이내로서, 합리적으로 달성 가능한 한 낮게(ALARA)'유지하며 사고조건에서는 용인될 수 있는 한도 이내로 유지하도록 설계된다. 월성TRF의 운전은 일반인에 대한 방사선학적 위험을 증가시키지 않아야 한다.

##### (가) 가상사고 안전성 분석 목표

가상사고의 안전성 분석의 목표는 비정상 및 사고조건 하에서 위험을 평가하기 위한 것이다. 평가는 내부 및 외부사건 양쪽으로부터의 위험을 고려하며, 또한 ‘예상되는 이상운전사건들’을 고려한다.

‘위험 및 운전성 연구(HAZOPS ; Hazard and Operability Study)’는 공정시스템의 설계단계에서 수행된다. 본 연구로부터 나온 권고는 공식적으로 추적되고, 설계에 통합되고, 적절한 경우 변경관리절차를 통해 채택된다.

#### (나) 안전성분석 방법론

월성TRF에 대한 안전성분석은 4가지 주요 단계로 구성된다.

- a) 분석 근거를 형성하는 사건들의 확인
- b) 이들 사건의 물리적 특성을 적절히 분석
- c) 이들 사건의 빈도를 적절히 분석
- d) 결과를 허용기준과 비교

안전성분석의 품질은 분석을 위해 확인된 사건의 선택에 부분적으로 달려있다. 사건은 설계기준내에서 확실한 시나리오들을 망라해야 한다. 월성TRF에 대해, 안전성분석은 확실한 설계기준사건을 확인하고 다음과 같이 평가한다.

사건 진행 방법에 있어 유사한 특성과 그 대응에 필요한 완화조치를 공유한 사건들은 ‘단일한 보수적 한계사건’으로 함께 그룹화된다. 예를 들어, 시설내 유사한 부위에서의 몇 가지 다른 화재 시나리오들은 모두 ‘감지 및 진압으로 대응하기 위해’ 같은 계통을 필요로 하며, 모든 시나리오를 대표하는 최악의 화재를 사용하여 함께 분석될 수 있다. 이 화재는 가장 빠르게 확산되는 화재가 될 수 있는데 이중 하나는, 가장 큰 가연성 내재물량을 가진 것이나, 또는 특별히 위험한 위치에 있는 것이다. 만약 보수적 한계 사건들이 엄밀히 분석된다면, 이들 사건은 그룹내에 다른 사건에 의해 피폭결과 또는 수소농도는 예측치가 초과되지 않게 된다.

사건의 물리적 특성 분석으로 ‘사건으로부터 초래되는 피폭이 용인 가능한지’ 또는 ‘사고효과를 제한하기 위해 충분하고도 튼튼한 방벽이 존재하는지’ 또는 ‘수소농도가 허용한도 내에 있는지’를 결정할 수 있다. 만약 사건의 빈도가 충분히 낮다는 것을 보여 줄 수 있다면, 사건의 물리적 특성은 분석될 필요가 없다.

#### ① 사건빈도의 분석

월성TRF에 대해서 확률론적 안전성 분석은 시행되지 않는다. 잠재적 유출시나리오

의 확률을 큰 불확실성 없이 정량적으로 평가하는 것은 불가능하다. 결국 정성적 확률로 평가된다. 평가는 여러 가지 유출시나리오의 정성적 확률과 영향(효과)를 제시한다. 정성적 확률은 아래와 같이 정의된다.

가끔 일어나는(Occasional); 시설의 수명기간동안에 두 세 번 (a few times) 일어날 수 있는 사건. 이들은 전형적인 주요 배관, 피팅(fitting) 및 용기에서 일어나는 소량의 누설이다.

극히 드문 (Remote); 시설의 수명기간동안 일어날 것 같지 않은 사건. 이들은 전형적으로 공정계통 배관, 피팅 및 용기에서 일어나는 대량의 누설이다.

일어날 것으로 예상되지 않는(Improbable); 발생확률이 너무 낮아, 시설의 수명 기간 동안 그러한 사건을 경험하지 않을 것으로 가정 할 수 있다.

## ② 허용기준

수소폭발/화재에 관련하여, 안전성 철학은 공정계통 및 건물대기 내에 폭발성 수소 혼합물의 축적 가능성을 최소화하는 것이다. 월성TRF의 위치는 월성TRF에서의 잠재적인 수소폭발/화재가 월성 부지의 다른 안전성관련 기기 또는 구조물에 아무 영향도 미치지 않도록 되어야 한다. 캐나다에서는 캐나다 원자력위원회[CNSC; Canadian Nuclear Safety Commission (이전에는 AECB)]가 C-6 개정0[42.7.2]의 “CANDU 원전의 사고범주에 따른 일반인 선량한도”를 참조한다. 월성TRF는 현재의 월성원전 인허가범주 내에서 운전한다. 이처럼 동 시설은 월성원전 부수시설로 간주 될 수 있다. 월성 TRF의 안전성 분석 결과는 C-6 개정 0와 비교되는데 왜냐하면 이 보고서가 월성 부지내 CANDU 원전에 기 적용되었기 때문이다. 표2.7.7은 인허가 안전성 분석을 위한 기준으로서 AECB가 확인한 많은 사건들을 열거하고 있다. 사고에 따른 종사자 피폭에 대해서는 준수할 선량한도가 없다.

### (다) 위험의 확인

#### ① 위험의 서술

위험의 선정은 인허가 기준문서(LBD)[4.3]에서 확정되었다. 그 목록은 달링톤 삼중수소 제거시설(TRF), Chalk River의 CECEUD와 같은 기타 유사 시설에서의 경험에 근거하여 작성되었으며, 또한 비원자력시설에 대한 평가기법의 검토를 통해 작성되었다. 인허가기준문서에 기술된 것처럼, 안전성분석은 다음과 같은 위험그룹을 평가한다.

- a) 정상 및 사고조건 하에서의 방사선학적 위험
- b) 내부 위험
- c) 외부 위험
- d) 예상되는 일상운전사건

위험의 검토는 모든 중요 위험들이 확실히 인지되도록 HAZOPS 검토의 일부로서 수행된다. 월성TRF는 상당히 많은 중수소와 삼중수소 내재량을 가진다. 이들은 결과적으로 월성TRF 운전과 연관된 위험의 근본 발생원이 된다.

이외에, 월성TRF에 있어 계산된 유효선량이 오직 삼중수소 피폭으로부터 오기 때문에 유효선량은 어느 내부 장기선량과도 같을 것이다.

표 2.7.7 사고등급별 개인선량한도 및 사건빈도

| 사건 등급 | 개인유효<br>선량한도<br>(mSv) | 추정된 빈도범위<br>(원전호기-년간<br>당) | 월성TRF 기준 및 사건 예                          |
|-------|-----------------------|----------------------------|--|
| 1     | 0.5                   | $10^{-2} \leq f$           | 가끔 발생(예를 들면, 소량의<br>공정누설)                |
| 2     | 5                     | $10^{-3} \leq f < 10^{-2}$ | 극히 드물게 발생<br>(단일고장)<br>(예를 들면, 4등급 전원고장) |
| 3     | 30                    | $10^{-4} \leq f < 10^{-3}$ | 발생이 예상되지는 않음<br>(예를 들면, DBE 사건)          |
| 4     | 100                   | $10^{-5} \leq f < 10^{-4}$ |  |
| 5     | 250                   | $f < 10^{-5}$              |  |

\* C-6 개정0에서, 갑상선 선량한도가 또한 주어져 있다. 그러나 ICRP 60 하에서는 유효선량이 항상 한정적으로 되어있는 이상, 특정한 장기선량한도는 없다.

- a) 원소형태 및 '삼중수소 함유수 액상 또는 증기 형태'로서 삼중수소의 사고유출에 의한 방사선 위험. 삼중수소는 공정처리되고 있는 중수에 포함되어 있으며, 공정 내에서 중수소 기체 형태로 전이된다.
- b) 시설 내 수소의 사고유출로 야기되는 폭발 및 폭연 위험

상기 두 가지 잠재적인 위험 발생원의 거동 및 효과는 위에 언급된 각 그룹내에 정해진 발단사건 하에서 평가된다. 일반인에 대한 방사선학적 효과는 이 문서에서 언급되지만 사고에 뒤따른 종사자 선량은 언급되지 않는다.

방사선위험에 관련하여, 삼중수소 내재량은 월성 부지에 있는 기존 중수 관리구역에서 단순히 전이된 것에 지나지 않는 이상, 부지상의 전체 삼중수소 방사선원향에서 어떤 순 증가도 없다. 그러나 월성TRF에 들어있는 삼중수소는 삼중수소 함유수 형태일 뿐 아니라, 내재량의 일부는 원소형 삼중수소 및 금속 삼중수소화물(metal tritide)로 존재한다. 금속 삼중수소화물(metal tritide)로 존재하는 삼중수소는 원소형 삼중수소 또는 삼중수소 함유수 보다 이동성이 작다. 원소형 삼중수소가 삼중수소 함유수에 비해 이동성이 더 클 수 있지만, 방사선학적으로는 침잠 측면에서 덜 위험하다. 따라서 월성 부지에서 삼중수소에 관련하여 전반적인 일반인 위험 가능성은 월성TRF가 존재함으로써 더 작아진다.

삼중수소는 월성TRF내에서 존재할 것으로 예상되는 유일한 주요 방사선원이다. 이에 대한 근거는 중수가 정해진 순도로 건물내로 이송됨으로 인해, 결국 핵분열생성물 또는 방사화 생성물이 급수정화장치에서 거의 또는 전혀 축적되지 않게 된다는 데 있다. 행정관리 및 시료채취로 시설내로 다른 방사성 발생원이나 오염물질이 전이되는 것을 미리 방지한다.

## ② 방사선원향 및 그 유출경로

주요 기기내의 보수적 한계 방사선원향인 삼중수소 내재량 추정치가 표4.2에 주어져 있다. 계통배관, LPCE 촉매탑 및 펌프내에 있는 내재량으로 인해 이들 값이 상당량 늘어날 것으로 예상되지는 않는다.

각 티타늄 금속수소화물 저장용기는 18.5 PBq의 삼중수소를 보유하도록 설계된다. 저장용기가 완전하게 채워지면 건물 지하층에 위치한 안전한 저장고로 이송된다. 설계는 매우 안정한 것으로 간주되며, 온도가 700°C에 도달할 때까지 삼중수소를 저장용기 내에 보유하게 된다. 저장용기가 안전한 방화 저장고에 보관되는 이상, 테러나 사보타주와 같은 인위적인 사고가 발생하지 않는한 저장된 내재량의 유출은 거의 일어날 수 없을 것으로 간주된다. 물론 이러한 인위적인 사고가 발생하지 않는다는 보장 또한 없기 때문에 본 연구에서는 이러한 인위적인 사고까지 가정하여 평가 할 수 있는 전산모사 코드를 개발하여 사용하였으며 그에 대한 상세한 내용은 2.7.라 장에 기술되어 있다. 또한 중수소를 18.5 PBq까지 담는 티타늄 저장용기가 방화형 저장고 외부에 있다. 이 저장용기는 통상 포장계통의 glove box 내에 위치한다. 비록 glove box에 있는 용기가 삼중수소를 18.5 PBq 까지 담을 수 있지만 저장요기는 평균적으로 반쯤 채운다.

용기로부터 삼중수소 내재량 유출에는 700℃를 초과하는 열이 지속적으로 필요하다. 비록 지속적인 열을 초래하는 사건은 잘 있을 수 없는 것으로 간주되지만(그러므로 이 경우는 설계기준을 초과), glove box 삼중수소 내재량은 표 2.7.8에 있는 삼중수소 발생원 내재량에 포함되어 보수적 한계 내재량을 주게된다.

표 2.7.8 월성TRF 내의 삼중수소 방사선 내재량

| 계 통                                   | DT<br>내재량(TBq) <sup>a</sup>     | DTO<br>내재량(TBq) <sup>b</sup> | 비고   |
|---------------------------------------|---------------------------------|------------------------------|--|
| 드림취급구역                                | -                               | 1.0×10 <sup>4</sup>          | 최대 농도 2.22 TBq/kg인 드럼(각225 kg) 20개. 이는 드럼이 예정된 급수공급원임을 가정한다. |
| 중수급수탱크                                | -                               | 2.9×10 <sup>4</sup>          | 최대용량 6m <sup>3</sup> 및 최대농도 2.22TBq/kg인 탱크 2대                |
| 초저온증류탑<br>Cold Box 및<br>초저온증류탑과<br>배관 | 7.30×10 <sup>3</sup>            | -                            | 이는 1회분의 1.85×10 <sup>3</sup> TBq T <sub>2</sub> 생산물을 포함한다.   |
| HT 팽창탱크 및<br>탱크 2차경계와<br>연결배관         | 4.20×10 <sup>3</sup><br>(단 정지시) | -                            | 모든 격리위치까지 팽창된 초저온증류탑 2,3,4의 내용물                              |
| LT 팽창탱크 및<br>연결배관                     | 3.10×10 <sup>3</sup><br>(단 정지시) | -                            | 어떤 격리위치까지 팽창된 초저온증류탑 1 및 저온흡착탑의 내용물                          |
| Glove box에 있는<br>삼중수소 저장용기            | 9.25×10 <sup>3</sup>            | -                            | 저장용기 1대가 반쯤 차서 (1/2 * 18.5 PBq) glove box 내에 위치함             |
| 합 계                                   | 1.66×10 <sup>4</sup>            | 3.9×10 <sup>4</sup>          |  |

- a) 삼중수소를 함유한 소량의 중수소 기체가 LPCE 축매탑 및 연결배관 내에 존재하지만 이 내재량에는 포함되지 않는다. 지하층 저장고 내 저장용기에 저장된 기체내재량은 매우 안전하다고 간주되며,테러나 사보타지와 같은 인위적인 사고외에는 유출 가능한 기체 내재량에는 포함되지 않는다.
- b) 소량의 삼중수소 함유 중수가 LPCE 축매탑과 연결배관 내에 존재하지만 이 내재량에는 포함되지 않는다.

기기로부터 삼중수소 함유중수의 누설이나 공정기체의 누설은 건물내 많은 위치에서 발생할 가능성이 잠재해 있다. 많은 계통들이 공정기체나 액체를 수집하거나 회수하는데 기여하는 월성TRF의 설계에 포함된다. 이들 계통들은 다음과 같다.

- 퍼지 기체 및 재결합기 계통
- 액체수집계통
- Glove box 세정계통
- 공기세정계통

특별한 유출에 대한 유출경로는 누설의 위치와 형태에 달려있다. 그림 4.1은 건물내 여러 누설경로와 수집 및 회수방안을 제시한다.

### ③ 수소 내재량

여러 공정부위에 대한 수소기체 내재량이 표 2.7.9에 열거되어 있다.

표 2.7.9 월성TRF 중수소 기체 내재량

| 구성기기          | D <sub>2</sub> /DT |                   | % 합계  |
|---------------|--------------------|-------------------|-------|
|               | (moles)            | (m <sup>3</sup> ) |       |
| 건조기 장치 skid   | 100                | 2                 | 0.5   |
| 초저온흡착기 skid   | 214                | 5                 | 1.2   |
| CD1           | 11,972             | 268               | 64.4  |
| 저농도 삼중수소 팽창탱크 | 6,125              | 137               | 33.0  |
| CD 2,3,4      | 110                | 2                 | 0.6   |
| 고농도 삼중우소 팽창탱크 | 60                 | 1                 | 0.3   |
| 합 계           | 18,580             | 416               | 100.0 |

주 : 이외 작은 내재분량이 배관, 계장 및 기타 저체적 구역 내에 있다.

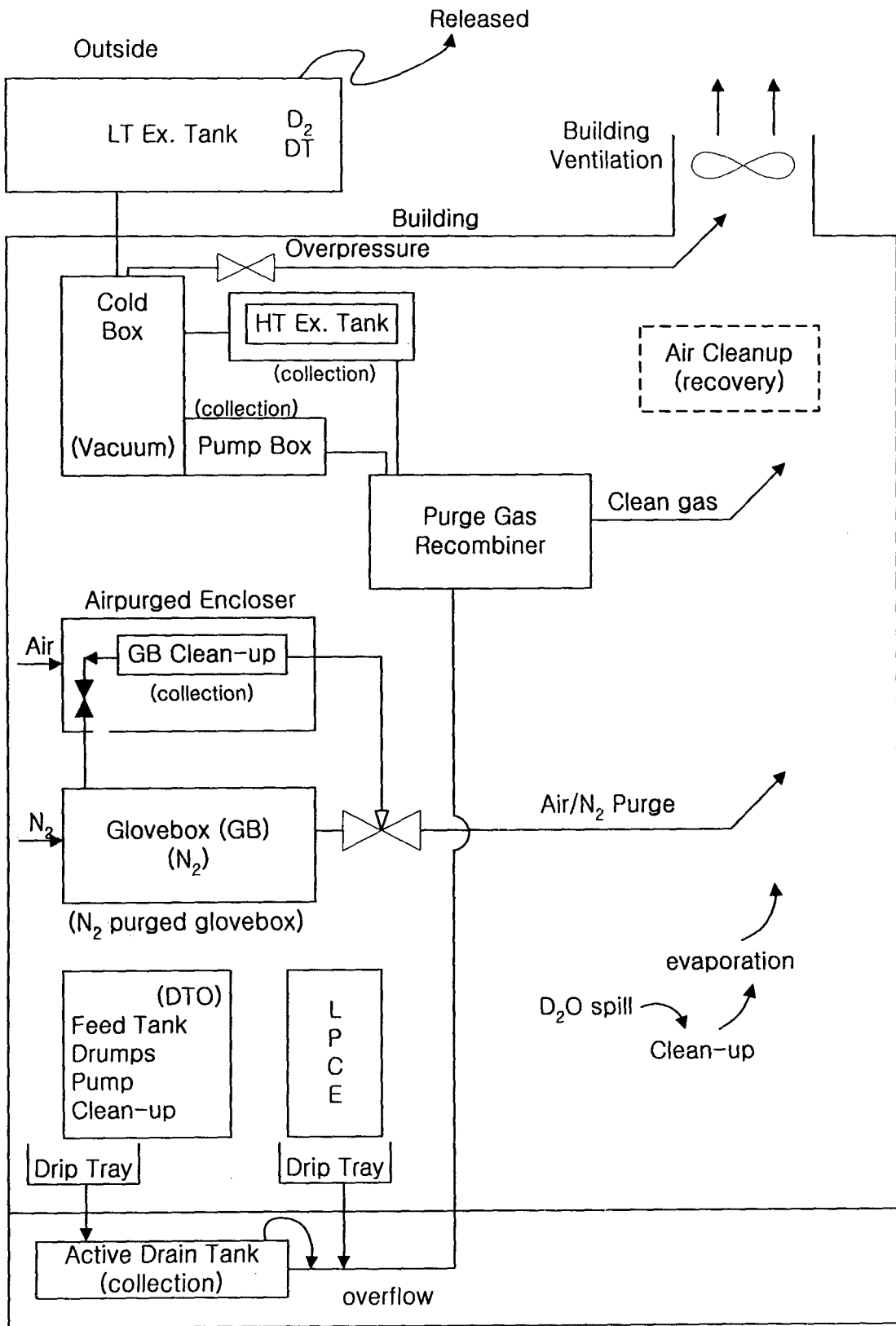


그림 2.7.11 공정내재량 유출경로



## (라) 계산 방법

### ① 삼중수소 선량

삼중수소는 용기와 배관내에서 원소형 삼중수소(DT 또는 T<sub>2</sub>) 및 삼중수소 함유중수(DTO)의 형태로 들어 있다. 가상사고 이를테면 배관파열(공정경계 결함)은 시설내 여러 계통, 배관 또는 구성기기중 어느 곳에서도 발생할 수 있다. 예를 들면 월성TRF 급수탱크로 연결되는 중수관로 중 하나가 파열되면 건물내에서 삼중수소 함유수가 유출되는 결과를 초래할 수 있다. 원소형 삼중수소를 포함하는 기기, 이를테면 초저온 장치 또는 고/저농도 삼중수소 팽창탱크 같은 기기에 관련된 결함들로부터 원소형 삼중수소가 유출되는 결과를 초래 할 수 있다. 그러므로 원소형 삼중수소 및 삼중수소 함유수의 유출량과 그 유출시간을 추정할 필요가 있다. 이런 추정은 파열빈도, 크기, 위치 및 방출율에 대한 가정과 모델을 단순화함으로써, 그리고 대부분의 경우 보수적인 한계를 설정함으로써 이루어진다.

DBE 발생에 뒤따라 가상적으로 공정계통에서 액상으로 삼중수소가 유출된다고 할 때 그 대부분은 방사성 배수계통을 통해서 회수되거나 지하층에 축적될 것이다. 지하수 유출에 대한 유출한도는 대기유출에 대한 한도 보다 크다. 사고시 수중경로를 통한 삼중수소 유출효과는 상당히 클 것으로는 예상되지 않는다. 수중 삼중수소 유출로부터 일반인이 받는 방사선 피폭은 공기중 유출로부터 어떤 호흡이나 대기내에 잠겨서 받는 선량과 비교할 때 매우 적다. 이는 유출확률과 유출된 삼중수소량이 적을 것으로 예상되기 때문일 뿐 아니라 또한 음식물 소화가 수중 유출에 대한 주된 피폭경로이기 때문이다. 이것이 의미하는 바는 삼중수소는 피폭경로 모델에 있는 많은 다른 구획(compartment)을 통과한 후에만 음식물이나 물 구획으로 전이 될 수 있다는 것이다. 결과적으로 수중경로를 통해 사람의 소비활동에 이용되는 삼중수소 분량은 적다. 이외에 사고선량평가에 있어 음식물과 물 소비는 쉽게 그리고 빨리 금지될 수 있어 이들 경로로부터의 기여분은 무시될 수 있다고 가정한다. 그러므로 사고시 수중 유출에 대해서는 해석하지 않는다.

### ② 삼중수소에 고유한 '보수적 한계 가정'

앞서 언급한 바와 같이 월성TRF의 사고로부터 유출은 삼중수소 함유수의 형태이거나 원소형 삼중수소 형태일 수 있다. 참고문헌 [2.7.4]번에 들어있는 모델과 선량전환계수들은 삼중수소 함유수에 대해서만은 흡입, 피부흡수, 및 지표침적을 감안한다. 참고문헌 [2.7.4]에서 원소형 삼중수소는 고려되지 않는다. 즉 전이, 화학적 전환, 및 선량환산 계수에 대한 모델들은 없다. 원소형 삼중수소는 삼중수소 함유수보다 덜 위험하다. 삼중수소 함유수가 흡입되거나 피부를 통해 흡수되면 쉽게 혈액속에 섞여 들어가 체액

처럼 거동한다. 반면에 원소형 삼중수소는 단지 흡입만 될 수 있고, 흡입된 삼중수소의 대부분은 즉시 내쉬어 지도록 하기 위해 폐내에서 적은 분량의 동위원소만이 교환된다. 그 결과 삼중수소 함유수의 호흡 유효선량 전환계수는 원소형 삼중수소보다 약 25,000배 더 크다. ICRP 72[2.7.5]보고서에 의하면 삼중수소의 그 계수는  $1.8 \times 10^{-11} \text{Sv/Bq}$ 이다.

원소형 삼중수소는 신체내에서 삼중수소 함유수와는 달리 거동하는 것 이외에 시설에서 유출될 때도 또한 달리 거동한다. 즉 대기와 환경에서 원소형 삼중수소가 삼중수소 함유수로 얼마간 전환된다. 대기중에서 얼마간의 원소형 삼중수소가 삼중수소 함유수로 전환되는 이상, 그 전환은 대기확산 및 선량계산에서 고려되어야 한다. 참고문헌 [2.7.6, 2.7.7, 및 2.7.8]에 들어있는 data에 근거하면, 원소형 삼중수소 유출에 대해 단기 및 중기 유출기간동안 환경에서 10%가 삼중수소 함유수로 전환된다고 보수적으로 가정한다. 원소형 삼중수소(수소)가 폭연으로 연소될 때 원소형 삼중수소 또한 삼중수소 함유수로 완전히 전환된다고 가정한다.

삼중수소 함유수가 내포된 사고들은 건물내 빈번히 물 웅덩이를 이루게 할 수 있다. 이 물은 즉시 유출되지는 않지만 증발하는데 일정기간이 걸릴 것이다. 물의 10%가 두 세시간내에 증발한다고 보수적으로 가정한다. Busigin 및 Kalyanam[2.7.9]에 의해 수행된 연구는 8%보다 훨씬 작은 수치를 의미한다. 그러므로 10% 증발의 사용은 보수적이다.

방사선학적 선량계산을 위해, 시설에 내포된 삼중수소 함유 중수는 전부 2.22 TBq/kg의 비 방사능을 가지고 있다고 가정한다. 처음에 월성TRF로 가는 급수는 2.22 TBq/kg의 비 방사능을 가질 수 있다. 그 이후 급수 농도는 감속재에 대해서는 740 GBq/kg 미만, 그리고 냉각재 계통에 대해서는 74 GBq/kg 미만이 될 것으로 예상된다. 시설 내에 삼중수소 함유수 농도가 2.22TBq/kg 이라고 가정함은 보수적 한계 효과를 초래한다.

(마) 가상사고시 시나리오에 따른 선원 및 방출항 (지하층 저장용기 제외)

이전에 논의된 사건들에 대해 '유출될 만한 삼중수소 내재량을 갖고 있는' 계통 및 구성기기들은 아래와 같이 인지한다.

#### 삼중수소 함유중수

- 각각 6m<sup>3</sup>의 용적을 가진 2대의 급수탱크, 최대 2.22TBq/kg DTO의 농도를 가정. 전체 DTO =  $2.9 \times 10^4$  TBq
- 드럼구역에는 약 20드럼(각 225kg)이 들어있다. 모든 드럼이 급수재고 용도라고 가정하면 최대 농도는 2.22 TBq/kg DTO이 됨. 전체 DTO= $1.0 \times 10^4$  TBq

### 삼중수소화 기체

- CD cold box와 초저온 증류 탑 및 배관은 1회분 당  $1.85 \times 10^3$  TBq의 T<sub>2</sub> 생산물을 포함하여  $7.3 \times 10^3$  TBq의 DT를 함유할 수 있다.
- HT 팽창탱크, 탱크 2차경계 및 모든 격리가능 위치(정지조건 하에서만)까지의 연결 배관은  $4.2 \times 10^3$  TBq의 DT를 함유할 수 있다.
- LT 팽창탱크 및 'CD1과 초저온 흡착기들의 팽창 내용물로부터 격리가능 위치(정지조건 하에서만)까지의 연결배관'은  $3.1 \times 10^3$  TBq의 DT를 함유할 수 있다.

시설이 정지상태일 때, CD cold box 내재량은 고/저농도 삼중수소 팽창탱크로 팽창된다. 결과적으로, DT 내재량이 가득찬 cold box와 DT 내재량이 가득찬 HT 및 LT 팽창탱크를 동시에 가질 수는 없다. 시설의 최대 DT 내재량(주로 cold box에 포함되어 있거나 아니면 팽창탱크에 포함되어있음)은  $7.3 \times 10^3$  TBq이다.

#### ① III등급 전력의 사용불능시의 DBE( 5등급 사건)

### 삼중수소 함유중수

DBE 발생에 따라 저장 드럼들이 파열되고, 전체 DTO 내재량이 건물바닥위로 유출된다고 가정한다. 저장구역의 드럼들은 각각 길이방향으로  $4.9 \times 10^6$  N의 압축력과 그리고 어느 방향이든 1.8m 높이에서 ~2500N의 낙하력을 견디도록 규정된다. 건물구조가 DBE로 검증되어 있는 이상, 단지 내부 용기, 벽체 및 배관 지지물 등만이 이들 드럼위로 무너질 수 있다. 이들 드럼이 파열되기 위해서는 날카로운 비산물이 상당한 힘으로 드럼을 관통해야만 한다. 비록 이런 일이 일어날 가능성이 작더라도, 드럼의 20%가 임의의 방법으로 파열되며 전체 DTO 내재량이 바닥위로 쏟아진다고 보수적으로 가정한다. 두 급수탱크와 그 연결관로들은 DBE 검증이 안된 이상, 이들 내용물들이 DBE발생에 뒤따라 건물의 바닥위로 누출된다고 가정한다.

DBE로 인해 검논의 바닥위로 누설된 DTO 추정량은  
급수탱크 2대로부터  $(2.9 \times 10^4)$  TBq + 드럼들로부터  $(1.0 \times 10^4)$  TBq의 20% =  $3.1 \times 10^4$  TBq DTO이다. 폭발사고 시에 쏟아진 DTO의 40%는 1시간 내에 증발한다고 보수적으로 가정한다. 그러므로, 1시간 동안에 대기로 증발된 전체 DTO량= $(3.1 \times 10^4)$ 의 40% =  $1.24 \times 10^4$  TBq DTO 이다.

### 삼중수소화 기체

전체 DT 내재량은 임의의 방법으로 DBE발생에 뒤따라 1시간 동안에 대기로 유출된다고 가정한다. 이용 가능한 DT의 100%가 건물내에서 연소되어 DTO를 형성한다고

가정하는 것이다.

연소에 의해 DTO로 전환된 DT =  $(7.3 \times 10^4)$ 의 100% =  $7.3 \times 10^4$  TBq  
유출된 DT =  $7.3 \times 10^4$  TBq

#### 전체 삼중수소

유출된 전체 DTO = 증발로 유출된 DTO 분량 + 연소에 의해 DT가 DTO로 전환되어 유출된 DTO 분량

첫 1시간 동안에 유출된 전체 DTO =  $1.24 \times 10^4 + 7.3 \times 10^4 = 1.97 \times 10^4$  TBq

#### ② III등급 전력 사용가능시의 DBE(3등급 사건)

##### 삼중수소 함유중수

III등급 전력의 사용불능시의 DBE가 발생한 경우처럼, III등급 전력 사용가능시의 DBE에 대해, 드럼들(4개)의 20%가 임의의 방법으로 파열되고 전체 DTO 내재량이 바닥위로 쏟아진다고 가정한다. 두 급수탱크와 그 연결관로들은 DBE 검증이 안된 이상, 이들 내용물들이 DBE발생에 뒤따라 건물의 바닥위로 누출된다고 가정한다. DBE로 인해 건물의 바닥위로 누설된 DTO 추정량은 급수탱크 2대로부터  $(2.9 \times 10^4)$  TBq + 드럼들로부터  $(1.0 \times 10^4)$  TBq의 20% =  $3.1 \times 10^4$  TBq DTO 이다. 쏟아진 DTO의 10%는 4시간을 넘게 일정율로 증발한다고 보수적으로 가정한다. 그 이후 쏟아진 DTO를 회수함으로써 더 이상의 증발을 방지한다. 그러므로, 첫 1시간(단기)동안에 대기로 유출되어 증발된 전체 DTO량 =  $1/4 \times 10\% = (3/4)(10\%)(3.1 \times 10^4) = 2.33 \times 10^4$  TBq 이다.

##### 삼중수소화 기체

전체 DT 내재량은 임의의 방법으로 DBE 발생에 뒤따라 1시간 동안에 대기로 유출된다고 가정한다. 이용 가능한 DT의 100%가 건물내에서 연소되어 DTO를 형성한다고 가정하는 것이다.

건물내에서 연소에 의해 DTO로 전환된 DT =  $(7.3 \times 10^3)$ 의 100% =  $7.3 \times 10^3$  TBq  
첫 1시간(단기) 동안에 유출된 DT =  $7.3 \times 10^3$  TBq

##### 전체 삼중수소

유출된 전체 DTO = 증발로 유출된 DTO 분량 + 연소에 의해 DT가 DTO로 전환되어 유출된 DTO 분량

첫 1시간 동안에 유출된 전체 DTO =  $7.75 \times 10^2 + 7.3 \times 10^3 = 8.07 \times 10^3$  TBq

다음 3시간 동안에 유출된 전체 DTO =  $2.33 \times 10^3 + 0 = 2.33 \times 10^3$  TBq

③ DTO 급수탱크 1대로부터 삼중수소 함유중수의 소량의 격리가능한 누설을 초래하는 공정경계 결합으로서 검출, 격리 및 회수의 가망이 높은 결합(1등급 사건)

어떤 경계 결합(누설 밸브, 가스켓, 소량의 배관누설)은 6m<sup>3</sup> 급수탱크 1대로부터 건물 바닥위로 20kg/시간의 누설율을 초래할 수 있다. 누설은 검출되고, 격리되며, 회수 조치들은 1시간 내에 이행되는 것으로 가정한다. 가정된 누설율에 근거하여, 조치들은 수 분내에 취해진다. 1시간동안에 유출된 DTO의 10%가 1시간내에 환경으로 증발된다고 보수적으로 가정한다. 1시간 동안에 환경으로 유출된 DTO의 총량 = (20kg/시간)(1시간)(2.22TBq/kg)(10%) = 4.44TBq

(바) 가상사고시 시나리오에 따른 선원 및 방출항 (지하층 저장용기 포함)

테러나 사보타지와 같은 인위적인 사고가 발생하여서 지하층 저장고내의 저장용기가 손상되어 삼중수소가 누설되는 가상사고를 본 절에서는 다룬다. 그러나 지하 저장고에 저장되는 저장용기들은 각각 격벽으로 분리된 공간에 저장되어 지기 때문에 완전히 파손되지 않는다고 보는 것이 합리적이다. 또한 저장용기 내에 보관되는 삼중수소는 삼중수소화 티타늄 형태로 고정화되어 있기 때문에 파손된 저장용기내의 삼중수소 모두가 방출된다는 것은 물리적으로 불가능하다. 다만 고온의 상태에 장시간 삼중수소화 티타늄이 노출되어지면 다시 삼중수소가 방출될 수 있기 때문에 보수적으로 50% 정도 방출된다고 가정하였다. 자세한 내용은 다음절에 기술하였다. 각 가상사고에 따른 환경영향 평가는 다음 장에서 기술하였다.

### ① 가상 사고 시점

월성 TRF에서 저장되는 삼중수소의 저장량은 시간에 의존하게 되기 때문에 가상사고 발생 시점에 따라 환경으로 유출될 수 있는 유출량도 달라지게 된다. 따라서 가상사고 시점에 따른 환경에 미치는 영향을 평가하기 위하여 월성TRF 운전 초기(1년), 운전 중기(15년), 운전 말기(35년)로 나누어 각각의 시점에서의 가상사고시의 환경영향 평가를 실시하였다.

### ② 가상사고시 삼중수소 유출 시간

가상사고 발생시 환경으로 삼중수소가 방출되는 시간을 나타낸다. 본 연구에서 개발한 안전성 평가 코드는 사고시 2시간동안 평가된 유출 내재량이 모두 방출된다는 것을 기본 전제로 하고 있다. 그러나 건물 및 기타 방벽들에 의해 환경으로 방출되는 속도

가 지연 되는 효과가 있기 때문에 삼중수소 유출 시간은 장시간에 걸쳐 방출되는 삼중수소의 양이 지연되는 시간만큼 느리게 환경으로 유출된다는 것을 의미한다. 즉 유출 시간이 길수록 초기에 환경에 미치는 영향은 작게 된다는 것을 의미한다.

#### ③ 글로브 박스 파손에 따른 삼중수소 유출을 및 저장고내 저장용기 파손을

특정 가상사고에 의해 글로브 박스가 파손되었을 때 방출될 수 있는 최대 삼중수소의 양은  $9.25 \times 10^3$  TBq 이다. 따라서 글로브 박스의 파손율에 따라 본 내재량이 환경으로 방출되는 양이 결정되게 되어진다. 또한 저장용기 파손율이라 함은 월성TRF 저장시설 지하에 저장되게 되는 삼중수소 저장용기가 고의적인, 혹은 천재지변에 의해 파손이 일어났을 경우의 파손율을 나타내는 것이다. 지하 저장실내 저장되는 저장용기는 서로 분리 되어 있으며 방화벽등이 설치되어 있기 때문에 파손이 발생한다 하더라도 저장중인 모든 저장용기가 파손된다고 가정하는 것은 합리적이지 않다. 따라서 최대 50% 까지만 저장용기 파손이 발생한다고 가정하였다.

#### ④ 삼중수소화 티타늄으로부터의 유출

월성TRF 저장시설에 의해 분리 저장되는 삼중수소는 저장용기내의 티타늄에 의해 고정화되어 있기 때문에 저장용기가 파손된다고 하더라도 내장되어 있는 삼중수소가 곧바로 방출되어 지는 것은 아니다. TiT 형태로 고정되어 있는 삼중수소가 분리되어 기체화 되려면 상대적으로 높은 고온 환경이어야 한다. 그러나 저장고 내의 저장용기가 파손될 정도의 인위적인 특정 가상사고의 경우 고온 고압의 환경을 제공하는 것으로 예측할 수 있는데 이러한 경우에는 삼중수소가 분리되어 유출될 수 있다. 따라서, 이러한 가상 사고의 경우에도 최대 50%까지 파손된 저장용기의 삼중수소가 유출된다고 가정한다.

#### ⑤ 삼중수소 기체의 삼중수소수로의 전환

환경으로 방출되는 삼중수소기체는 산화과정을 통해 삼중수소수(HTO) 형태로 전환되어 질 수 있다. 이렇게 될 경우 삼중수소기체 형태 일때 보다도 유해도가 대략 10,000배 가량 증가되어 지는 것으로 알려져 있다. 따라서, 환경에서의 삼중수소수(HTO 혹은 DTO)로의 전환율을 평가하는 것은 일반 대중에 대한 피폭 선량 평가에 있어서 매우 중요한 요소가 될 것이다. 따라서 다의 (6)(라)②에서 언급한 것처럼 유출된 삼중수소기체는 모두 삼중수소화수로 변환 될 수 있다고 가정하였다.

**라. 삼중수소 저장시스템 가상사고시 환경영향분석**

본 장에서는 (마)절부터 (바)절까지 제시하고 있는 다양한 가상사고 시나리오에 따른 환경영향평가 결과에 대해서 기술하고 있다. (바)절에서 제시하고 있는 가상사고는 기존의 문헌에서 제시하고 있는 가상사고이기 때문에 본 연구를 위하여 개발된 전산 모사 코드의 검증 차원에서 비교 검토가 이루어졌다. 이를 바탕으로 (바)절에서 제시하고 있는 여러 가상사고 발생의 경우를 고려한 환경 영향 평가를 통하여 지하 저장고에 있는 저장용기의 파손에 따른 삼중수소 유출에 대해서도 유효선량 한도 초과 여부를 확인하고자 한다.

**(1) 가상사고(지하층 저장용기 제외)에 따른 개인 선량 추정치**

(마)절에서 제시하고 있는 가상사고에 대한 계산된 단기 및 중기 대기희석계수 및 일반개인 선량 추정치가 다음 경우에 대해 표 2.7.10에 주어져 있다.

- III등급 전력 사용불능시의 DBE 사건 (5등급)
- III등급 전력 사용가능시의 DBE 사건 (3등급)
- 급수탱크들로부터 소량의 격리가능한 DTO 누설(1등급)

표 2.7.10 보수적 한계사건에 대한 대기확산 및 선량 결과치의  
참고 문헌과 코드결과 값의 비교

| 사고                              | 사고<br>등급 | 희석계수                       | 유출량                | 참고문헌<br>* | 코드결과값*<br>* | 선량한도 |
|---------------------------------|----------|----------------------------|--------------------|-----------|-------------|------|
| III등급 전력<br>사용불능시의 DBE<br>사건    | 5        | $9.04 \times 10^{-5***}$   | $1.97 \times 10^4$ | 13.0      | 10.7        | 250  |
|                                 |          | $4.185 \times 10^{-5****}$ |                    | -         | 4.95        |      |
| III등급 전력<br>사용가능시의 DBE<br>사건    | 3        | $9.04 \times 10^{-5}$      | $8.07 \times 10^3$ | 5.4       | 4.38        | 30   |
|                                 |          | $4.185 \times 10^{-5}$     |                    | -         | 2.03        |      |
| 급수탱크들로부터<br>소량의 격리가능한<br>DTO 누설 | 1        | $9.04 \times 10^{-5}$      | 4.44               | 0.00293   | 0.00241     | 0.5  |
|                                 |          | $4.185 \times 10^{-5}$     |                    | -         | 0.00112     |      |

\* AECL, 'Safety Analysis Report : Wolsong Tritium Removal Facility(WTRF)', 8609-01320-SAR-001, Revision 0

\*\* 본 저장용기 환경영향평가를 위해 개발한 전산 모사 코드

\*\*\* 참고문헌에서 제시하는 값으로서 3년간의 부지기후 data(1989~1992)를 사용하여

얻은 값

\*\*\*\* '신월성원자력 1,2호기 건설사업 방사성환경영향평가서초안'에서 제시되는 3년간의 부지기후 data(1998.1 ~ 2000.12)를 사용하여 계산된 값

표2.7.10을 통해서 알 수 있듯이 동일한 가상사고에 대해서 동일한 회석계수를 사용한다고 하면 계산된 결과 값은 대략 17.8% 정도의 오차가 발생하고 있다. 그러나, 각각의 사고등급에 따른 계산 결과 값들이 모두 선형성을 가지고 참고문헌에서 계산된 결과값과 비슷한 결과치를 제시하고 있기 때문에, 새로 개발된 전산모사 코드를 활용한 가상사고에 따른 환경 영향 평가를 수행하는 결과에 신뢰성을 확보 할 수 있을 것으로 기대된다. 특히 본 전산 코드에 사용된 대기확산인자 값은 비교적 최신의 기상 관측 자료를 바탕으로 계산된 결과 값을 사용하기 때문에 비교적 정확한 부지의 특성을 반영할 수 있다.

## (2) 가상사고에 따른 환경영향평가 (지하층 저장용기 제외)

방사선학적 유출 및 효과 전망으로부터, 'III등급 전력( 및 환기) 사용 불능시의 DBE'는 월성 TRF에서 일어날 수 있는 최악의 사고임이 확실하다. 모든 원소형 삼중수소(DT)내재량은 DTO로 전환되고, 가상적 폭발사건으로부터 1시간 내에 이 시설로부터 유출된다. 상당히 많은 DTO 내재량이 또한 이 단기(~40%)동안에 유출된다. DBE 발생에서 결정집단(critical group)에 속한 개인이 받는 선량을 보수적으로 예측해 보면 13 mSv의 유효 방사선량은 250 mSv의 5등급 선량한도 이내(제한치의 5.2%)에 충분히 들어감을 보여준다. 또한 이 사건은 100 mSv(제한치의 13%)의 4등급 유효 선량한도 및 30 mSv(제한치의 5.2%)의 3등급 유효 선량한도를 준수한다.

'상위 등급사건인 5등급으로부터 나온 결과'는 '충분한 여유를 가진 하위 4등급사건의 결과'에 비해 보다 보수적인 한계를 가지는 이상, 여타 4등급 사건들의 결과를 가상하거나 분석할 필요는 없다. 'III등급 전력 사용불능시의 DBE'는 시설로부터 최대량의 삼중수소 유출을 초래하게 되나 그 잠재적 영향은 미미한 것으로 나타났다. 여타 가상 사고들은 훨씬 덜 위험한 영향을 초래하게 된다. 이처럼 결과가 'III등급 전력 사용불능시의 DBE'보다 덜 심각한 이상, 2중 결합사건들을 더 이상 가상할 필요 또한 없다.

'III등급 전력 사용가능시의 DBE 사건'은 원전에 대한 가상한 전통적인 3등급 DBE 사건이다. III등급 전력을 사용가능하면 확실하게 환기계통이 운전될 수 있어 수소농도를 폭발한도 미만으로 유지하게 해 준다. 보수적인 분석이 보여주는 바는 5.4mSv의 유효선량 계산치는 3등급 선량한도 18%이다. 비록 선량한도에는 충분히 들어가지만 'III등급 전력 사용 가능시의 DBE'는 관련 선량한도에 가장 근접한 사건이다.



어떤 공정경계 결함이 '급수탱크들로부터 소량의 격리가능한 DTO누설로서, 구역별 삼중수소의 검출, 격리 및 회수하는 신뢰성이 높은 누설'을 초래하게 될 때, 계산된 피폭선량은 1등급 유효선량 한도의 0.6%이다.

(3) 가상사고(지하층 저장용기 포함)에 따른 개인 선량 추정치

지하층에 저장중인 저장용기의 파손을 가정하는 가상사고에 따른 삼중수소의 유출을 평가하기 위해 사용된 전산 모사 코드 입력 파일의 샘플은 다음과 같다.

```
! This input file is for the prediction of tritium concentration in the Wolsung TRF
!
! input each parameter
! Wolsung_site_numberinitial_operating_year_on_NPP
      1                1984
      2                1996
      3                1998
      4                1999
! initial_opearting_year_of_TRF
      2005
! operating_term_of_TRF
      40
! operating rate                decay_constant
      0.8                1.78e-9
! TRF_opearing_rate  TRF_DF value  TRF_process_quantity
      0.64                35.                100.
! directly input the source term ( unit : TBq, 0 = automatically calculated by code)
      0
! Postulated Accident Time (units : month from TRF opearating time, 1~480)
      12
! Leakage time from postulated accident (unit : hours)
      2
! Tritium leakage rate from G-box fracture, storage vessel fracture percentage (unit : %)
      100                50
! Trtium discharge rate from TiT (unit : %)
      50
! Conversion rate from elemental tritium to tritiated water (unit : %)
      100
```

|   |                                  |  |          |
|---|----------------------------------|--|----------|
| ! Whole Body Dose Conversion Factor   |                                  | Thyroid Dose Conversion Factor (tritiated water) |          |
| ! ICRP-26   | ICRP-60                          | ICRP-26  | ICRP-60  |
| 3.31E-19  | 0                                | 1.73E-11   | 1.60E-11 |
| ! Ingestion Dose Conversion Factor of ICRP 72 with elemental tritium (unit : Sv/Bq) |                                  |  |          |
| 1.8E-15   |                                  |  |          |
| ! Breathing rate ( m3/sec)  |                                  |  |          |
| 3.47e-4   |                                  |  |          |
| ! In moderator  |                                  |  |          |
| ! water_loss_rate(kg/sec)   | make_up_water(kg/sec)            | T-concent._in_makeup                             |          |
| 5.57e-5   | 5.57e-5                          | 0.   |          |
| ! total_water_amount  | water_amount_in_the_neutron_flux |  |          |
| deuterium_number_per_kg-D2O   |                                  |  |          |
| 2.62e5  | 2.3868e5                         |  | 6.01e25  |
| ! neutron absorption x-section  | thermal neutron flux             | initial tritium #                                |          |
| 4.18e-28  | 1.89e14                          | 0.   |          |
| ! In coolant  |                                  |  |          |
| ! water_loss_rate(kg/sec)   | make_up_water(kg/sec)            | T-concent._in_makeup                             |          |
| 1.67e-4   | 1.67e-4                          | 0.   |          |
| ! total_water_amount  | water_amount_in_the_neutron_flux |  |          |
| deuterium_number_per_kg-D2O   |                                  |  |          |
| 9.57e4  | 6.02e3                           |  | 6.01e25  |
| ! neutron absorption x-section  | thermal neutron flux             | initial tritium #                                |          |
| 3.64e-28  | 1.235e14                         | 0.   |          |

지하층에 저장하게 될 저장용기가 파손되었을 때를 가정한 다양한 형태의 가상사고의 경우가 존재 할 수 있다. 그리고 이러한 가상사고 발생시 유출되는 삼중수소에 따른 환경영향 평가에 영향을 주는 요소는 (바)절에서 제시한 것과 같이 대략 5가지 정도가 있으며 이러한 요소들의 변화에 따라 수백 가지 경우의 가상사고를 가정할 수 있다. 따라서 본 연구에서는 이러한 각각의 요소들이 환경 영향 평가에 미치는 결과를 예측하여 보았다. 표 2.7.11에서 제시하는 기본 적인 가상사고 내용을 바탕으로 각각의 요소들을 변화시켜 가면서 가상 사고시 가장 영향을 많이 줄 수 있는 인자는 무엇인지를 평가하였다. 이를 위해서 위의 샘플 파일에서 가상사고에 따라 15번째 줄에서부터 28번째 줄까지의 입력 값을 변화 시켜 가면서 결과 값을 산출하였으며 그 결과 값은 표 2.7.12에 수록하였다.

표 2.7.11 가상사고(지하층 저장용기 포함)에 미치는 인자 및 그 입력 값

| 가상사고에 미치는 주요 인자      | 기본 입력 자료 값           |
|----------------------|----------------------|
| 가상 사고 시점             | TRF 시설 운전 시작 후 180개월 |
| 글로브 박스 파손에 따른 유출율    | 100 %                |
| 저장용기 파손율             | 50 %                 |
| TiT에서의 삼중수소 방출율      | 50 %                 |
| 삼중수소기체에서 삼중수소수로의 전환율 | 100 %                |

- 가상사고 시점

가상사고 시점은 월성TRF 운전 초기(1년), 운전 중기(15년), 운전 말기(35)년으로 나누어 평가 하였다. 그 이외의 조건은 표 2.7.11에서 제시한 값들을 기본 입력 값으로 하였다.

- 글로브 박스 파손에 따른 유출율

글로브 박스 파손율은 0%에서 50%의 경우로 나누어 평가 하였다. 그 이외의 조건은 표 2.7.11에서 제시한 값들을 기본 입력 값으로 하였다.

- 저장용기 파손율

저장용기 파손율은 지하 저장고의 파손에 따라 손상될 수 있는 저장용기의 파손율을 나타내며 각각 10%, 30%, 50%로 나누어 평가를 수행하였다. 그 이외의 조건은 표 2.7.11에서 제시한 값들을 기본 입력 값으로 하였다.

- TiT에서의 삼중수소 방출율

저장용기에 저장중인 삼중수소는 TiT 형태로 고정화 되어 있기 때문에 저장용기가 파손된다는 것이 곧 삼중수소의 유출을 의미하는 것은 아니다. 그러나, 저장용기가 파손될 정도의 천재지변, 혹은 인위적인 사고가 발생시에는 고온의 환경 상태가 충분히 예상될 수 있기 때문에 TiT로부터의 삼중수소의 방출율은 10%, 30%, 50%로 나누어 평가를 수행하였다. 그 이외의 조건은 표 2.7.11에서 제시한 값들을 기본 입력 값으로 하였다.

• 삼중수소기체에서 삼중수소수로의 전환율

저장용기의 파손과 고온환경에서의 TiT로부터의 삼중수소가 유출된다고 하더라도 기체 상태일때의 인체에 미치는 유해도는 상대적으로 작기 때문에 크게 문제가 되지 않는다. 그러나, 방출된 삼중수소는 폭연이나 폭발과 같은 작용이나 환경에서 삼중수소수(HTO, DTO)로 전환될 수 있고, 이렇게 변환된 삼중수소수는 인체에 미치는 영향이 상대적으로 높기 때문에 문제가 된다. 이러한 삼중수소수로의 전환율은 0%, 30%, 50, 100%로 나누어 평가를 수행하였다. 그 이외의 조건은 표 2.7.11에서 제시한 값들을 기본 입력 값으로 하였다.

표 2.7.12 각각의 가상사고에 영향을 미치는 인자 및 방출량과 선량값

| 입력 요소                | 각 입력 값의 입력 조건  |       |             |                 |             |      |          |
|----------------------|----------------|-------|-------------|-----------------|-------------|------|----------|
|                      | 방출량 (단위 : MCi) |       |             | 결과 값 (단위 : mSv) |             |      |          |
| 가상사고 시점              | 운전 초기 (1년)     |       | 운전 중기 (15년) |                 | 운전 후기 (35년) |      |          |
|                      | 3.63           | 33.8  | 14.6        | 136             | 20.4        | 190  |          |
| 글로벌 박스 파손에 따른 유출율    | 0%             |       |             | 50%             |             |      |          |
|                      | 14.4           | 134   | 14.5        | 135             |             |      |          |
| 저장용기 파손율             | 10%            |       | 30%         |                 | 50%         |      |          |
|                      | 3.13           | 29.1  | 8.88        | 82.6            | 14.6        | 136  |          |
| TiT에서의 삼중수소 방출율      | 10%            |       | 30%         |                 | 50%         |      |          |
|                      | 3.13           | 29.1  | 8.88        | 82.6            | 14.6        | 136  |          |
| 삼중수소기체에서 삼중수소수로의 전환율 | 0%             |       | 30%         |                 | 50%         |      | 100%     |
|                      | 14.6           | 0.014 | 14.6        | 40.8            | 14.6        | 68.0 | 14.6 136 |

(4) 가상사고에 따른 환경영향평가 (지하층 저장용기 포함)

가상사고 시점에 따른 삼중수소의 유출에 따른 피폭 선량은 다른 기본 조건이 같다는 전제하에 절대적으로 유출량에 비례하게 된다. 이러한 유출량은 결국 지하층의 저장용기에 저장되는 삼중수소의 전체 삼중수소 농도에 비례한다고 할 수 있다. 본 전산 모사 코드는 시간에 따른 월성 1,2,3,4호기의 냉각재 및 감속재 내에서의 삼중수소 농도의 변화량을 예측할 수 있을 뿐 아니라 지하층에 저장되는 삼중수소의 총량 또한 예측할 수 있다. 그림 2.7.12은 저장 용기내에 저장되게 되는 삼중수소 총량을 나타낸 것이다. 그림에서 볼 수 있듯이 삼중수소는 반감기가 12.3년이기 때문에 가동 초기에는 저장량이 급격하게 늘게 되지만, 감속재나 냉각재내에 존재하는 삼중수소의 농도의 감소와 반감기에 따른 자연적인 방사선량의 감소로 삼중수소의 방사능 총량은 완만하게 증가하는 형태를 띄게 된다. 따라서 특정 가상사고의 발생 시점만을 고려한다면 피폭

선량의 증가는 그림 2.7.13에서 보여지는 것과 같은 경향을 나타내게 될 것이다.

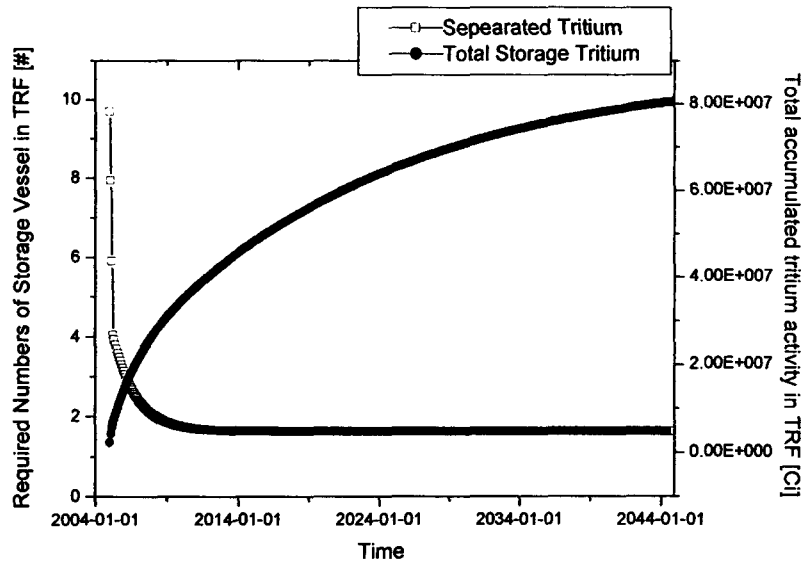


그림 2.7.12 TRF 가동에 따라 소요되는 월별 삼중수소 저장 용기 소요량과 TRF 시설에 저장되는 삼중수소의 전체 양

글로브 박스 파손에 따른 피폭선량 영향은 표 2.7.12에서 볼 수 있듯이 지하층의 저장용기가 파손되는 사고가 발생하는 경우 전체 유출되는 삼중수소의 양에 있어서 글로브 박스 파손에 의해 유출되는 삼중수소의 양이 차지하는 비율이 대단히 적기 때문에 전체 피폭선량에 미치는 영향은 대단히 적다. 즉, 글로브 박스 파손이 발생하지 않는다고 하더라도 피폭 선량에 미치는 영향은 100% 파손이 일어났을 경우와 비교해서 대략 1.5% 정도에 불과하다.

저장용기 파손율과 TiT에서의 삼중수소의 방출율은 결국 유출되는 삼중수소의 양을 결정하는 요소이기 때문에 다른 조건들을 표 2.7.10에서와 같이 같게 놓은 상태에서 평가를 하게 되면 동일한 결과를 얻게 된다. 따라서, 초기에 삼중수소 저장용기를 지하층에 저장할 때 각각의 용기 사이에 격벽등을 설치하여 특정 사고 발생시 연쇄적인 사고의 확산으로 저장용기가 지속적으로 파손되는 일을 방지하고, 파손이 일어난다고 하더라도 열전달 효과를 이용하여 지하층의 온도를 낮추어 주게 되면 TiT로부터의 삼중수소의 방출을 방지할 수 있기 때문에 유출될 수 있는 삼중수소의 내재량을 급감 시킬 수 있을 것으로 판단된다.

삼중수소 용기의 파손과 고온 상태를 통한 저장중인 삼중수소가 유출되어진다고 하더라도 삼중수소기체 유출 자체만으로는 피폭 선량은 0.014 mSv로 5등급 사건의 한도

선량인 250mSv에 비하면 대단히 미미한 수준임을 알 수 있다. 그러나 삼중수소수(HTO, DTO)로 변환되게 되면 유출량은 비록 변하지 않는다고 하더라도 그 유해도가 급격히 증가하게 되기 때문에 100% 전환시에는 피폭 선량이 136mSv까지 증가하게 된다. 따라서, 삼중수소 기체 유출시 화재와 같은 삼중수소 기체의 연소반응을 촉진할 수 있는 요소를 제거하게 된다면 비록 유출되는 삼중수소 전체가 환경으로 유출된다고 하더라도 환경에서의 삼중수소로의 전환율은 보수적으로 10% 정도로 평가되기 때문에 13.6 mSv 까지 감소시킬 수 있다.

결론적으로, 특정 가상사고에서 지하층의 삼중수소 저장용기가 파손되는 극한의 경우에도 5등급의 선량한도 기준인 250mSv 이하로 평가되어졌다. 또한, 환경으로의 유출 과정에서 각각의 요소들을 개별 평가한 결과 삼중수소에 의한 피폭 선량은 낮출 수 있는 몇 가지 방안을 제안할 수 있다. 첫 번째는 저장용기의 지하 저장시 적재를 생산되는 순서대로 쌓는 것이 아니라 하나씩 띄어놓는 방법을 사용하여 초기에 적재되는 저장용기와 후기에 적재되는 저장용기가 섞이게 하는 것이다. 이러한 방법을 사용하면 저장용기의 절반까지 파손되는 극한의 사고가 발생한다 하더라도 파손된 용기중 일부는 반감기를 통해 방사능 농도가 감소되어 결과적으로 유출량의 감소 효과를 얻을 수 있기 때문이다. 두 번째는 파손 사고와 동반될 수 있는 고온의 환경이나 이러한 환경을 제공할 수 있는 화재를 긴급히 진압하는 것이다. 이러한 일련의 방재활동이 신속하게 이루어지면 삼중수소화 티타늄으로 부터의 삼중수소의 유출을 방지할 수 있을 뿐 아니라 유출된 삼중수소 기체의 삼중수소수로의 전환을 막을 수 있기 때문에 개인 피폭 선량을 낮추는데 큰 효과가 있기 때문이다.

그림 2.7.13는 표 2.7.12에서 제시하고 있는 가상사고 시나리오에 따라 평가한 피폭 선량의 결과를 이용하여 반경 10km 이내의 지역 주민이 받게 될 주민 피폭 선량을 평가한 것이다. 그림 2.7.13는 가상사고시 지역 주민이 받게 되는 주민 피폭 선량을 시각화하기 위해서 제시되었다. 그 결과를 살펴 보면 동쪽 방향은 바다가기 때문에 피폭 선량 값이 제로가 되며 육지 방향에서의 피폭 선량 분포는 그림과 같다. 이러한 주변 지역 주민 피폭 선량에 영향을 주는 요소들은 대기 확산 인자인 희석계수, 발전소 지역 주민 분포, 그리고 유출된 삼중수소의 전체량이다. 따라서 중심부의 선량이 높게 나타나는 것은 삼중수소 저장 시설이 위치하게 되는 지역이기 때문이며 북쪽 방향과 남쪽 방향이 상대적으로 높은 것은 희석계수 분포와 발전소 지역 주민 분포의 복합적인 영향에 의한 것이다. 그림 2.7.13는 ICRP 26에서 제시하는 삼중수소의 전신 선량 환산 인자 값을 이용하여 평가된 것이며, 본 연구를 위해 개발된 전산 모사 코드에서는 ICRP 26과 ICRP 60에서 제시하는 갑상선 선량 환산 인자를 이용하여 평가된 지역 주민 피폭 선량 결과 값도 산출 할 수 있도록 구성되어 있기 때문에 필요에 따라 얼마든

지 지역 주민의 갑상선 피폭 선량의 결과 값과 분포를 계산 할 수 있다.

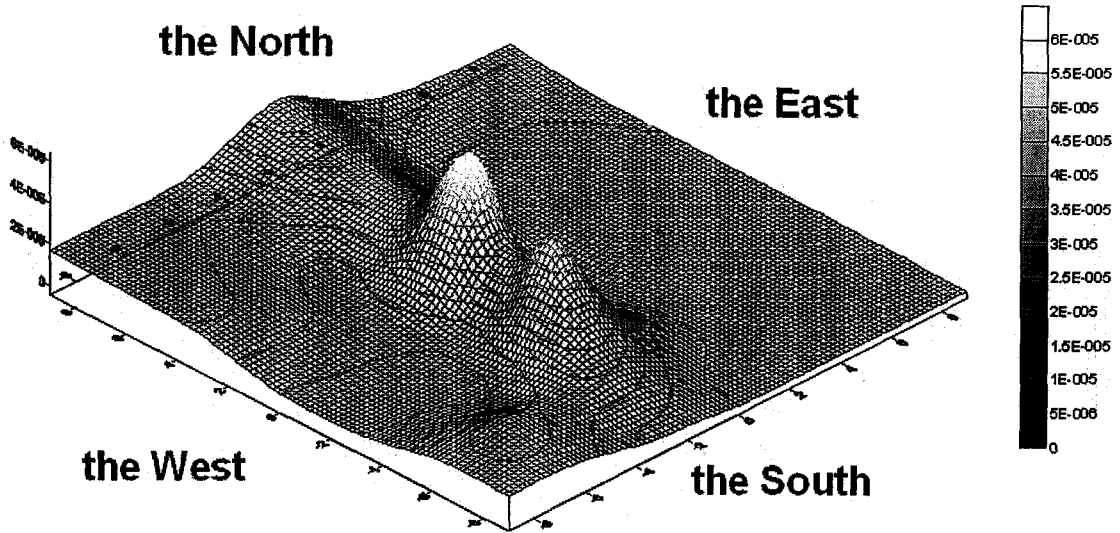


그림 2.7.13 저장용기 파손의 가상사고시 반경 10km 이내 지역주민의 전신 피폭선량분포 (단위: person-Sv)

## 제 3 절 특정기술주제보고서 작성

### 1. 트리튬 운반용기 안전성 분석보고서

#### 가. 운반용기의 개요

##### (1) 운반용기의 개요 및 제원

월성 원자력 발전소의 TRF 시설에서 수집된 트리튬을 metal hydride 형태로 보관하고 있는 500 kCi급 트리튬 1차 저장용기를 폐기물 저장고로 안전하게 운반하기 위하여 트리튬 운반용기를 개발하였다. 방사능의 양으로 분류되는 운반용기의 규격은 국내 원자력법 과학기술부고시 제2001-23호에 의거하여 B(U)형 운반용기로 분류하였으며, B형 운반용기의 기술기준을 적용하여 구조평가, 열평가, 방사선차폐평가, 격납평가 등을 수행하여 운반용기의 안전성을 분석하였다.

운반용기의 제원에 대해 설명하면 다음과 같다. 트리튬 운반용기는 크게 2차 저장용기와 3차 드럼용기로 구성된다. 2차 저장용기는 500kCi급 트리튬 1차 저장용기에서 방사성 물질이 누설될 경우에 대비한 2차 밀봉용 용기이다. 2차 저장용기의 구조는 그림 3.1과 같다. 3차 드럼용기는 외부의 물리적 충격이나 화재로 인한 열이 내부 용기로 전달되는 것을 최소화하는 구실을 한다. 또한 3차 드럼용기는 운반에 적합한 외관을 지니고 있다. 3차 드럼용기의 구조는 그림 3.2와 같다. 1차 저장용기를 포함한 운반용기의 전체 무게는 약 130 kg이며, 외형은 원통형 드럼 형태로서 높이 840 mm, 직경 420 mm, 전체 밀도는 약 1.056 g/cm<sup>3</sup>로 추정된다.

세부적으로, 2차 저장용기의 제원에 대해 설명하면 다음과 같다. 2차 저장용기는 설계압력 1.5 MPa@38℃의 고압용기로 설계하였으며, 2차 저장용기는 플랜지 형태로 개폐가 가능한 스테인리스강 304 재질의 고압용기로서 설계압력 1.5 MPa@38℃로 제작하였다. 2차 저장용기는 전체 높이 660mm, 몸체 외경 216mm, 몸체 두께 6.5mm이다. 플랜지부 외경 300mm, 그리고 전체 무게 48.52kg의 제원을 갖고 있다. 2차 저장용기의 상부 플랜지를 열고 1차 저장용기를 넣게 된다. 플랜지의 기밀은 금속 o-ring을 사용하여 유지시키고 있다. 2차 저장용기는 정상상태에서는 상온 상압 상태로 유지된다. 2차 저장용기의 내적은 약 18.4L이다. 1차 저장용기가 차지하는 부피 8.7L를 제외한 빈공간의 내적은 약 9.7L가 된다.

세부적으로, 드럼용기의 제원에 대해 설명하면 다음과 같다.



드럼용기는 마개를 여닫을 수 있는 드럼 형태로서 스테인리스강 304를 사용하여 제작하였다. 드럼 용기 내부에는 열차폐를 위한 단열재와 물리적 충격을 감소시키기 위한 완충재가 포함된다. 먼저 단열재는 2차 저장용기를 감싸게 되며, 단열재 설치를 위해 2차저장용기는 금속 원통(Inner Shell)에 넣는다. 금속 원통은 오직 단열재 설치의 편의를 제공하는 데 그 목적이 있다. 그리고 드럼 셸과 2차 단열재 사이의 빈 공간은 충격을 흡수하기 위해 완충용 우레탄 폼으로 마감되어 있다. 드럼의 외형을 살펴보면 다음과 같다. 고온 화재시험 시, 내부 완충재 및 방열재에서 발생하는 기체를 배기하기 위한 배기구가 드럼 윗면에 설치되어 있다. 그리고 운반용기의 운반 및 취급에 용이하도록 고리를 상단 외벽에 부착하였다. 드럼 용기는 외경 420 mm, 두께 3 mm, 전체 높이 820 mm, 무게 50 kg의 제원을 갖고 있다.

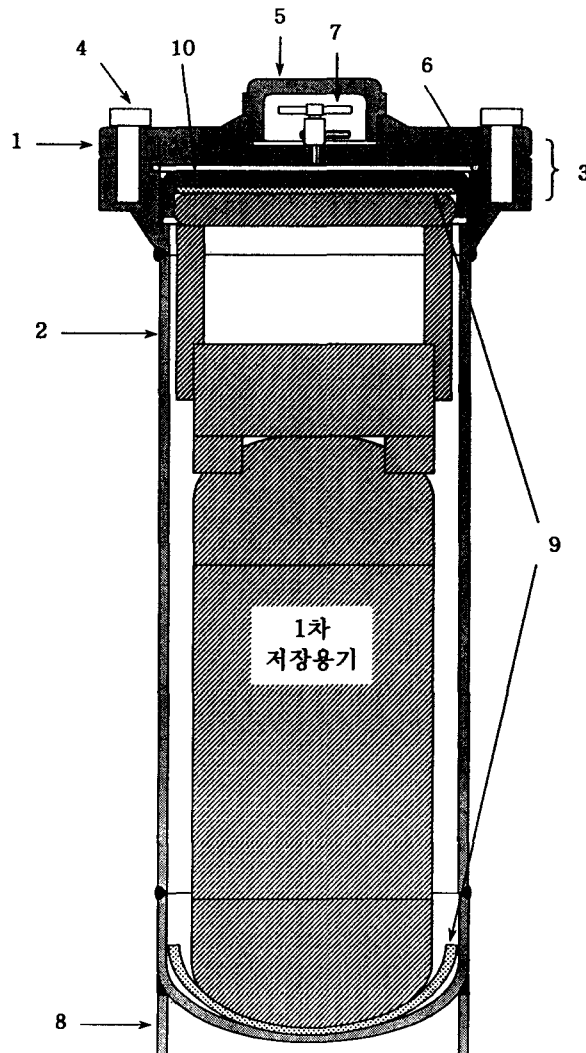


그림 3.1. 2차 저장용기 구조도

(1-상부플랜지, 2-하부용기, 3-플랜지 부위, 4-플랜지 체결 볼트, 5-밸브보호구, 6-금속 o-ring, 7-샘플링 밸브, 8-받침대, 9-1차 저장용기 덮개 및 받침고무, 10-저장용기 고정판)

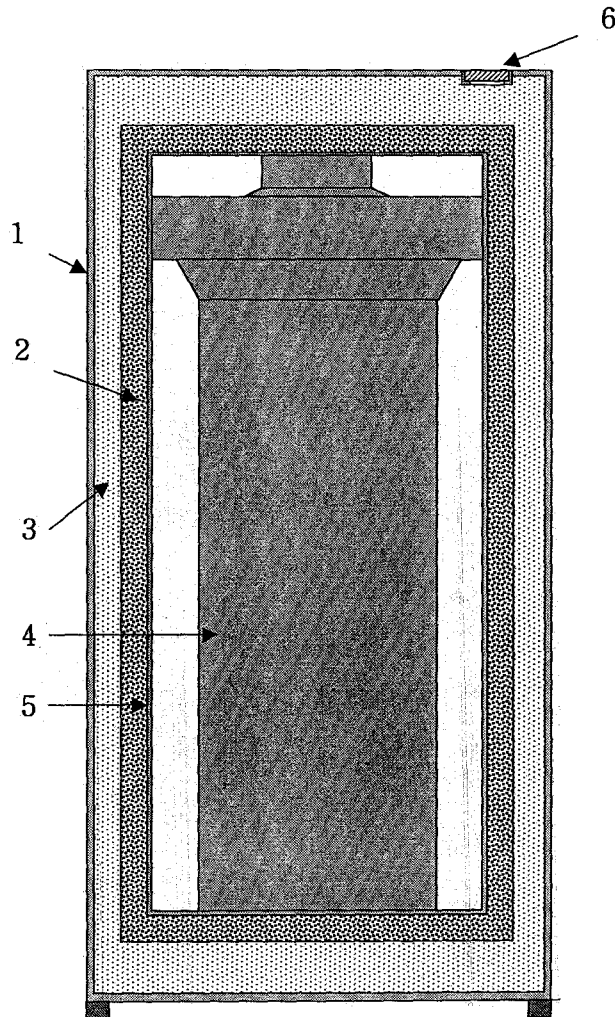


그림 3.2. 3차 드럼용기 구조도

(1;드럼 용기, 2;3M 단열재, 3;우레탄폼, 4-2차 저장용기, 5-단열재설치용 캔, 6-배기구)

(2) 운반용기의 운영에 관한 개요

트리튬 운반용기는 500kCi급 트리튬 1차 저장용기의 안전한 장거리 이송을 위해 사용한다. 구체적으로는 월성 원자력 발전소의 TRF 시설에서 수집된 트리튬을 저장하고

있는 500kCi급 트리튬 1차 저장용기를 발전소 밖의 폐기물 저장고로 장거리 운반하기 위해 본 운반용기를 사용하고자 한다. 단 운반에 적용되는 1차 저장용기의 내압은 1기압 이내로 유지된 것이어야 한다.

### (3) 방사성내용물의 개요

트리튬 운반용기의 운반내용물은 500kCi급 트리튬 1차 저장용기이다. 1차 저장용기는 소내 이동용으로 제작된 것으로서 그 자체로서 1차 격납 경계를 가지는 특징이 있다. 그림 3.3에 트리튬 1차 저장용기도를 나타내었다. 1차 저장용기는 KEPIC QAP의 18개 항목의 요건에 따라 제작된 것이다. 방사성 물질인 트리튬은 1차 저장용기 내에서 티타늄 스펀지에 흡장되어 metal hydride의 고체 형태로 저장되어 있다. 트리튬은 상온에서 거의 방출되지 않고 안정된 고체상의 metal hydride 상태를 유지하도록 되어 있다. 트리튬 1차 저장용기는 스테인리스강 316L 재질의 원통형 Sch. 40 고압용기 구조로서 트리튬 기체의 흡입과 배출을 위한 2개의 밸브가 설치되어 있다. 1차 저장용기의 제원은 무게 17.65kg, 높이 568mm, 몸체 외경 168mm, 몸체 두께 7.1mm, 밸브 보호캡 외경 192 mm이다. 1차 저장용기의 내적은 6.5L이며, 흡장물질인 티타늄 스펀지는 약 0.178L의 부피를 차지하고 있다. 트리튬은 티타늄 스펀지에 TiH의 1:1의 원소비의 metal hydride 고체상으로 저장된다. 1차 저장용기의 금속체 부피를 중량으로부터 환산하면 약 2.23L에 달하며, 1차 저장용기 전체 부피는 약 8.7L이다.

정상상태에서 1차 저장용기 내부의 상온 압력은 고진공 상태이며, 1차 저장용기의 설계 압력은 최대 붕괴압 이상이며, 동시에 고온 고진공 활성 조건을 만족한다. 1차 저장용기 내부의 온도에 따른 압력은 표 3.1과 같다.

시간이 지나면서 1차 저장용기는 붕괴되면서 He-3가 발생되면서 내부에 압력이 발생된다. 하지만 티타늄은 한 원자당 0.3개의 He-3를 저장할 수 있기 때문에 초기 저장 후, 7년 동안은 1차 저장용기 내부의 측정 가능한 압력발생은 생겨나지 않는다. 최종적으로 50년의 장기 저장이 끝나면 He-3의 발생에 따라서 약 46 기압이 생겨난다. 따라서 본 운반용기에 적용되는 1차 저장용기는 트리튬 장입 후, 7년 이내의 것이거나, He-3를 배출시켜 0.1기압이하로 낮춘 용기에 한정된다. 다시 말하면 정상상태에서 1차 저장용기 내부 압력이 1기압 이하로 검증된 것에 국한된다. 그림 3.4에 1차 저장용기의 시간에 따른 40℃에서의 압력발생 양상을 나타내었다.

트리튬 운반용기의 설계기준인 트리튬의 한도량은 500kCi이다. 이 값은 해당 트리튬의 A2 값  $4 \times 10^1$ (TBq)  $\approx 1,000$  Ci을 초과하며, A2 값의 3,000 배를 초과하지 않는다. 따라서 트리튬 운반용기는 '방사선안전관리등의기술기준에관한규칙' 제84조에 의거하여 B형 운반물로 분류된다.

방사성 원소는 트리튬(Tritium, or H(3))이다. 트리튬은 양성자 하나로 구성된 수소 원자 핵에 두개의 중성자가 과잉 공급된 방사성 동위원소이다. 트리튬은 구성 핵의 불안정성으로 인하여 음전자인 베타선을 방출하면서 He-3로 안정화된다. 트리튬의 붕괴 반감기는 12.3년이다. 트리튬은 천연적으로는 소량 존재하는 물질이지만 원자로나 중성자 산란장치 등에서 인공적으로 생성된다. 대개의 경우 인공적으로 생성된 트리튬은 기타 목적에 이용되기보다는 인체에 위대한 방사성 물질로 인식되어 적절한 방법으로 자연으로부터 격리시킨다. 하지만 트리튬은 유해한 감마선은 없고, 순수하게 베타선만을 방출하는 방사성 붕괴 물질이다. 베타선의 에너지는 최대 18.54 keV 정도이며, 평균적으로는 5.69 keV 정도이다. 공기 중에서 베타선의 이동거리는 최대 6mm 정도이며, 수중에서는 최대 7 $\mu$ m 정도로서, 베타선은 손쉽게 차폐가 가능한 방사선이다.

표 3.1. TiH<sub>1.009</sub> 의 양론을 가진 트리타이드의 온도에 따른 기체 평형 압력 (1차 저장용기) 및 온도에 따른 2차 저장용기 내압

| 온도( °C ) | 1차 저장용기평형압력(atm) | 2차 저장용기 내압(atm) |
|----------|------------------|-----------------|
| 300      | 2.86729E-06      | 1.91            |
| 350      | 4.34134E-05      | 2.08            |
| 400      | 0.000438954      | 2.24            |
| 450      | 0.003222842      | 2.41            |
| 500      | 0.018283151      | 2.58            |
| 550      | 0.083998173      | 2.74            |
| 600      | 0.324065727      | 2.91            |
| 650      | 1.080110988      | 3.08            |
| 700      | 3.181041312      | 3.24            |
| 750      | 8.429752363      | 3.41            |
| 800      | 20.3992999       | 3.58            |
| 850      | 45.62883241      | 3.74            |
| 900      | 95.29222626      | 3.91            |
| 950      | 187.3808889      | 4.08            |
| 1000     | 349.4010129      | 4.24            |

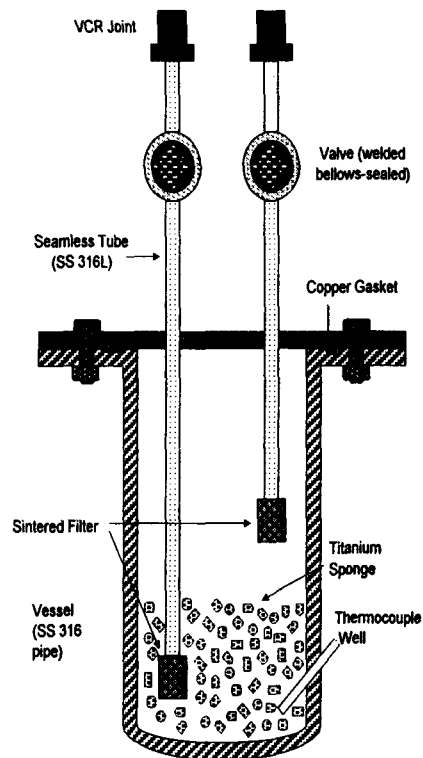


그림 3.3. 트리튬 1차 저장용기도

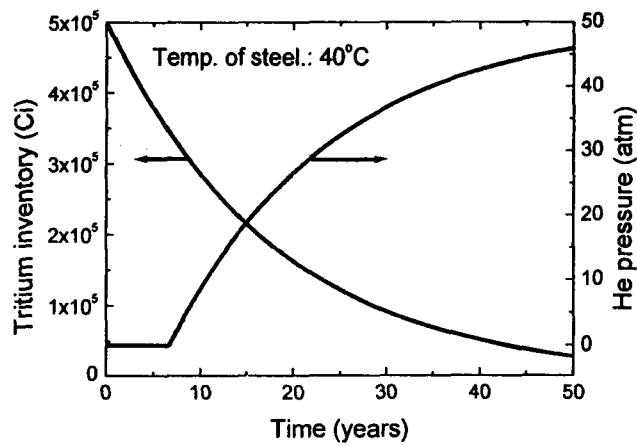


그림 3.4. 1차 저장용기 내의 시간에 따른 트리튬 양과 He-3 발생압력

## 나. 법적 적용기준

### (1) 원자력법

- 트리튬 운반용기는 제87조에 의거하여 기술기준에 적합하게 제작된다.

### (2) 원자력법시행령

- 트리튬 운반용기는 제239조의2에 의거하여 설계승인을 얻는다.
- 제작된 트리튬 용기는 제239조의3에 의거하여 검사를 받는다.

### (3) 원자력법시행규칙

- 트리튬 운반용기는 제92조에 의거하여 설계승인대상이 된다.
- 트리튬 운반용기는 제94조에 의거하여 설계승인신청서를 작성하고 과학기술부장관에게 제출한다.
- 트리튬 운반용기는 제97조에 의거하여 제작검사신청서를 작성하여 과학기술부장관에게 제출하여 제작검사를 받는다.
- 트리튬 운반용기는 제98조에 의거하여 운반용기사용신청서를 작성하여 과학기술부장관에게 제출하여 사용검사를 받는다.

### (4) 방사선안전관리 등의 기술기준에 관한 규칙

- 트리튬 운반용기의 기술기준은 제83조의 규정에 따라 그 범위가 설정된다.
- 트리튬 운반용기의 운반물의 종류는 방사성물질 등의 종류와 그 한도량에 따라 제84조의 B형 운반물로 분류한다.
- 트리튬 운반용기의 운반물 한도량은 다음 제85조 4항의 B형 운반물의 한도량을 따른다.
- 트리튬 운반용기의 종류는 제86조 1항의 규정에 따라 B(U)형 운반용기로 구분한다. 그리고 2항의 규정에 따라 기술기준이 고시된다.
- 트리튬 운반물은 최초로 운반하기 전에 제90조 1항의 규정에 적합하도록 하고, 매 운반 전에 2항의 규정에 적합하여야 한다.

### (5) 과학기술부고시 제2001-23호 방사성물질 등의 포장 및 운반에 관한 규정

- 트리튬 운반용기의 기술기준의 규정 적용범위는 제4조를 따른다.
- 트리튬의 A1 및 A2 값은 제8조 1호에서 정하는 값으로 한다.
- 트리튬 운반용기의 인양장치는 제9조를 따른다.

- 트리튬 운반용기의 설계 · 재료 및 구조에 관한 규정 범위는 제16조에 의거한다.
- 트리튬 운반용기의 승인신청서류의 작성기준 및 기타 필요한 사항의 규정 범위는 제 17조에 의거한다.
- 트리튬 운반용기의 기술기준은 제22조의 일반기준을 준수한다.
- 트리튬 운반용기의 기술기준은 제26조 B(U)형 운반용기의 기술기준을 준수한다.
- 트리튬 운반용기의 외부에는 제36조에 의거한 사항을 읽기 쉽고 내구성이 있도록 표시한다.
- 트리튬 운반용기의 기술기준 준수에 대한 입증방법은 제37조를 따른다.
- 트리튬 운반용기의 시험물 준비는 제38조의 기준에 적합하여야 한다.
- 트리튬 운반용기는 정상운반조건에 대한 입증시험과 운반사고조건에 대한 입증시험을 완료한 후에 제39조에 의거하여 안전성에 대한 평가를 실시하여야 한다.
- 트리튬 운반용기의 낙하시험에 사용하는 시험 바닥면은 제40조에 의거한다.
- 트리튬 운반용기의 낙하시험의 높이는 제41조의 지시에 따라 측정한다.
- 트리튬 운반용기의 정상운반조건에 대한 입증시험은 제45조의 지시에 따라 실시한다.
- 트리튬 운반용기의 운반사고조건에 대한 입증시험은 제47조의 지시에 따라 실시한다.
- 트리튬 운반용기의 운반사고조건에 대한 입증시험 중 제47조의 1항 1호 기계적 시험은 제26조 6호 나목에 의거한 순서에 따라 실시한다.
- 트리튬 운반용기의 설계승인 기준은 제53조 B(U)형 운반용기 설계승인 기준에 적합하여야 한다.
- 트리튬 운반용기의 설계승인에 관한 안전성분석보고서에 포함되어야 하는 사항은 제 59조 2항을 따른다.
- 트리튬 운반용기의 설계도면은 제60조에 적합하여야 한다.
- 트리튬 운반용기의 품질보증서에 포함되어야 할 사항은 제61조와 같다.
- 트리튬 운반용기의 성능시험계획서에 포함되어야 할 사항은 제62조와 같다.

## 다. 구조평가

### (1) 검토 및 결과

500kCi급 트리튬 1차 저장용기를 운반하기 위한 트리튬 운반용기를 설계한 후, 안전성에 대한 구조평가를 실시하였다. 운반용기는 1차 저장용기를 격납하는 2차 저장용기 및 외부충격을 감소시킬 수 있는 드럼용기로 구성하였다.

정상운반조건에 대한 구조평가 항목으로 1.2m 자유낙하시험, 적층시험 및 관통시험 조건에 대해 평가하였으며, 운반사고조건에 대한 구조평가 항목으로는 9m 자유낙하시험, 1m 봉위 낙하시험 및 15m 침수 조건에 대해 평가하였다. 사고조건에 대한 해석은 FEM 해석용 프로그램인 ABAQUS Version 5.8을 사용하였다.

그 결과, 트리튬 운반용기는 정상운반조건 및 사고운반조건에서도 격납 경계가 손상되지 않는다고 평가되었다.

### (2) 구조설계

#### (가) 2차저장용기 구조설계

2차 저장용기는 설계압력 1.5 MPa@38°C의 고압용기로 설계하였다.

정상 운반조건에서 2차 저장용기는 상압상태로서 압력이 걸리지 않는다. 화재사고시, 운반용기의 온도가 상승할 경우, 2차 저장용기는 기체팽창으로 내압이 상승한다. 한편 1차 저장용기 내에서 트리튬의 탈장에 의해 내압 상승은 400°C에서 0.0004 atm 으로서 지극히 작다. 1차 저장용기의 장입전 최대 허용 압력인 1기압을 가정하면, 최대 사용 온도인 450°C가 되어도 1차저장용기와 2차 저장용기와의 내부 압력차가 발생되지 않는다.

최고 설정 온도인 400°C가 되면, 2차 저장용기의 내부압력은 2.24 atm (=0.227 MPa)가 된다. 따라서 400°C의 설계 압력 1.2MPa는 안전율 5.3을 갖는다.

최대 사용온도 조건인 400°C는 2차 저장용기의 기밀과 관련된 샘플링 밸브, 금속 O-ring, STS 304 용기 재질 중에서 가장 낮게 평가된 샘플링 밸브의 최고 사용온도 조건인 454°C를 기준으로 설정하였다.

#### ① 용기 몸체

스테인리스 강관 규격 KS D 3576 200A×Sch 20에 따라서 외경 216.3 mm 및 두께 6.5 mm로 설계하였다. 하부용기를 마감하는 하부캡은 스테인리스 캡 규격(KS B 1541



200A x Sch 20)에 따라서 외경 216.3 mm, 두께 6.5 mm 및 높이 101.6 mm 규격으로 설계하였다. Sch 20 강관 규격은 KS규격에서 3.5 MPa의 수압을 견딜 수 있다. 이는 상온에서의 허용압력이므로, 설계온도인 400℃에서의 허용압력으로 고치면 다음과 같다.

$$P_{400} = \frac{\sigma_{400} \times P_{30}}{\sigma_{30}} = \frac{108 \text{ N/mm}^2 \times 3.5 \text{ MPa}}{137 \text{ N/mm}^2} = 2.76 \text{ MPa}$$

여기서,  $\sigma_{30}$  및  $P_{30}$ 은 30℃에서의 STS304의 허용 응력 및 강관의 허용 압력이며,  $\sigma_{400}$  및  $P_{400}$ 은 400℃에서의 STS304의 허용 응력 및 강관의 허용 압력이다.

따라서 Sch 20 규격 STS304 강관은 상온에서 1.5MPa의 설계 압력에 대해 안전율 2.3을 나타내며, 400℃에서 1.2MPa의 설계 압력에 대해 안전율 2.3을 나타낸다.

■ 몸체 상부의 플랜지 두께는 M16볼트 (길이 50mm) 암나사를 설치할 목적으로 막음 플랜지의 두께 20 mm 보다 충분히 두텁게 55 mm로 설계하였다.

## ② 막음 플랜지

볼트와 metal O-ring이 접하고 있는 막음 플랜지의 두께는 20 mm로 설계하였다. 그리고 내부쪽 두께는 26.2 mm로 두터우며, 샘플링 밸브가 설치되는 부위의 막음 플랜지 두께는 중심부에서 직경 92 mm 범위까지 13 mm로 20mm보다 얇게 설계되어 있다. 바로 밖의 막음 플랜지의 두께는 55 mm로서 샘플링 밸브 보호캡을 설치할 수 있도록 두텁게 설계되어 있다.

■ 막음 플랜지의 두께는 설계 압력 1.5MPa을 견딜 수 있어야 한다.  
압력용기의 볼트점 평뿔개 판의 KS B 6712에 따른 두께 계산은,

$$t = G \sqrt{\frac{CP}{\sigma_a}} = 22.52 \sqrt{\frac{0.415 \times 1.5}{137}} = 1.52 \text{ cm} = 15.2 \text{ mm}$$

여기서, P = 1.5 MPa : 설계압력

G = 22.52 cm : Metal O-ring 유효직경

$\sigma_a = 137 \text{ N/mm}^2 = 137 \text{ MPa}$ : 설계 온도(38℃)에서의 압력용기용 STS304 단강품의 허용응력

C : 평뿔개 판의 계수로서 다음과 같이 계산된다.

$$C = 0.3 + \frac{1.9 W_t \cdot H_g}{P \cdot G^3} = 0.3 + \frac{1.9 \times 5975 \times 1.74}{15 \times 22.52^3} = 0.415$$

여기서,  $H_g = R_b - G/2 = 1.74 \text{ cm}$  : 모멘트 암, 볼트원과 O-ring원의 간격

마찬가지로, 1.2 MPa@400°C인 경우에 대해 압력용기의 볼트침 평토타개 판의 KS B 6712에 따른 두께 계산은,

$$t = G \sqrt{\frac{CP}{\sigma_a}} = 22.52 \sqrt{\frac{0.415 \times 1.2}{108}} = 1.53 \text{ cm} = 15.3 \text{ mm}$$

여기서,  $P = 1.2 \text{ MPa}$  : 설계압력

$G = 22.52 \text{ cm}$  : Metal O-ring 유효직경

$\sigma_a = 108 \text{ N/mm}^2 = 108 \text{ MPa}$ : 설계 온도(400°C)에서의 압력용기용 STS304 단강품의 허용응력

$C = 0.415$  평토타개 판의 계수

따라서, 막음 플랜지의 두께 20mm는 충분히 설계 압력 1.5 MPa@38°C 및 최대 사용 온도인 400°C에서 1.2 MPa@400°C을 견딜 수 있다.

■ 막음 플랜지 중앙에 샘플링 밸브를 설치하기 위해서 중앙부에 1/4 in 구멍을 뚫게 된다. 이 경우, 구멍의 보강이 필요한지 결정할 필요가 있다. KS B 6714의 규정에 따라 나사에 의한 접합으로서 경판에 뚫은 구멍의 지름이 관의 호칭지름의 2B 이하인 것에 해당되므로 보강은 하지 않는다.

### ③ Metal O-ring

2차 저장용기의 플랜지부는 고압과 수백도의 고온에도 적합한 Metal O-ring을 사용하여 씰링(sealing) 하였다. Metal O-ring은 상업적으로 시판되는 Garlock Helicoflex®사의 metal O-ring (상품명; U 8 6 32 09 055 SE B)을 사용하였다. 사용된 Metal O-ring은 STS316 재질의 금속 O-ring은 최대 사용온도가 540°C이며, 최대 사용 압력이 413.7 MPa로서 충분히 설계 압력 1.5MPa 및 최고 사용온도 400°C를 만족한다. 사용된 Metal O-ring은 반발 탄성이 뛰어나고 내부식성 및 내방사능성이 우수한 제품으로서 극저온, 초고온, 초고압, 초내화학성등 극한의 조건에서 밀폐역할을 수행할 수 있으므로 선정하였다.

사용된 Helicoflex Metal O-ring의 사양은 다음과 같다.

- 링 외경: 230mm, 링 단면 직경: 4.8mm, tube 두께: 0.81mm
- 유효직경:  $230 - 4.8 = 225.2\text{mm}$
- 재질: STS316 (사용온도: 극저온(Cryogenic)에서  $540^{\circ}\text{C}$ ,  
사용압력: Ultra High Vacuum to 60000 PSI = 413.7 MPa )
- 형태: Self Energized Type (내압에 의해 씬의 밀폐력이 증가하는 구조)
- 표면 처리: 은 코팅(사용온도범위: 극저온(Cryogenic) ~  $649^{\circ}\text{C}$ )
- 공인 씬링성능(Sealing Performance):  
Helium Sealing Level  $Q < 10^{-9}$  Torr.Liters.s<sup>-1</sup> or  $1.3 \times 10^{-9}$  std cm<sup>3</sup>/sec  
(Q: leak late)

Metal O-ring의 최적압축응력(ideal compressive Load, Y2)은 제품 카탈로그에 따라서 다음과 같이 계산된다.

$$Y2 = K_m \times K_d \times Y2^* = 1.3 \times 0.9 \times 370 = 432.9 \text{ dyne/cm}$$

여기서,  $K_m = 1$  : 재료계수(material factor)

$Y2^* = 370$  : 선형부하(linear load)

$K_d = 0.9$  : 직경지수(Diameter factor)

Metal O-ring이 들어갈 플랜지 홈 치수는 제품 카탈로그를 참고하여 결정하였다. 홈은 내압형으로 홈 외경은 다음과 같이 계산된다.

$$\begin{aligned} \text{홈 외경(Groove OD)} &= \text{오링 외경(Seal OD)} + \text{틈새지수(clearance)} \\ &+ \text{최대 코팅 두께(Maximum plating thickness)} \times 2 \\ &= 230 + 0.36 + 0.05 \times 2 \\ &= 230.46 \text{ 허용오차범위}(+0.15 \sim -0.00) \end{aligned}$$

따라서, 홈 외경은 230.5 mm로 하였으며, 카탈로그에 정해진 규정에 따라 홈 깊이 3.8 mm, 홈 너비 6 mm로 결정하였다.

#### ④ 샘플링 밸브(sampling valve)

샘플링 밸브는 2차 저장용기의 막음 플랜지를 개방하기 전에 1차 저장용기로부터 트

리튬 기체의 누설이 있었는지를 검증하기 위한 것으로서, 고압과 수백도의 고온에도 성능저하가 있어서는 안된다.

샘플링 밸브는 상업적으로 시판되는 Swagelok®사의 Bleed Valve(상품 코드: SS-BVM2-SH-C3)를 사용하였다. 블리드 밸브는 고압기기를 제거하거나 조절하기 전에 기기의 압력을 상압으로 내릴 때 주로 사용된다. 이 밸브는 고압으로 인해 밸브가 터져나가는 것을 방지하는 Back stop screw가 부착되어 있으며, Chrome-plated stem threads and tip 처리되어 내구성이 강화되어 있다. 선택된 밸브는 전 부품이 금속으로 구성되어 있어서 수백도의 고온에도 잘 견디는 장점이 있다. 참고로 본 밸브는 출고 전에 1,000psig (69bar)의 질소기체로 안전성을 검사받게 된다. 사용된 샘플링 밸브는 사용온도 및 허용압력 범위가 37°C(69 MPa)-454°C(42 MPa)로서 충분히 설계 압력 1.5MPa@38°C 및 1.2MPa@400°C를 만족한다.

사용된 Swagelok®사의 Bleed Valve의 사양은 다음과 같다.

- 재료: STS 316
- 사용온도 및 허용압력 범위: 37°C(10,000psig)-454°C(6085psig)
- 최고사용압력: 10,000psig
- 최고 사용온도: 454°C
- 입구(orifice)직경: 3.2 mm
- 유체상수(flow coefficient), Cv: 0.25
- 최대 허용 누설율: 0.1 std cm<sup>3</sup>/min(1.7x10<sup>-3</sup> std cm<sup>3</sup>/sec)이다.
- 접합부: 1/4 in male NPT

#### ⑤ 플랜지 체결 볼트

플랜지부는 8개의 M16 볼트로서 조이도록 하였다. 플랜지 체결 볼트는 용기재료와 동일한 STS304를 사용하였고, 볼트의 응력계산법은 한국산업규격 KS B (기계)에 따랐다.

- 볼트 체결에 필요한 압축응력의 계산은 다음과 같다.

운반용기의 내부압력으로 인한 압력하중은,

$$H_p = \frac{\pi}{4} G^2 P = \frac{\pi}{4} \times 22.52^2 \times 15.3 \approx 6091 \text{ kgf}$$

여기서,  $P = 1.5 \text{ MPa} = 15.3 \text{ kgf/cm}^2$  : 설계압력

G = 22.52 cm : Metal O-ring 유효직경

그리고 원통형 상부 플랜지에 대한 metal O-ring의 압축 하중은,

$$H_o = \pi G \sigma_o = \pi \times 22.52 \times 432.9 = 30627 \text{ dyne} = 0.031 \text{ kgf}$$

여기서,  $\sigma_o = 432.9 \text{ dyne/cm}$  : Metal O-ring 최적압축응력

운반도중 충돌에 대한 운반용기 내부의 1차 저장용기의 충격은 2차 저장용기 내부의 고정판에 의해 저지되므로 막음 플랜지로의 충격은 없으므로 볼트 체결응력 계산에는 영향이 없다.

따라서, 볼트에 걸리는 전체하중은,

$$W_t = H_p + H_o = 6091 + 0.031 \approx 6091 \text{ kgf}$$

- 전체 하중을 유지하기 위한 볼트의 총 유효 단면적의 계산은 다음과 같다.

$$A_m = \frac{W_t}{\sigma_b} = \frac{6091}{1397} = 4.36 \text{ cm}^2$$

여기서,  $\sigma_b = 1397 \text{ kgf/cm}^2$  (=137 MPa): 설계 온도(38℃)에서의 STS304의 허용응력  
(참고: KS B 6733 부표 1.2)

- 설계된 8개의 M16 볼트가 플랜지 체결에 충분한가를 계산하면 다음과 같다.  
설계된 볼트의 유효 단면적은,

$$A_t = A_s \times n = 157 \times 8 = 1256 \text{ mm}^2 = 12.56 \text{ cm}^2$$

여기서,  $A_s$ : KS B 0201에서 규정한 미터보통나사의 호칭 M16의 유효 단면적  
(참고: KS B 0249 표 1), n: 볼트의 갯수이다.

따라서,  $A_t > A_m$  이므로 설계된 볼트는 충분한 유효 단면적을 제공하고 있다.

■ 볼트간 간격이 Metal O-ring에 충분한 압력을 줄 수 있도록 배치되어 있는지 계산하면 다음과 같다.

인접 볼트간 최대 허용 간격치를 계산하면,

$$B_{mas} = \frac{6t}{m+0.5} + 2 B_d = \frac{6 \times 2}{0 + 0.5} + 2 \times 1.6 = 27.2 \text{ cm}$$

여기서,  $t = 2 \text{ cm}$  : 상부플랜지의 유효두께

$B_d = 1.6 \text{ cm}$  : 상부볼트의 호칭경

$m =$  개스킷 계수로서 O 링의 경우 0 이다. (참고 KS B 0252 부표 1)

인접한 상부볼트의 실제 간격은,

$$B_{real} = R_b \sin\left(\frac{360}{2n}\right) \times 2 = 13.0 \times \sin\left(\frac{180}{8}\right) \times 2 = 9.95 \text{ cm}$$

여기서,  $R_b = 13 \text{ cm}$  : 볼트원 반경

따라서, 실제의 볼트간 간격이 허용 최대치보다 충분히 작으므로 볼트간 간격도 충분하다.

■ 볼트를 조일 때 필요한 볼트의 조임토크를 계산하면 다음과 같다.

$$T_r = \frac{0.2 B_d W_t}{n} = \frac{0.2 \times 1.6 \times 3983}{8} = 159.3 \text{ kg} \cdot \text{cm} < 2 \text{ kg} \cdot \text{m}$$

## ⑥ 받침대

2차 저장용기 바닥면이 둥근 형태이므로 지면에 용이하게 세우기 위해 몸체에 사용된 동일한 강관을 길이 41 mm로 일직선으로 하부 캡 부위에 용접하여 2차 저장용기가 세워질 수 있도록 설계하였다. 이 때 둥근 바닥면과 지면과는 8~9 mm의 여유공간을 갖는다.

## ⑦ 1차 저장용기 고정판

1차 저장용기 고정판은 2차 저장용기 내부에 장전된 1차 저장용기의 흔들림을 방지하기 위해서 설치된 것이다. 2차 저장용기 바닥면에 실리콘 고무판을 두고 1차 저장용

기를 장착하게 되며 다시 실리콘 고무판을 덮고 나사식의 고정판을 죄여서 1차 저장용기를 고정시키도록 되어 있다. 막음 플랜지와 고정판 사이의 거리는 5 mm 내외이다. 고정판의 두께는 10 mm이며 외경은 216.5 mm 높이는 30 mm이다. 고정판의 재료는 용기재료와 동일한 STS304이다.

⑧ 밸브 보호캡

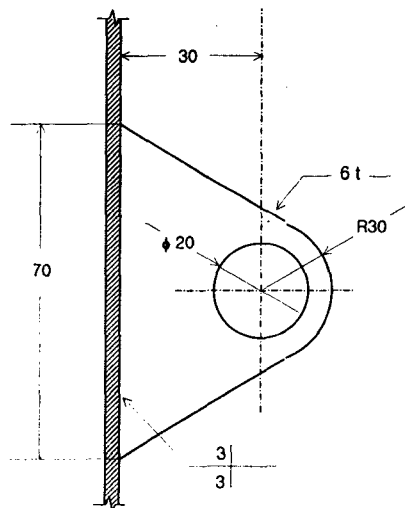
밸브 보호캡은 막음 플랜지에 부착된 샘플링 밸브를 보호하기 위한 것으로서 나사식으로 막음판 중앙에 설치하도록 되어 있다. 보호캡의 외경은 92mm, 두께는 8mm 이다.

(나) 드럼용기 구조설계

① 인양장치(lifting device)

운반용기를 취급하기 위한 인양장치는 드럼용기 상부의 4 곳에 아래 그림과 같이 인양고리(lifting lug)가 설치된다. 인양고리는 방사성물질등의 포장 및 운반에 관한 규정 제22조에 따라 포장재료의 항복강도를 초과하지 아니하고 운반물 중량의 3배에 상당하는 하중을 지탱할 수 있어야 한다.

인양고리는 폭이 70 mm, 두께가 6 mm로 드럼용기 상단 외벽에 용접된다. 설계하중은 대칭된 4개의 인양고리가 운반용기의 전체 하중을 지탱한다고 가정하여 계산하였다.



인양고리 1개에 걸리는 설계하중은 안전율 3을 고려하여 다음과 같이 계산된다.

$$W = \frac{3}{n} W_c = \frac{3 \times 120}{2} = 180 \text{ kg}$$

여기서,  $W_c = 120\text{kg}$  : 운반용기의 총중량

$n = 2$  : 인양고리의 수량

인양고리의 용접부에 발생하는 전단응력을 계산하면 다음과 같다.

$$\tau = \frac{W}{A} = \frac{W}{h \cdot b} = \frac{180}{7.0 \times 0.6} = 42.85 \text{ kg/cm}^2$$

여기서,  $b = 0.6 \text{ cm}$  : 인양고리의 두께

$h = 7.0 \text{ cm}$  : 인양고리의 폭

굽힘 모멘트는 다음과 같다.

$$M = WL = 180 \times 3.0 = 540 \text{ kg} \cdot \text{cm}$$

여기서,  $L = 3.0$  : 인양고리 지지부에서 하중점까지의 거리이다.

굽힘 응력은 다음과 같이 계산된다.

$$\sigma = \frac{M}{Z} = \frac{6M}{b h^2} = \frac{6 \times 540}{0.6 \times 7.0^2} = 110.2 \text{ kg/cm}^2$$

여기서,  $Z = b h^2 / 6$  : 단면계수이다.

따라서 등가응력(equivalent stress)은 다음과 같다.

$$\sigma_e = \sqrt{(\sigma^2 + 3\tau^2)} = \sqrt{(110.2^2 + 3 \times 42.85^2)} = 132.9 \text{ kg/cm}^2$$

따라서, STS304의 상온에서의 기본 허용응력이  $1397 \text{ kg/cm}^2$ 로서 승강고리의 등가응력인  $132.9 \text{ kg/cm}^2$  보다 충분히 크므로 구조적으로 안전하다.

## ② 결속장치

운반용기는 수송차량에 수직상태로 운반하게 된다. 결속장치는 IAEA Safety Series



No.37 Appendix VII에 의거하여 원통형 운반용기를 수직상태로 운반하는 경우에 대해 설계하였다.

그림 3.5과 같이 원통형 운반용기를 수직상태로 세워서 운반하는 경우에 대해 도로 수송을 기준으로 길이방향으로 2g, 측면방향으로 1g, 하부수직방향으로 3g, 상부수직방향으로 2g의 하중계수를 고려하였다. 운반용기가 원점에 대해 오른쪽으로 넘어갈 때는  $P_1$ 과  $P_4$ 만이 작용하고  $P_1=P_4$ 이다.

장력을 계산하면 다음과 같다.

$$P_{1x} = \frac{M(a_x H + a_z R - gR)}{2[Z \cos \Phi \cos \alpha + R \sin \Phi (1 + \cos \beta)]}$$

$$= \frac{120 \times (2 \times 0.45 + 2 \times 0.21 - 0.21) \times 9.81}{2[0.65 \times \cos 49 \times \cos 45 + 0.21 \times \sin 49 \times (1 + \cos 45)]}$$

$$= 1191 \text{ N}$$

$$P_{1y} = \frac{M(a_y H + a_z R - gR)}{2[Z \cos \Phi \sin \alpha + R \sin \Phi (1 + \cos \beta)]}$$

$$= \frac{120 \times (0.45 + 2 \times 0.21 - 0.21) \times 9.81}{2[0.65 \times \cos 49 \times \sin 45 + 0.21 \times \sin 49 \times (1 + \cos 45)]}$$

$$= 679 \text{ N}$$

여기서,  $a_x = 2g$  : 길이방향 가속도

$a_y = 1g$  : 측면방향 가속도

$a_z = 2g$  : 상부수직방향 가속도

$H = 0.45 \text{ m}$  : 바닥면에서 수송용기의 무게중심 까지의 거리

$M = 120 \text{ kg}$  : 수송용기의 총 질량

$R = 0.21 \text{ m}$  : 수송용기의 결속장치 고정부의 반경

$Z = 0.65 \text{ m}$  : 바닥면에서 수송용기의 결속장치 고정부의 높이

$\alpha = 45^\circ$  : 결속케이블의 평면상 각도

$\beta = 45^\circ$  : 결속장치의 평면상 각도

$\Phi = 49^\circ$  : 결속케이블의 측면상 각도

따라서,

$$P_1 = P_{1x} + P_{1y} = 1191 + 679 = 1870 \text{ N} = 190.7 \text{ kgf}$$

그리고 하단의 고정부에 작용하는 힘  $F_c$ 는,

$$F_c = M a_x - 2 P_1 \cos \Phi \cos \alpha$$

$$= 120 \times 2 \times 9.81 - 2 \times 1870 \times \cos 49 \times \cos 45 = 619.8 \text{ N} = 63.2 \text{ kgf}$$

따라서, 운반용기를 결속하는 케이블은 충분한 여유를 주어서 500 kg 용량으로 결정하

였으며, 운반용기의 하단을 고정하는 고정부도 측면으로의 500 kg 하중에 견디도록 하였다.

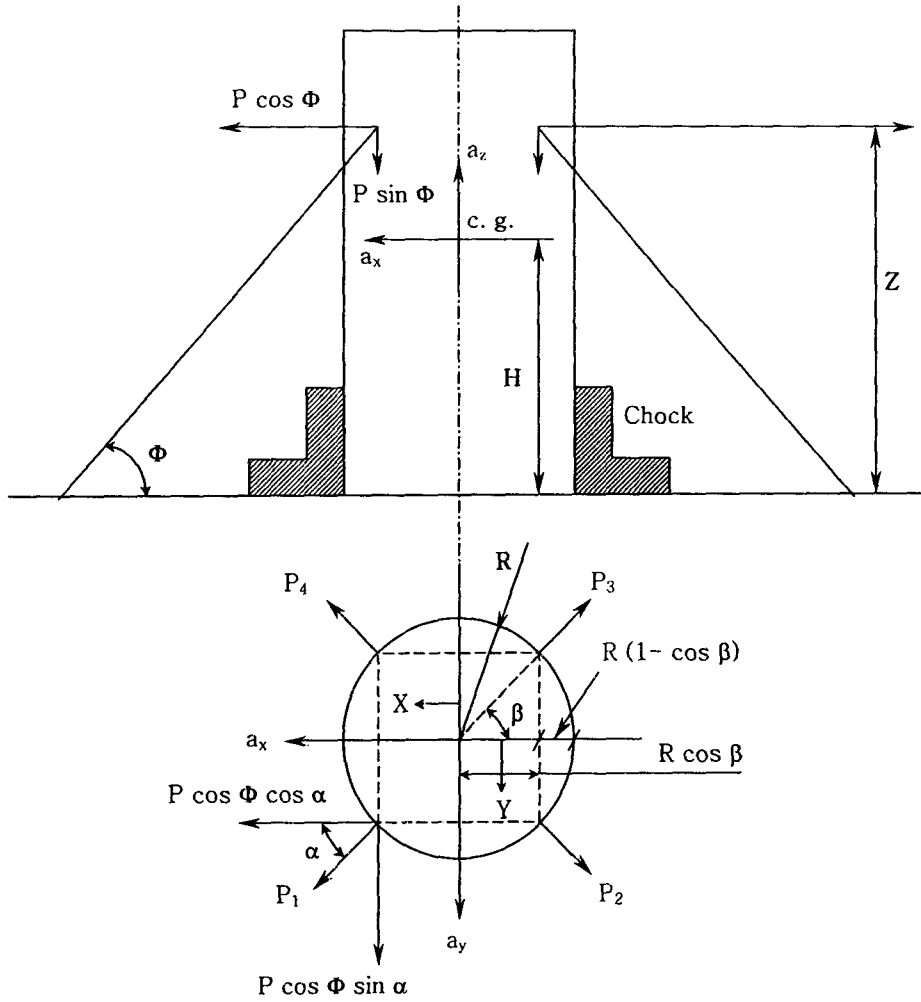


그림 3.5. 원통형 운반용기의 수직상태 결속에서의 하중선도

(3) 중량 및 무게중심

트리튬 운반용기의 주요 부품에 대한 중량 및 무게 중심은 아래 표 3.2에 나타내었다. 중량은 실측한 것이며, 무게 중심은 ABAQUS 프로그램을 통해서 산출하였다. 각 부품은 중심축을 기준으로 대칭을 이루고 있으므로 무게 중심은 중심축상에 위치한다. 무게중심은 운반용기의 바닥면을 기준한 것이며, 운반용기의 전체적인 무게중심은 운반용기의 운반용기 바닥으로부터 중심축상에 약 456 mm 높이에 위치한다.

표 3.2. 트리튬 운반용기의 주요 부품에 대한 중량 및 무게 중심

| 구성물            | 중량 (kg) | 무게중심(mm) |
|----------------|---------|----------|
| 드럼용기 바닥보강받침    | 2.91    | 7.49     |
| 1차 저장용기        | 12.00   | 279.96   |
| 2차 저장용기        | 20.66   | 355.82   |
| 우레탄 폼          | 1.216   | 424.98   |
| Inner shell    | 12.02   | 424.98   |
| 3M 단열재         | 6.207   | 424.98   |
| 드럼용기 몸체        | 31.40   | 425.00   |
| 2차 저장용기 플랜지(하) | 12.51   | 676.61   |
| 2차 저장용기 플랜지(상) | 3.06    | 680.92   |
| 밸브 보호구)        | 13.65   | 711.39   |
| 드럼용기 마개        | 0.431   | 739.67   |
| 운반용기 전체        | 116.09  | 455.95   |

(4) 재료의 기계적 특성 및 화학적 특성

트리튬 운반용기에서 2차 저장용기 및 운반드럼의 주요재료는 구조재로서 stainless steel type 304(약칭: STS304)를 사용하였고, 2차 저장용기 받침판으로는 단단하면서도 열충격에 강한 세라믹보드(Ceraboard 100 (주) 가람)를 단열재로서는 3M 방열재(3M)를, 충격흡수재는 A/B형 우레탄폼(Nanbang Chemicals Co., LTD)을 사용하였다. 재료의 기계적 특성 및 화학적 특성은 다음과 같다.

(가) Stainless steel type 304

- 탄성계수 : 186.8 GPa
- 항복응력 : 258.6 MPa
- Poisson's ratio : 0.3
- 최대 인장강도 : 1,034 MPa
- 밀도 : 7,913 kg/m<sup>3</sup>
- Strain hardening modulus : 1,895 MPa
- 열팽창계수 : 1,057 x 10<sup>-5</sup>/°C

(나) 3M 방열재

- 표면 방화특성 (UL 723 방법)
- 화염 번짐 : 0.7
- 연료 특성 : 0
- 연기 발생 : 0
- 열전도상수 482°C : 0.140W/m, 399°C : 0.118W/m, 316°C : 0.100W/m  
177°C : 0.175W/m, 93°C : 0.151W/m
- 평균 비열 : 1,155 J/kg (24~900°C)
- Tensile strength (with aluminum foil) : 110 psi

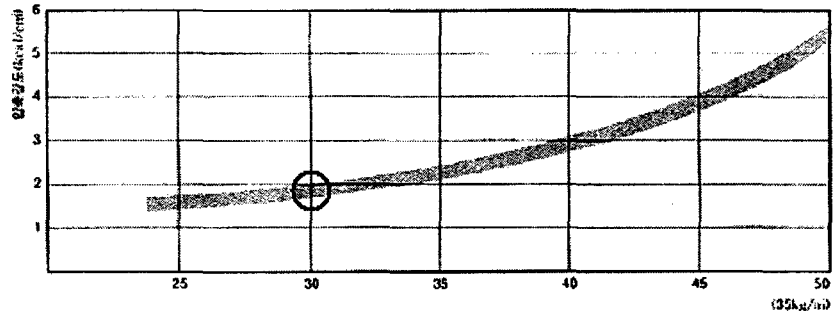
이 단열재는 원자력 발전소 등의 비상전원 전산 등을 화재시에 보호하기 위하여 제조된 것으로 겹쳐진 두께에 따라 1,000°C의 외부 온도에서 30분~ 1시간 동안 내부 온도를 176°C 이하로 유지할 수 있다.

(다) 우레탄 폼

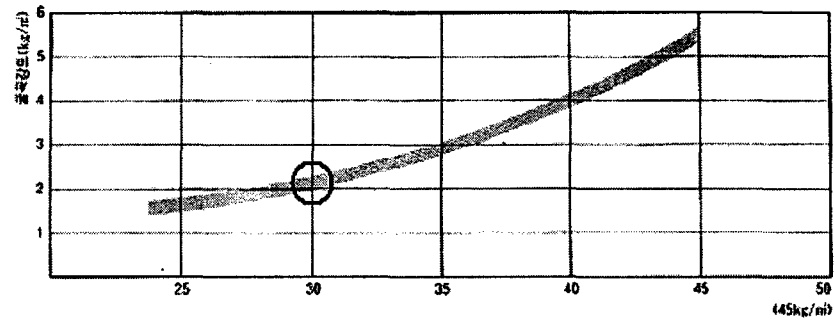
- 혼합후 Polyurethane Foam A / B 물성표

| 항 목                                    | 내 용           |
|--|---------------|
| 외 관                                    | 미황색 액체        |
| 밀 도 (core density, Kg/m <sup>3</sup> ) | 29.5 ~ 30.5   |
| 배 합 비                                  | 100 : 100     |
| 혼 합 시 간 (20°C, 3000rpm, sec)           | 7             |
| CREAM Time (sec)                       | 27 ~ 30       |
| RISE Time (sec)                        | 200 ~ 230     |
| 경 도 (Shore"A")                         | 75 ~ 80       |
| 인 장 강 도 (kg/cm <sup>2</sup> )          | 12            |
| 인 열 강 도 (kg/cm <sup>2</sup> )          | 6             |
| 내 열 도                                  | -30°C ~ 180°C |

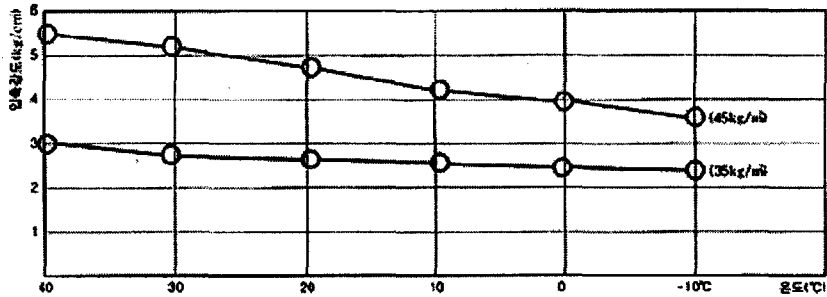
• 경질우레탄폼의 밀도와 압축강도의 관계



• 경질우레탄폼의 밀도와 굴곡강도의 관계



• 경질우레탄폼의 밀도별, 대기온도와 압축강도의 관계



(라) 실리콘 고무판

실리콘 고무판은 일반산업용 유백색 고무판을 사용하였다. 제품은 프레스 성형제품으로서 일반 시중에서 쉽게 구할 수 있다. 사용된 고무판은 고무판 재료는 ShinEtsu 고무폼파운드이며, 고무판은 한미산업에서 성형한 것이다. ShinEtsu 일반성형용 고무폼 파운드의 특성은 다음과 같다.

외관 : 유백색반투명

경도 JIS : 30 ~ 50

인장강도 : 65 ~ 90 kgf/cm<sup>2</sup>  
인열강도 JIS · A형 : 10 ~ 14 kgf/cm

기타 실리콘 고무의 일반 특성은 다음과 같다.

내열성 : 250 ~ 315 ℃  
내한성 : -60 ~ -95 ℃  
경도 : 10 ~ 90 도  
인장강도 : 40 ~ 110 kg/cm<sup>2</sup>  
신율 : 100 ~ 1,200 %  
인열강도 : 6 ~ 45 kgf/cm  
난연성 : UL94V-0, V-1, V-2 (연소시 가스 발생 없음)

#### (5) 운반용기의 일반요건

(가) 트리튬 운반용기의 일반요건은 과학기술부고시 제2001-23호 방사성물질등의 포장 및 운반에 관한 규정 제22조 운반용기의 일반기준을 준수한다.

##### ① 중량 · 부피 및 형상과 관련하여 취급 및 운반이 용이하고 안전할 것

1항과 관련하여, 운반용기는 간단한 원통 형태이며, 전체 중량은 약 120 kg이다. 또한 드럼 상단 양쪽에 인양장치를 설치하여 수송차량에의 승강 및 하강시에 취급이 용이하도록 설계한다.

##### ② 운반 도중에 운반수단의 안에서 안전이 유지될 수 있을 것

2항과 관련하여, 운반용기는 수송차량에 수직상태로 운반하게 되며, 결속장치를 이용하여 운반용기를 운반기구 바닥면에 고정시킨다.

##### ③ 외부표면은 가능한 한 돌출부위가 없으며 쉽게 제염될 수 있을 것

3항과 관련하여, 운반용기 외관에 돌출된 부위는 상단의 인양고리이며, 인양고리는 드럼 용기면으로부터 6 cm로 돌출되어 있다.

④ 외부표면은 가능한 한 물을 흡수하거나 이를 함유하지 아니할 것

4항과 관련하여, 운반용기표면 전체표면은 스테인리스강으로 되어 있어 물을 흡수하거나 함유하는 물질이 아니다. 드럼 마개에 설치된 배기구 마개는 폴리에틸렌으로 제작하여 물을 흡수하거나 함유하지 않는다.

⑤ 운반용기의 구성부품은 아니지만 운반할 때에 추가되는 장치 등으로 인하여 운반용기의 안전성이 감소되지 아니할 것

5항과 관련하여, 운반시 추가되는 장치는 운반용기의 결속장치이며, 인양고리와 연결되어 운반용기 몸체에는 손상이 가지 않는다.

⑥ 정상적인 운반조건에서 야기될 수 있는 가속 · 진동 또는 공진 등의 영향에 견딜 수 있어야 하며, 특히 너트 · 볼트 및 기타 안전장치들은 반복해서 사용한 후에도 느슨해지거나 풀어지지 아니할 것

6항과 관련하여, 운반용기는 드럼용기 마개의 고정은 버클로 하여 진동에 풀리지 않도록 한다. 기타 너트 · 볼트 및 기타 안전장치들은 그 기준을 준수한다.

⑦ 방사선조사에 따른 영향을 고려하여 운반용기의 재질 및 부품 또는 구조는 상호간 및 방사성내용물에 물리적 및 화학적으로 적합할 것

7항과 관련하여, 트리튬 운반용기에서 발생하는 베타선은 1차 저장용기 내부에 국한되므로 이에 따른 운반용기의 영향은 없다.

⑧ 방사성내용물이 누출될 수 있는 모든 밸브는 허가 받지 아니하는 한 조작할 수 없을 것

8항과 관련하여, 운반용기에서 사용되는 밸브는 샘플링 밸브이며, 정상상태에서 샘플링 밸브를 통하여 방사성내용물이 누출되지 않는다. 그러나 샘플링 밸브는 허가를 받고 조작하도록 통제한다.

⑨ 통상적인 운반조건에서 발생할 수 있는 주변온도 및 압력에 견딜 수 있을 것

트리튬 운반용기는 통상적인 운반조건에서 압력은 걸리지 않으며, 통상적인 온도에서 충분히 견딜 수 있도록 설계된다.

⑩ 방사성물질 이외의 다른 위험물질이 함유된 방사성물질을 운반하는 경우에는 다른 위험물질의 성질까지 고려하여 안전성을 유지할 수 있을 것

10항과 관련하여, 트리튬 저장용기 이외의 위험물질은 함께 운반하지 않는다.

⑪ 운반용기의 형태는 운반물의 하중이 10킬로그램 이상 50킬로그램 이하인 경우에는 손으로 취급하기 용이한 형태를 갖추어야 하고, 50킬로그램을 초과하는 경우에는 기계적인 취급이 용이한 형태를 갖추는 것

11항과 관련하여, 운반용기의 무게는 130킬로그램이며, 기계적 취급이 용이하도록 인양장치를 운반용기 상단 양쪽에 설치한다.

⑫ 운반용기의 인양장치가 운반용기의 일부분으로 되어있는 경우에는 다음 각목의 기준에 적합할 것

가. 인양장치는 포장재료의 항복강도를 초과하지 아니하고 운반물 중량의 3배에 상당하는 하중을 지탱할 수 있을 것

나. 운반용기의 덮개에 설치되어 있는 인양장치는 덮개재료의 항복강도를 초과하는 응력이 생기지 아니하고 덮개 및 그 부착물 중량의 3배를 지탱할 수 있을 것

다. 인양장치가 운반물의 중량초과로 인하여 파손되더라도 이로 인하여 운반용기의 차폐 또는 격납특성이 저하되지 아니할 것

12항 가호 및 나호와 관련하여, 인양고리는 운반용기의 측면 상단벽에 설치되며 운반물 중량의 3배 이상의 하중을 지탱할 수 있도록 설계되어 있다. 12항 다호와 관련하여, 인양장치가 떨어져 나가더라도 트리튬의 격납 및 차폐 특성은 1차 저장용기 및 2차 저장용기에서 이루어지므로 이상이 없다.



⑬ 운반용기의 결속장치가 운반용기의 일부분으로 되어있는 경우에는 다음 각목의 기준에 적합할 것

가. 결속장치는 다음에서 정하는 크기의 힘이 운반물의 무게중심에 작용할 때 포장재료의 항복강도를 초과하는 응력이 생기지 아니하는 상태에서 이를 지탱할 수 있을 것

(1) 운반물 중량의 2배에 상당하는 연직분력

(2) 운반물 중량의 10배에 상당하는 운반수단의 이동방향의 수평분력

(3) 운반물 중량의 5배에 상당하는 운반수단의 이동방향과 수직방향의 수평분력

나. 결속장치가 운반물의 중량초과로 인하여 파손되더라도 이로 인하여 운반물의 차폐 또는 격납특성이 저하되지 아니할 것

13항과 관련하여, 결속장치는 운반용기의 일부분으로 되어 있지 않다.

⑭ 운반이 가능한 최대수량이 들어 있을 때 운반용기 외부표면에서의 방사선량률은 시간당 2밀리시버트를 초과하지 아니하고 전용운반의 경우에는 시간당 10밀리시버트를 초과하지 아니할 것

14항과 관련하여, 트리튬 운반용기는 그 기준을 준수한다.

⑮ 운반이 가능한 최대수량이 들어 있을 때 운반지수는 10을 초과하지 아니하고 핵임계 안전지수는 50을 초과하지 아니할 것. 다만, 전용운반의 경우에는 그러하지 아니하다.

15항과 관련하여, 트리튬 운반용기는 그 기준을 준수한다.

- 항공으로 운반하는 운반용기의 경우 부가적 기준 -

⑯ 운반용기의 접촉 가능한 표면온도는 일광효과를 고려하지 아니한 섭씨 38도의 주변온도의 환경에서 섭씨 50도를 초과하지 아니할 것

16항과 관련하여, 운반 시 그 기준을 준수한다.

- ⑰ 섭씨 -40도 내지 섭씨 55도의 범위에 달하는 온도에 노출되는 경우에도 격납계통의 건전성이 손상되지 아니할 것

17항과 관련하여, 섭씨 -40도 내지 섭씨 55도의 범위에 달하는 온도에 노출되어도 격납계통의 건전성이 손상되지 않도록 설계된다.

- ⑱ 운반용기의 격납계통은 5킬로파스칼(kPa)까지의 계기압력 감소의 경우에도 방사성 물질이 누출되지 아니하고 건전성을 유지할 것

18항과 관련하여, 트리튬 1차 저장용기의 내압은 상온에서 초진공이며, 섭씨 400도 고온에서도 0.04 킬로파스칼(kPa)까지 상승되므로, 5킬로파스칼(kPa)까지의 계기압력 감소의 경우에도 압력차로 인한 방사성 물질의 외부 누출은 없다.

(나) 트리튬 운반용기는 과학기술부고시 제2001-23호 방사성물질등의 포장 및 운반에 관한 규정 제25조제1항 제2호 내지 제14호의 규정에 의한 기준을 준수한다. 다만, 제13호 가목의 기준은 제외한다.

- ① 외부의 최소 길이는 10센티미터 이상일 것

1항과 관련하여, 운반용기의 크기는 직경 42센티미터, 높이 820 센티미터이다.

- ② 외부는 쉽게 파손되지 아니하고, 인위적으로 개봉하지 아니하는 한 운반용기가 개봉되지 않도록 밀봉기능을 갖출 것

2항과 관련하여, 운반용기 몸체는 3mm 두께의 스테인리스강으로 하였으며, 마감은 버클링으로 봉하여 인위적인 개봉만이 가능하도록 하였다.

- ③ 결속용 부착물은 정상운반조건 및 운반사고조건에서 부착물에 작용하는 하중으로 인하여 운반용기의 능력을 손상시키지 아니할 것

3항과 관련하여, 정상운반조건 및 운반사고조건에 대한 평가 시험을 실시하여 부착물에 작용하는 하중으로 인하여 운반용기의 능력이 손상되는지를 확인한다.

- ④ 운반용기의 구성품은 섭씨 -40도 내지 섭씨 70도의 범위에 해당하는 온도의 환경에서 손상되지 아니할 것

4항과 관련하여, 격납경계를 구성하는 부품은 섭씨 -40도 내지 섭씨 70도의 범위에 해당하는 온도의 환경에서 손상되지 않는 것을 사용한다.

- ⑤ 운반용기 안에서 발생할 수 있는 압력으로 인하여 운반용기가 개봉될 수 없도록 강력한 조임장치로 안전하고 견고하게 밀봉하는 격납계통을 갖출 것

5항과 관련하여, 플랜지형 2차 저장용기를 설치하여 1.5 MPa의 압력하중에도 견딜 수 있도록 한다..

- ⑥ 특수형방사성물질은 격납계통의 구성품으로 고려할 것

6항과 관련하여, 트리튬 운반용기의 운반대상은 특수형방사성물질에 해당되지 않는다.

- ⑦ 격납계통이 운반용기와 분리된 별개의 단위로 이루어진 경우에, 격납계통을 독립적인 강력한 조임장치로 운반용기와 안전하고 견고하게 고정할 수 있을 것

7항과 관련하여, 운반대상인 트리튬 1차 저장용기는 2차 저장용기 내부에서 나사 돌림식 막음판으로 죄여서 기계적으로 고정시킨다.

- ⑧ 격납계통 구성품은 액체 및 기타 취약물질의 방사화학적 분해 및 화학반응 또는 방사분해에 의한 가스의 발생에 적절히 대처할 수 있을 것

8항과 관련하여, 화재시험에 대비하여 드럼용기 상단에 배기구를 설치하여 완충재 및 단열재에 의한 발생가스를 배기시킨다. 배기구는 평상시에는 막혀 있으며, 고열을 받으면 배기구가 열리도록 한다.

- ⑨ 격납계통은 주위압력이 60킬로파스칼의 계기압력까지 감소되어도 방사성내용물을 유지할 수 있을 것

9항과 관련하여, 1차 저장용기를 보관하는 2차 저장용기는 1.5 MPa의 압력을 견디도록 설계하였으며, 1차 저장용기는 고진공 상태를 유지하게 한다.

- ⑩ 압력방출밸브 이외의 모든 밸브는 밸브로부터 누출되는 누출물을 보유하기 위한 장치를 갖출 것.

10항과 관련하여, 1차 저장용기의 밸브에서 흘러나올 수 있는 트리튬을 차단하기 위한 고압용 2차 저장용기로 밀봉하여 운반한다.

- ⑪ 격납시스템의 부분으로 지정된 운반용기의 구성품을 둘러싸고 있는 방사선 차폐체는 차폐체로부터 구성품이 이탈하는 것을 방지할 수 있을 것. 이 경우, 방사선 차폐체와 내부의 구성품이 각각 분리된 별개단위로 이루어져 있는 경우에 방사선 차폐체는 독립적인 강력한 조임장치로 운반용기의 구조물에 안전하고 견고하게 고정하여야 한다.

11항과 관련하여, 트리튬 운반용기는 베타선을 차폐하기 위한 별도의 차폐체를 두지 않는다.

- ⑫ 제45조의 규정에 의한 정상운반조건의 시험을 거친 후에 제24조제2항제2호 나목의 규정에 의한 기준에 적합할 것

12항과 관련하여, 정상운반조건에 대한 시험을 실시한다.

- ⑬ 액체상태의 방사성물질 운반하기 위한 운반용기는 방사성내용물의 온도변화 · 동적효과 및 만충 동역학 등을 수용할 수 있는 여분의 공간이 충분할 것

12항과 관련하여, 트리튬 운반용기는 운반대상은 액체가 아니다.

(다) 트리튬 운반용기는 과학기술부고시 제2001-23호 방사성물질등의 포장 및 운반에 관한 규정 제26조(B(U)형 운반용기의 기술기준을 준수한다.

- ① 제22조의 규정에 의한 모든 운반용기의 일반기준

1항과 관련하여, 1)에서 준수사항을 언급하였다.

- ② 제25조제1항 제2호 내지 제14호의 규정에 의한 기준. 다만, 제13호가목의 기준은 제외한다.

2항과 관련하여, 2)에서 준수사항을 언급하였다.

- ③ 다음 표와 같은 일광조건과 섭씨 38도의 주변온도의 환경에서 운반하면서 1주일간 방치할 경우에 다음 각목의 열적 영향을 고려하여 제45조의 규정에 의한 시험에 입증되는 바와 같이 격납 및 방사선차폐의 기능에 영향이 없을 것

| 표면의 형태 및 위치        | 1일당 12시간의 일광량(W/m <sup>2</sup> ) |
|--------------------|----------------------------------|
| 수평으로 운반되는 편평한 면    |                                  |
| - 기저부              | 없음                               |
| - 기타 표면            | 800                              |
| 수평으로 운반되지 않는 편평한 면 |                                  |
| - 각 표면             | 200                              |
| 곡면                 | 400                              |

- 가. 방사성내용물의 배열 · 기하학적 형태 또는 물리적 상태를 변화시키거나, 방사성물질이 연료 피복재와 같은 캔 또는 용기 안에 들어있는 경우에 캔 · 용기 또는 방사성물질의 변형 또는 용융  
 나. 방사선 차폐재료의 열팽창 · 균열 또는 용융  
 다. 수증기와 결합한 부식의 가속

3항과 관련하여, 전산프로그램을 통하여 섭씨 38도의 주변온도의 환경의 일광조건에서 격납 및 차폐 기능에 영향이 없음을 입증한다.

- ④ 제22조제2항제1호의 규정에 의한 항공운반이외에 전용운반을 하지 아니 하는한 운반용기의 접촉 가능한 표면온도는 섭씨 38도의 주변온도의 환경에서 섭씨 50도를 초과하지 아니할 것

4항과 관련하여, 운반 시, 주변온도 조건을 준수한다.

- ⑤ 열차폐물을 포함하고 있는 운반용기는 제47조제1항제2호의 규정에 의한 열시험의 요건을 만족시키기 위하여 다음 각목에서 정하는 시험에서 열차폐물이 유효하게 지속되어야 하며, 운반용기 외부의 열차폐물은 벗김 · 잘림 · 마모 또는 거친 취급에 의하여 효과가 감소되지 아니할 것
- 가. 제45조의 규정에 의한 정상운반조건에 대한 입증시험
- 나. 제47조제1항제1호의 규정에 의한 기계적 시험중 가목 및 나목이나 나목 및 다목의 시험

5항과 관련하여, 정상운반조건 및 운반사고조건에 대한 입증시험을 실시하여 검증한다.

- ⑥ 다음 각목에서 정한 시험을 거친 후에 해당 기준에 적합할 것
- 가. 제45조제1항의 규정에 의한 정상운반조건에 대한 입증시험을 거친 후에 방사성내용물의 유실이 시간당  $A_2$  값의 1백만 분의 1을 초과하지 아니할 것
- 나. 중량이 500킬로그램 이하이고 외부제원을 기준한 전체밀도가 세제곱센티미터당 1,000킬로그램 보다 작으며 특수형방사성물질이 아닌 것으로  $A_2$  값의 1,000배보다 큰 방사성내용물을 운반하는 운반용기인 경우에는 제47조제1항제1호 나목 및 다목, 제1항제2호 및 제3호의 규정에 의한 시험을 거치고, 그 외의 모든 운반용기의 경우에는 제47조제1항제1호 가목 및 나목, 제1항 제2호 및 제3호의 규정에 의한 시험을 거친 후에 다음의 기준에 적합할 것
- (1) 외부표면으로부터 1미터 지점에서 방사선량률이 시간당 10밀리시버트를 초과하지 아니할 것
- (2) 일주일 동안 유실되는 방사성내용물의 축적량이 Kr-85에 대하여  $A_2$  값의 10배, 그 외의 방사성핵종에 대하여  $A_2$  값을 초과하지 아니할 것

6항과 관련하여, 정상운반조건에 대한 입증시험을 실시하고, 트리튬 운반용기의 전체밀도가 세제곱센티미터당 1,000킬로그램 보다 크므로, 제47조제1항제1호 가목 및 나목, 제1항 제2호 및 제3호의 규정에 의한 운반사고조건 시험을 실시하여 검증한다.

- ⑦ 방사능량이  $A_2$  값의 10만배 이상인 방사성내용물을 운반하는 운반용기는 제48조의 규정에 의한 강화된 침수시험에서 격납계통이 파손되지 아니할 것

7항과 관련하여, 트리튬의 A<sub>2</sub> 값은 약 1,000 Ci 이며, 트리튬 운반용기에서 운반하는 트리튬 양은 500,000 Ci이므로 이에 해당되지 않는다.

- ⑧ 방사성물질 누출 제한치의 준수여부에 대한 평가에서 필터 및 기계적 냉각계통을 고려하지 아니할 것

8항과 관련하여, 지적사항을 준수한다.

- ⑨ 제45조 및 제47조의 규정에 의한 시험조건에서 방사성물질이 누출될 수 있는 압력 배출장치를 격납계통에 포함시키지 아니할 것

9항과 관련하여, 트리튬 운반용기에서는 방사성물질이 누출될 수 있는 압력배출장치는 없다.

- ⑩ 최대정상운전압력의 상태에서 제45조 및 제47조의 규정에 의한 시험을 거친 후에 격납계통의 변형률의 정도가 운반용기의 요건에 적합하지 아니한 영향을 미치는 값에 도달되지 아니할 것

10항과 관련하여, 정상운반조건 및 운반사고조건에 대한 입증시험을 실시하여 검증한다.

- ⑪ 최대정상운전압력은 700킬로파스칼의 계기압력을 초과하지 아니할 것

11항과 관련하여, 그 기준을 준수한다.

- ⑫ 제22조제2항제1호의 규정에 의한 항공운반이외에 운반용기의 접촉 가능한 표면에서의 최대온도는 섭씨 38도의 주변온도의 환경에서 일광이 없는 경우에 섭씨 85도를 초과하지 아니할 것. 다만, 최대온도가 섭씨 50도를 초과하는 경우에는 전용운반을 하여야 하며, 주변사람을 보호하기 위한 보호막이나 보호장치는 해당시험에 관계 없이 사용할 수 있다.

12항과 관련하여, 그 기준을 준수한다.

- ⑬ 저분산성방사성물질을 운반하는 운반용기는 포장의 일부 또는 내부 구성품이 외에 저분산성방사성물질에 추가되는 것의 특성으로 인하여 저분산성방사성물질의 성능이 저하되지 아니할 것

13항과 관련하여, 트리튬 운반용기의 운반대상물은 저분산성방사성물질에 해당되지 않는다.

- ⑭ 섭씨 -40도 내지 섭씨 38도의 주변온도의 환경에서 건전성이 유지될 것

14항과 관련하여, 섭씨 -40도 내지 섭씨 38도의 주변온도의 환경에서 격납 및 차폐에 영향이 없도록 한다.

#### (6) 하중 및 외압 적용요건

##### (가) 정상운반조건에서의 하중 및 외압 적용요건

과학기술부고시 제2001-23호 방사성물질등의 포장 및 운반에 관한 규정 제45조 제1항에는 정상운반조건에 대한 건전성 입증시험은 다음 각 호에서 정하는 살수시험 · 자유낙하시험 · 압축시험 및 관통시험으로 구성되며 살수시험을 실시한 후에 시험물이 최대의 손상을 받는 방법으로 실시하도록 하고 있다.

##### ① 살수 시험

과학기술부고시 제2001-23호 방사성물질등의 포장 및 운반에 관한 규정 제45조 제1항 1호에는 운반용기에 시간당 5센티미터의 강우량에 상당하는 물을 1시간 이상 살수하도록 하고 있다.

##### ② 낙하시험

과학기술부고시 제2001-23호 방사성물질등의 포장 및 운반에 관한 규정 제45조 제1항 2호에는 5000 kg 이하의 운반물에 대해 1.2 m 자유낙하 시험을 실시하도록 되어 있다.

##### ③ 적층시험



과학기술부고시 제2001-23호 방사성물질등의 포장 및 운반에 관한 규정 제45조 제1항 3호에는 운반용기가 위로 적층이 가능한 형상인 경우에는 다음 각목의 1의 하중 중에서 큰 하중으로 시험물의 마주보는 양면에 균등하게 작용하도록 24시간 동안 압축 하중을 받도록 하고 있다.

(가) 운반물 중량의 5배에 해당하는 하중

(나) 운반물의 수직투영 면적에 13킬로파스칼을 곱한 값에 해당하는 하중

조건 (가)에 대해 중량 120 kg인 운반용기의 5배 하중인 600 kg의 하중이 운반용기 상부면에 모두 작용한다고 가정하면 상부면에 미치는 압력은 다음과 같다.

$$\sigma = \frac{5 \times W_t}{A_{Lid}} = \frac{5 \times 120}{\pi \times 21.0^2} = 0.433 \text{ kg/cm}^2 = 42.5 \text{ kPa}$$

따라서, (가)의 조건이 훨씬 가혹하다.

#### ④ 관통시험

과학기술부고시 제2001-23호 방사성물질등의 포장 및 운반에 관한 규정 제45조 제1항 4호에는 운반용기를 단단하고 편평한 수평면 위에 고정시켜 놓은 후, 다음 각 목에 적합한 봉이 관통되면 격납계통을 타격하도록 봉을 시험물로부터 1미터 높이에서 시험물의 가장 약한 부분의 중심부위에 수직으로 낙하하도록 하고 있다.

가. 직경이 3.2센티미터이고 중량이 6킬로그램인 봉일 것

나. 타격하는 부분이 반구형일 것

다. 타격으로 인하여 변형되지 아니할 것

시험을 위한 타격의 높이는 과학기술부고시 제2001-23호 41조에 의거하여 운반용기의 상부면으로부터 봉의 하부면까지 측정된 길이로 한다.

(나) 운반사고조건에서의 하중 및 외압 적용요건

과학기술부고시 제2001-23호 방사성물질등의 포장 및 운반에 관한 규정 제47조 제1항에는 운반사고조건에 대한 건전성 입증시험은 다음 각 호에서 정하는 기계적시험 · 열시험 및 침수시험으로 구성되며, 시험결과의 영향이 누적되도록 각 호의 시험을 순서대로 실시하되, 시험물이 최대의 손상을 받는 방법으로 실시하도록 하고 있다.

#### ① 기계적 시험

과학기술부고시 제2001-23호 방사성물질등의 포장 및 운반에 관한 규정 제45조 제1항 1호에서 기계적시험은 3가지의 낙하시험으로 구성되며 시험물의 낙하순서는 기계적 시험이 완료된 후에 후속시험인 열시험에서 시험물이 최대의 손상을 받는 방법으로 실

시하도록 하고 있다.

가. 낙하시험 I : 시험물을 9미터 높이에서 시험바닥면위에 낙하시킬 것

나. 낙하시험 II : 다음과 같은 봉을 시험바닥면 위에 수직으로 견고하게 고정시켜 놓고, 시험물을 1미터 높이에서 봉 위에 낙하시킬 것

(1) 직경이 (15.0±0.5)센티미터이고 길이가 20센티미터인 연강봉일 것

(2) 봉의 상단부는 평탄하고 가장자리는 반경 6밀리미터 이하로 둥글 것

다. 낙하시험 III : 시험물을 시험바닥면 위에 움직이지 않도록 고정시켜 놓은 후, 중량이 500킬로그램이고 한변의 길이가 1미터인 정사각형의 연강판을 9미터 높이에서 시험바닥면 위에 낙하시킬 것.

트리튬 운반용기는 과학기술부고시 제2001-23호 26조 6호의 기준에 의거하여, 외부 재원을 기준한 전체밀도가 세제곱센티미터당 1,000킬로그램 보다 크므로(트리튬 운반용기 밀도 세제곱센티미터당 약 1056킬로그램), 낙하시험 I과 낙하시험 II를 수행한다.

시험 바닥면은 과학기술부고시 제2001-23호 40조에 의거하여 시험물의 충격으로 인한 변위 또는 변형에 대한 저항의 증가로 인하여 시험물의 손상이 심각하게 증가하지 아니하는 견고하고 편평한 수평면으로 한다.

시험높이는 과학기술부고시 제2001-23호 41조에 의거하여 시험바닥면으로부터 시험물의 하부면까지 측정된 길이로 한다.

낙하시험 I은 1차 저장용기에 대해서 가장 큰 충격을 줄 수 있는 운반용기 하부 바닥면이 충돌하는 하부수직낙하 시험을 실시한다.

낙하시험 II는 낙하시험 I을 실시한 운반용기에 대해 실시한다.

## ② 열 시험

과학기술부고시 제2001-23호 방사성물질등의 포장 및 운반에 관한 규정 제45조 제1항 2호에서 운반용기는 제26조제3호의 별표의 규정에 의한 일광조건과 방사성내용물로 인한 내부 발생열의 최대설계조건에서 섭씨 38도의 주위온도조건 및 열적 평형상태에 있는 시험물을 섭씨 800도의 화재환경에 30분간 두도록 하고 있다. 다만, 시험중 및 시험후에 시험물을 인위적으로 냉각하지 않아야 한다.

운반용기는 섭씨 38도의 주위온도조건 및 열적 평형상태에 있는 시험물을 섭씨 800도의 화재환경에 30분간 방치한 후, 자연 냉각시킨다.

### ③ 침수 시험

과학기술부고시 제2001-23호 방사성물질등의 포장 및 운반에 관한 규정 제45조 제1항 3호에서 운반용기를 수두 15미터 이상에서 시험물이 최대의 손상을 받는 방법으로 8시간 동안 침수시키도록 하고 있다. 이 경우, 입증목적상 최소한 150킬로파스칼의 외부계기압력이 이에 해당하는 것으로 고려할 수 있다.

운반용기의 침수 시험은 150킬로파스칼 (1.48기압)으로 조정된 수조 속에서 실시한다.

### (7) 정상운반조건에 대한 구조평가

운반조건에 대한 구조평가에서 자유낙하시험, 적층시험 및 관통시험 조건에 대한 해석은 FEM 해석용 프로그램인 ABAQUS Version 5.8을 사용하였다. 해석에 필요한 수학적 모델링은 Hyper mesh 프로그램을 사용하여 구성하였고 1차 저장용기는 강체로 취급하였다. 트리튬 운반용기 모델은 총 30,639 nodes, 14 component, 4 materials, 그리고 20 contact point로 구성하였다. 아래 그림 3.6은 모델링 된 운반저장용기를 나타내고 있다.

#### (가) 운반용기 내압 조건

초기 조건에서 1차 트리튬 저장용기 내부는 진공 상태이며, 2차 저장용기 및 드럼용기의 내압은 상압이다. 모델링에서는 1차 저장용기 및 2차 저장용기를 상압으로 가정하고 해석하였다.

#### (나) 살수 시험

제2001-23호 방사성물질등의 포장 및 운반에 관한 규정 제45조 제1항에는 시간당 5센티미터의 강우량에 상당하는 물을 1시간 이상 살수한 후, 적층 및 관통시험을 수행하도록 하고 있다. 강우의 경우 냉각 효과 이외에 특별한 하중 조건이 없으므로 해석에서 제외한다.

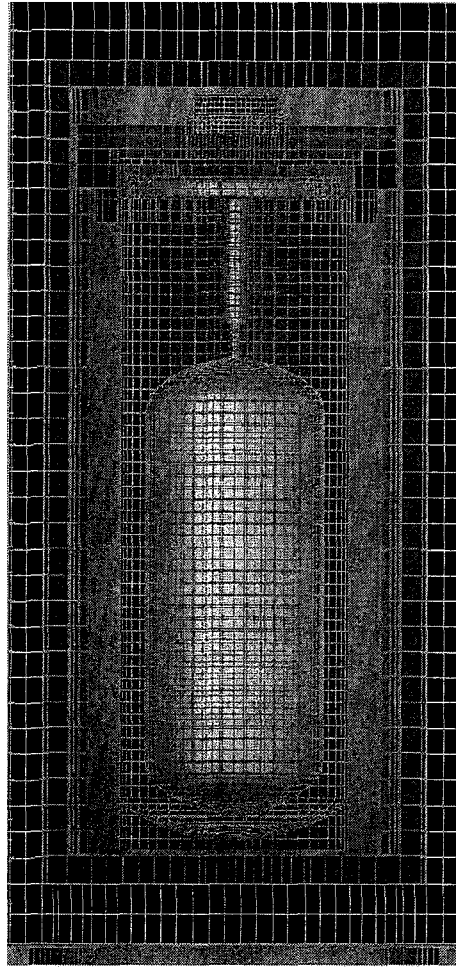


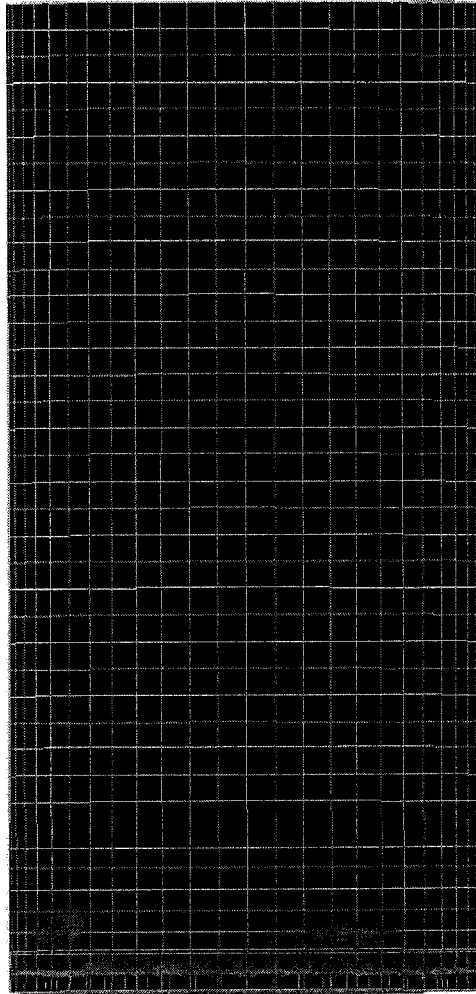
그림 3.6. 트리튬 운반용기 유한요소(FEM) 모델

(다) 1.2m 자유낙하 시험

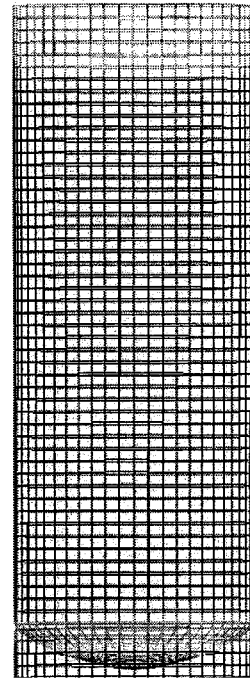
과학기술부고시 제2001-23호 방사성물질등의 포장 및 운반에 관한 규정 제45조 제1항 2호에는 5000 kg 이하의 운반물에 대해 1.2 m 자유낙하 시험을 실시하도록 되어 있다.

1.2m 자유낙하에서 가장 충돌 가능성이 높은 바닥 하부면이 충돌하는 조건에 대해 해석한 후, 평가하였다. 드럼용기는 한단에 강한 충격을 받아서 약간의 변형이 관측되며, 2차 격납경계인 2차 저장용기에서는 변형이 전혀 나타나지 않았다.

2차 저장용기에서의 최대응력은 둥근 바닥면에서 최대 170 MPa로 나타났으며, 이 값은 STS304의 항복응력 258 MPa 보다 낮으므로 변형이 나타나지 않았다. 아래 그림 3.7은 1.2m 낙하 시험의 FEM 해석결과를 나타낸 것이다.



(a)



(b)

그림 3.7. 트리튬 운반용기 1.2m 수직낙하 전산해석 결과 모습

(a) 드럼용기, (b) 2차 저장용기

(라) 적층 시험

적층시험은 다음 두가지 중에서 큰 값의 하중에 견뎌야 한다.

(가) 운반물 중량의 5배에 해당하는 하중

(나) 운반물의 수직투영 면적에 13킬로파스칼을 곱한 값에 해당하는 하중

조건 (가)에 대해 중량 120 kg인 운반용기의 5배 하중인 600 kg의 하중이 운반용기 상부면에 모두 작용한다고 가정하면 상부면에 미치는 압력은 다음과 같다.

$$\sigma = \frac{5 \times W_t}{A_{Lid}} = \frac{5 \times 120}{\pi \times 21.0^2} = 0.433 \text{ kg/cm}^2 = 42.5 \text{ kPa}$$

따라서, (가)의 조건이 훨씬 가혹하므로 운반물 중량(120 kg)의 5배에 해당하는 600 kg의 하중에 대해 평가한다.

600kg의 하중을 용기 상부면 둘 경우 걸리는 평균 응력은, 약 0.04 MPa로서 STS304의 항복응력 258 MPa에 비해 지극히 낮으므로 적층 평가는 해석에서 제외한다.

#### (마) 관통 시험

직경 3.2센티미터, 중량이 6킬로그램, 반구형 타격면을 가진 타격봉을 1m 높이에서 수직으로 운반용기 윗면 중앙지점과 닥 중앙면에 떨어지게 하여 관통 시험을 평가한다.

타격봉의 자유낙하로 인한 운동에너지는,

$$E = WH = 6 \times 100 = 600 \text{ kgf} \cdot \text{cm}$$

여기서, W는 타격봉의 중량이고 H는 자유낙하높이이다.

타격봉이 운반용기 재료인 스테인리스 강판(STS304)을 변형시키는 데 필요한 에너지의 계산은 다음과 같다.

$$U = K F t = K \tau \pi d t^2$$

$$= 0.39 \times 1254 \times \pi \times 3.2 \times 0.3^2 = 442.3 \text{ kgf} \cdot \text{cm}$$

$$\tau = 0.6 S_y = 0.6 \times 2090 = 1254 \text{ kgf/cm}^2$$

여기서, K는 penetration to fracture ratio(스테인리스강 = 0.39)이며, F는 전단력, t는 강판의 두께,  $\tau$ 는 스테인리스강의 전단응력,  $S_y$ 는 STS304의 최소항복응력이다.

따라서 타격봉으로 인해 운반용기에서 0.3cm 두께의 드럼 표피는 변형된다는 것을 판단할 수 있다. 하지만, 2차 격납 경계인 0.65cm 두께의 2차 저장용기의 U값은 2074 kg/cm<sup>2</sup>으로서 안전율은 2074/600=3.5로서 타격봉이 직접 2차 저장용기에 충돌한다고 가정하여도 변형이 되지 않는다. 따라서 운반용기는 관통 시험으로 인한 격납경계에 손상이 발생하지 않는다고 판단할 수 있다.

#### (8) 운반사고조건에 대한 구조평가

운반사고조건에 대한 구조평가는 9m 자유낙하시험, 1m 봉위 낙하시험 및 15m 침수 시험이 있다. 운반사고조건에 대한 구조평가 해석은 FEM 해석용 프로그램인 ABAQUS Version 5.8을 사용하였다. 해석에 필요한 수학적 모델링은 Hyper mesh 프로그램을 사용하여 구성하였고 1차 저장용기는 강체로 취급하였다. 트리튬 운반용기 모델은 총 30,639 nodes, 17,473 8-node solid elements, 9,181 4-node shells, 그리고 43 sliding surfaces로 구성하였다. 그림 3.6의 운반저장용기 FEM 모델을 이용하였다.

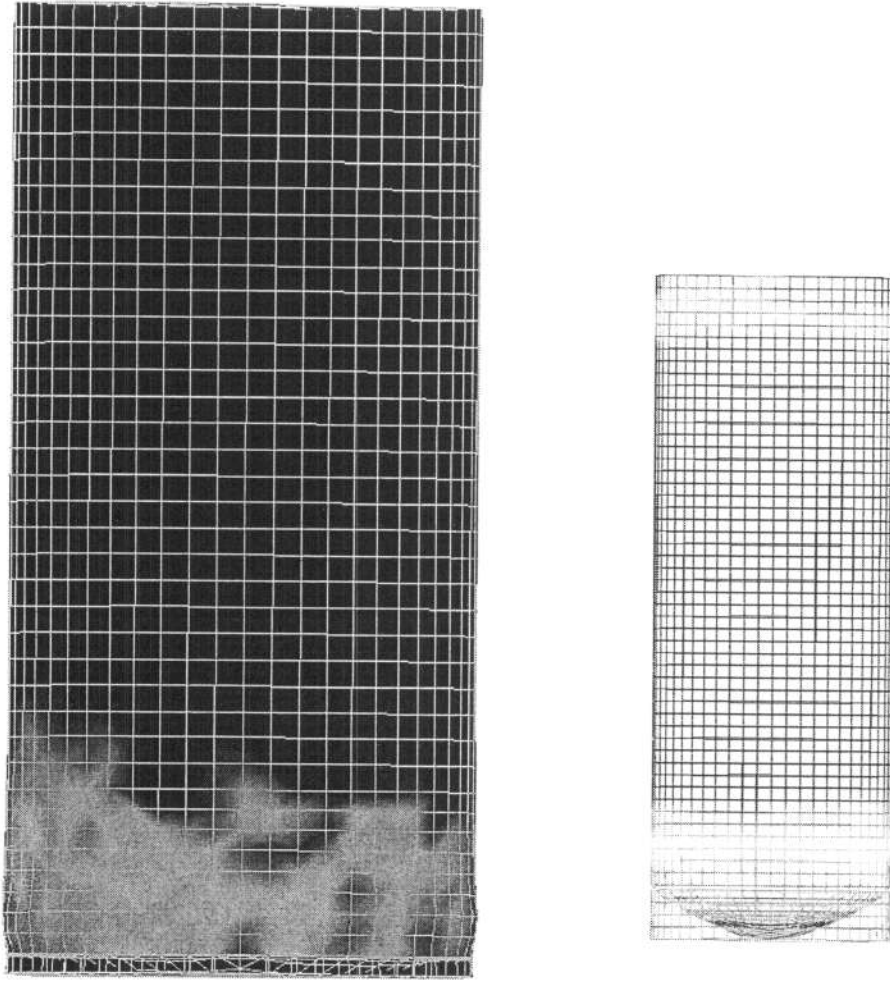
##### (가) 9m 자유낙하시험

과학기술부고시 제2001-23호 방사성물질등의 포장 및 운반에 관한 규정 제45조 제1항 1호에 의거하여 9미터 자유낙하시험을 통해 구조평가를 실시한다. 시험 바닥면은 과학기술부고시 제2001-23호 40조에 의거하여 시험물의 충격으로 인한 변위 또는 변형에 대한 저항의 증가로 인하여 시험물의 손상이 심각하게 증가하지 아니하는 견고하고 편평한 수평면으로 한다. 시험높이는 과학기술부고시 제2001-23호 41조에 의거하여 시험바닥면으로부터 시험물의 하부면까지 측정된 길이로 한다.

운반용기의 자유낙하해석은 하부수직낙하와 30°경사낙하의 조건에 대해 수행하였다. 하중조건은 9m 자유낙하로 인한 초기속도 13.3 m/sce로 수평면에 충돌한다고 가정하였다.

##### ① 하부수직낙하

드럼용기는 하단에 강한 충격을 받아서 하단에 주름 형태의 변형이 관측되며, 2차 격납경계인 2차 저장용기 바닥면에서 최고 응력이 걸리는 시점에서 탄성변이가 나타났으며, 변이는 충격 후 원상 회복되었다. 2차 저장용기에서의 최대응력은 등근 바닥면에서 최대 238 MPa로 나타났으며, 이 값은 STS304의 항복응력 258 MPa 보다 낮게 나타났다. 용기의 건전성은 유지되었다. 아래 그림 3.8은 9m 하부 수직낙하 시험에서 최대응력이 걸리는 시점의 FEM 해석결과를 나타낸 것이다.



(a)

(b)

그림 3.8. 트리튬 운반용기 9m 하부 수직낙하 전산해석 결과 모습  
(a) 드럼용기, (b) 2차 저장용기

② 30°경사낙하

드럼용기는 한단 모서리에 강한 충격을 받아서 심한 변형이 관측되며, 2차 격납경계인 2차 저장용기 바닥면에서 탄성변이가 나타났으나, 충격 후 원상회복 되었다. 2차 저장용기에서의 최대응력은 둥근 바닥면에서 최대 254 MPa로 나타났으며, 이 값은 STS304의 항복응력 258 MPa과 비슷하게 나타났다. 하지만 STS304의 최소 인장강도 520 MPa 보다 낮으므로 2차 저장용기의 건전성은 유지되었다. 아래 그림 3.9는 9m 하부 30°경사낙하 시험의 FEM 해석결과를 나타낸 것이다.



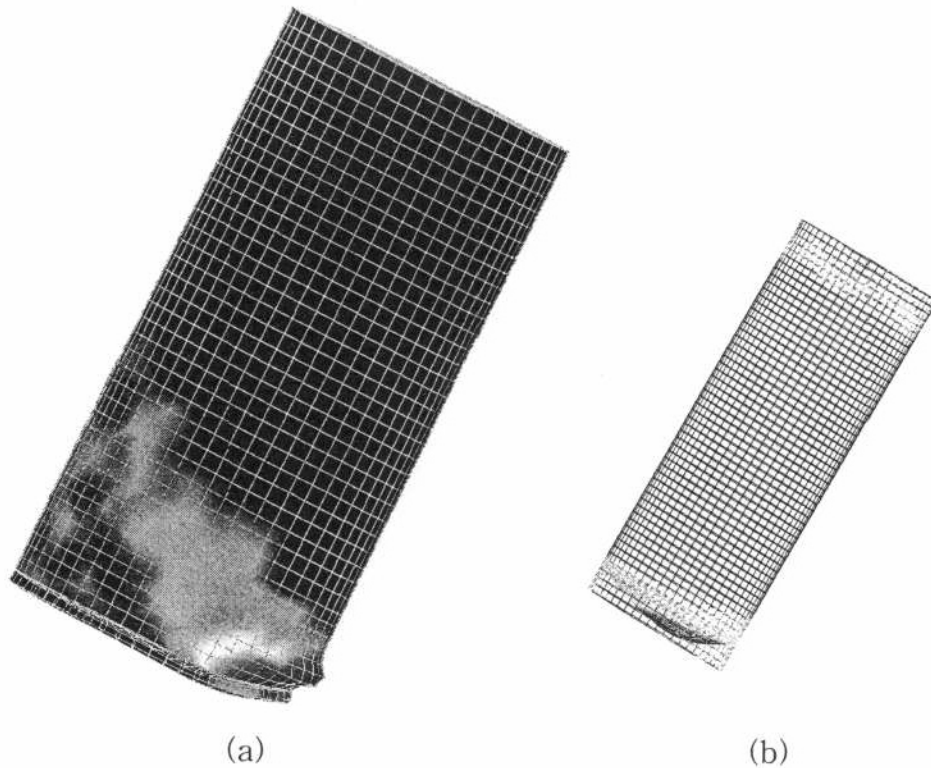


그림 3.9. 트리튬 운반용기 9m 하부 30°경사낙하 전산해석 결과 모습  
(a) 드럼용기, (b) 2차 저장용기

#### (나) 1m 봉위 낙하시험

과학기술부고시 제2001-23호 방사성물질등의 포장 및 운반에 관한 규정 제45조 제1항 1호에 의거하여 1미터 봉위 낙하시험을 통해 구조평가를 실시한다. 세부사항은 9m 자유낙하시험과 동일하게 적용한다.

직경이 15 센티미터이고 길이가 20센티미터인 연강봉을 수직으로 견고하게 고정시켜 놓고, 운반용기를 1미터 높이에서 봉 위에 낙하시켜서 구조를 평가한다. 봉은 상단부는 평탄하다. 운반용기의 1m 봉위 낙하시험 해석은 하부수직낙하, 상부수직낙하, 수평낙하의 조건에 대해 수행하였다. 하중조건은 1m 자유낙하로 인한 초기속도 4.43 m/sce로 봉위면에 충돌한다고 가정하였다.

드럼용기는 한단 중앙부에 강한 충격을 받아서 심한 변형이 관측되며, 2차 격납경계인 2차 저장용기 바닥면에서 변이가 나타났다. 2차 저장용기에서의 최대응력은 둥근 바닥면에서 최대 342 MPa로 나타났으며, 이 값은 STS304의 항복응력 258 MPa 보다 높게 나타났다. 하지만 STS304의 최소 인장강도 520 MPa 보다 낮으므로 2차 저장용기의 건전성은 유지되었다. 아래 그림 3.10은 1m 봉위 낙하시험의 FEM 해석결과를 나

타낸 것이다.

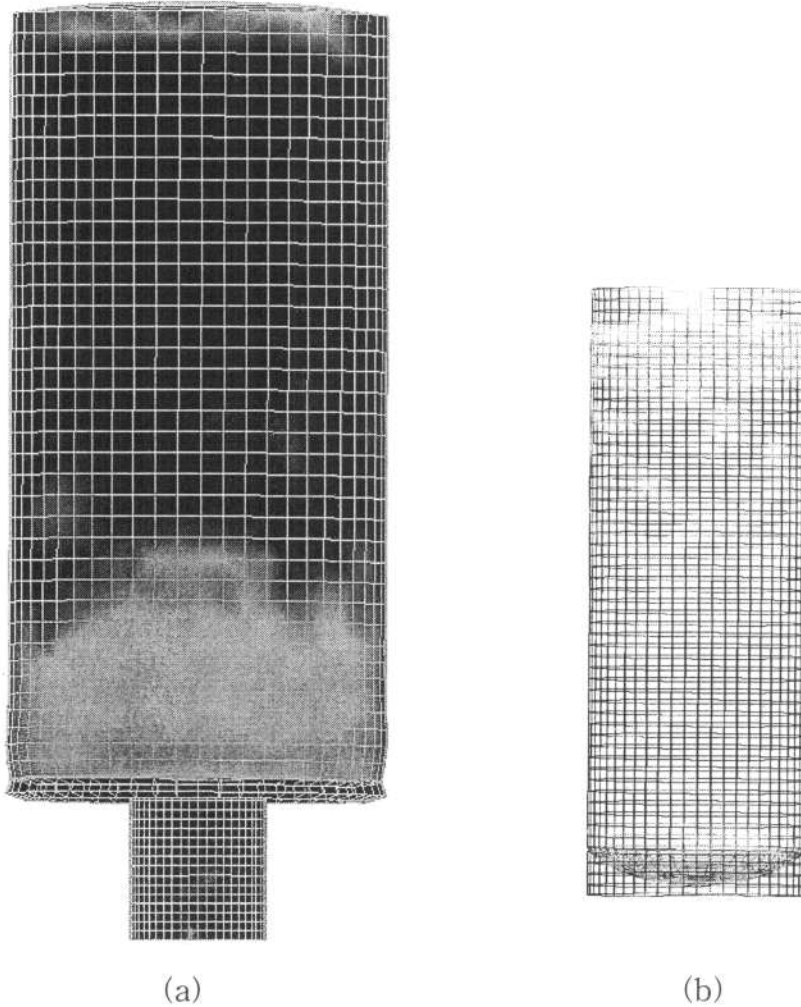


그림 3.10. 트리튬 운반용기 1m 붕위 낙하 전산해석 결과 모습  
(a) 드럼용기, (b) 2차 저장용기

(다) 경사낙하에서 낙하각도결정

트리튬 운반용기의 9 m 경사낙하에서 최대 충격량을 갖는 낙하 각도를 결정하기 위해, ABAQUS/EXPLICIT 전산해석을 수행하여 1 차 및 2차 충격량은 바닥면의 반력으로 평가하였다. 전산해석 모델을 단순화하여 3차용기인 드럼형상과 내부완충체, 2차용기만 모델링하여 경사에 따른 충격을 해석하였다. 그림 3.11에 해석모델을 나타내었다. 해석조건은 다음과 같이 가정하였다.

-전체 중량을 맞추기 위해 2차 용기는 밀도 조정으로 중량을 맞춤.

- 낙하각도는 수평면에 대해 2.5, 5, 10, 15, 20도로 하였음.
- 모델형상 : 전체의 1/2 모델
- 요소는 3차원 solid mesh 적용
- 하중조건 : 초기속도 13.3 m/s 및 중력가속도
- 경계조건 : 축방향 중심면의 수직방향 고정

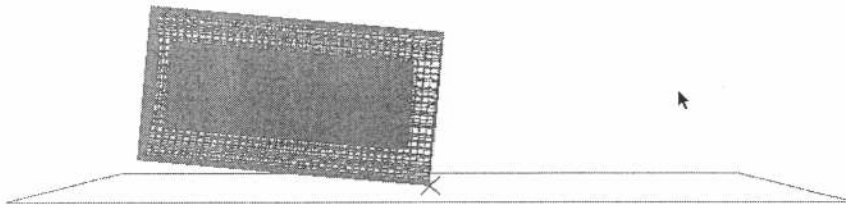


그림 3.11. 트리튬 운반용기 경사낙하 모델

해석결과는 아래 그림 3.12, 그림 3.13 및 그림 3.14과 같이 나타났다.

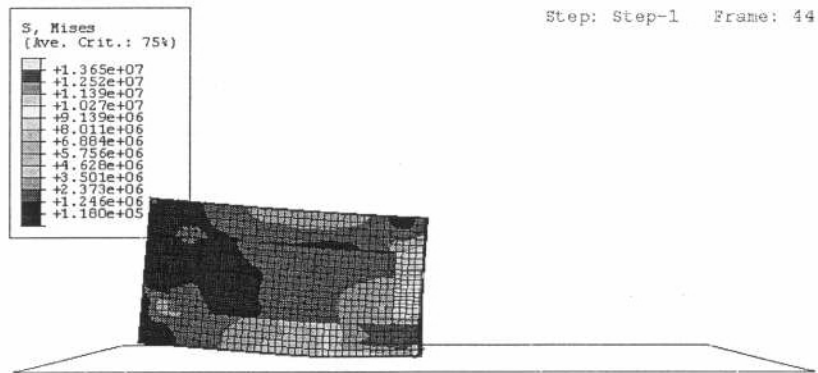


그림 3.12. 낙하각도 5도일때 1차충격

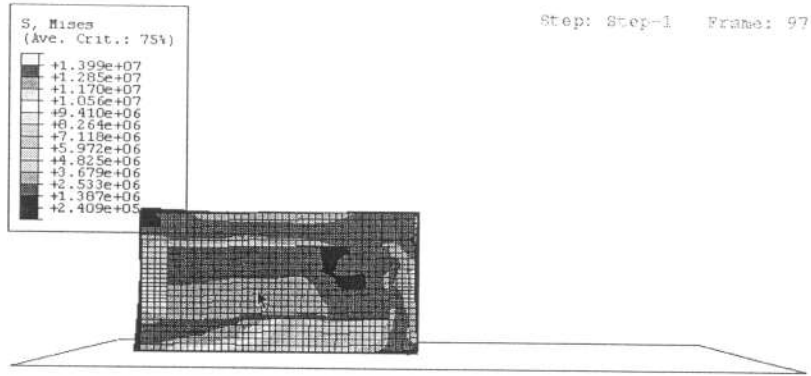


그림 3.13. 낙하각도 5도일때 2차충격

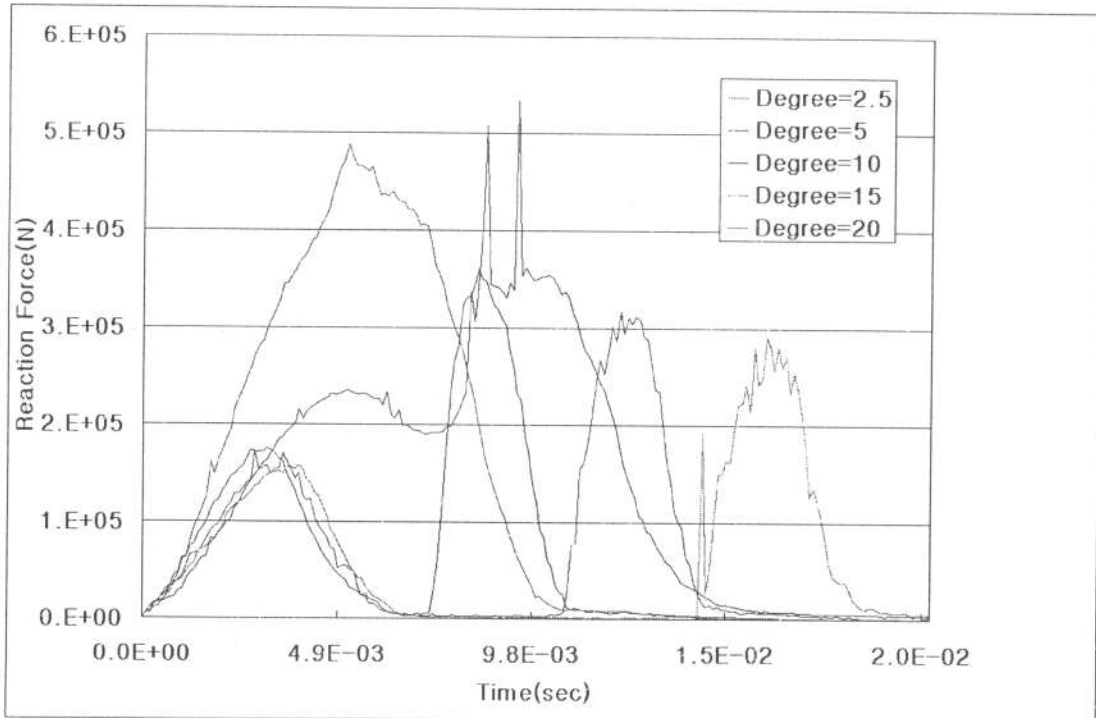


그림 3.14. 트리튬 운반용기의 경사 각도에 따른 반력평가

낙하자세 각도변화에 따른 반력 결과, 낙하각도 2.5 도 및 5 도의 결과는 1차 충격이 지배적이며, 2차 충격은 없거나, 분명한 구분이 안되었다. 거의 수평낙하 거동을 하고 있으므로, 수평낙하와 동일하다고 판단된다.

낙하각도 10, 15, 20 도의 결과는 1차 및 2차 충격 거동이 분명하게 나타나고 있으며, 1차 반력은 그 크기가 유사하며, 2차 반력은 각도의 증가에 따라 감소하고 있으므로 경사낙하 자세는 10도에서 2차 충격이 최대라고 판단되었다. 따라서 경사낙하에서는 10도에서 운반용기에 가장 큰 충격을 줄 수 있다고 보았다.

(라) 15m 침수시험

과학기술부고시 제2001-23호 방사성물질등의 포장 및 운반에 관한 규정 제45조 제1항 3호에서 운반용기를 수두 15미터 이상에서 시험물이 최대의 손상을 받는 방법으로 8시간 동안 침수시키도록 하고 있다. 이 경우, 입증목적상 최소한 150킬로파스칼의 외부계기압력이 이에 해당하는 것으로 고려할 수 있다.

침수조건의 해석은 운반용기 전체 외부 표면에 15 kPa의 외부압이 작용하는 것이다. 2차 격납 경계인 2차 저장용기는 침수조건의 100배인 1.5 MPa의 설계 조건을 만족시키므로 제작 종료 보고서의 1.5 MPa 수압시험결과로서 15 m 침수 시험을 대신한다.

## 라. 열 평가

과학기술부고시 제2001-23호 제45조 정상운반조건에 대한 입증시험 항목에는 열시험에 대해 명시되어 있지 않다. 다만, 제22조(운반용기의 일반기준) 2항 2호, 제25조(A형 운반용기의 기술기준)5호, 및 제26조(B(U)형 운반용기의 기술기준) 14호에서는 각각 섭씨 -40도 내지 섭씨 55도, 섭씨 -40도 내지 섭씨 70도, 섭씨 -40도 내지 섭씨 38도의 범위에 해당하는 온도의 환경에서 건전성이 유지되도록 하고 있다.

운반사고조건에 대한 열평가 기준은 과학기술부고시 제2001-23호 방사성물질등의 포장 및 운반에 관한 규정 제45조 제1항 2호에 의거하여 이루어진다. 운반용기는 제26조 제3호의 별표의 규정에 의한 일광조건과 방사성내용물로 인한 내부 발생열의 최대설계 조건에서 섭씨 38도의 주위온도조건 및 열적 평형상태에 있는 시험물을 섭씨 800도의 화재환경에 30분간 두도록 하고 있다.

### (1) 검토 및 결과

500kCi급 트리튬 1차 저장용기를 운반하기 위한 트리튬 운반용기의 열적 안전성을 평가하였다.

주변 환경 섭씨 38℃에서 붕괴열로 인한 운반용기 내부 저장용기의 온도상승은 Fourier's law를 적용한 수치해석 결과, 원통형 모델에서는 섭씨 134.8℃로 나타났으며, 쉘형 모델에서는 110.9℃로 나타났다. 또한 HEATING 7 코드를 이용한 열전달 해석 프로그램에서는 약 98℃로 나타났다.

정상운반조건에 대한 열 평가에서는 쉘형 모델을 이용하여 계산한 결과, 외부환경 -40℃에서는 섭씨 32.9℃, 외부환경 70℃에서는 섭씨 142.9℃로 나타났다. 운반사고조건에 대한 열 평가로서 800℃ 외부환경에 30분간 노출되었을 경우에는 단열재만의 열차폐를 고려하여 계산한 결과, 약 405도로 나타났다.

열 평가 결과, 트리튬 운반용기는 정상운반조건 및 사고운반조건에서의 내부 온도상승은 1차 격납 경계인 1차 저장용기의 허용 온도인 섭씨 550도에도 미치지 못하였다. 따라서 1차 저장용기의 건전성에 전혀 무리가 가지 않는 것으로 나타났다. 또한 2차 저장용기의 샘플링 밸브의 한계 온도인 섭씨 454도 및 메탈 O-링의 한계 온도인 540℃ 보다 낮게 나타났다. 따라서 운반용기의 2차 격납 경계인 2차 저장용기의 격납 특성에도 전혀 손상이 가지 않는다고 판단되었다.

(2) 재료의 열적 특성

(가) 스테인리스강의 열적 특성

| Temperature<br>(°C) | Thermal properties      |                               |                    |
|---------------------|-------------------------|-------------------------------|--------------------|
|                     | Conductivity<br>(W/m°C) | Specific heat<br>(W-hr/kg °C) | Density<br>(kg/m³) |
| 0                   | 13.40                   | 0.140                         | 7,913              |
| 200                 | 17.71                   | 0.145                         | 7,901              |
| 400                 | 20.46                   | 0.150                         | 7,884              |
| 600                 | 23.90                   | 0.155                         | 7,864              |
| 800                 | 25.96                   | 0.160                         | 7,844              |

(나) 3M사의 Interam™ E-5 시리즈 매트리의 열적 특성

| Temperature<br>(°C) | Thermal properties              |                                 |                         |
|---------------------|---------------------------------|---------------------------------|-------------------------|
|                     | Thermal conductivity<br>(W/m°C) | Mean specific heat<br>(J/kg °C) | Bulk density<br>(kg/m³) |
| 93                  | 0.151                           | 1155 @24-900°C                  | 865                     |
| 177                 | 0.175                           |                                 |                         |
| 316                 | 0.100                           |                                 |                         |
| 399                 | 0.118                           |                                 |                         |
| 482                 | 0.140                           |                                 |                         |

(다) Polyurethane foam의 열적 특성

| Thermal conductivity<br>(W/m°C) | Mean specific heat<br>(J/kg °C) | Bulk density<br>(kg/m³) |
|---------------------------------|---------------------------------|-------------------------|
| 0.019                           | 1045                            | 30                      |

(라) 실리콘 고무판의 열적 성질

내열성 : 250 ~ 315 °C

내한성 : -60 ~ -95 °C

경도 : 10 ~ 90 도

인장강도 : 40 ~ 110 kg/cm²

신율 : 100 ~ 1,200 %

인열강도 : 6 ~ 45 kgf/cm

난연성 : UL94V-0, V-1, V-2 (연소시 가스 발생 없음)

(3) 부품의 기술사양

(가) 1차 저장용기

- 최고설계압력 및 허용온도 : 최고압력 7.4 MPa (75.4 kg/cm<sup>2</sup>) @ 38℃
- 진공설계압력 및 허용온도 : 진공압력 10<sup>-5</sup>~10<sup>-6</sup> kPa @ 550 ℃
- Body 재질 Stainless steel type 316L
- 용기 밸브 허용한계온도범위 : -195° to 632 ℃ (13.8 MPa @ 316° ℃)
  - Hoke bellows sealed valve 3/8" 4213Q6Y
- 1차 저장용기내 TiH<sub>1.009</sub> 의 양론을 가진 트리타이드의 온도에 따른 트리튬 기체 평형 압력

| 온도( ℃ ) | 평형압력(atm)   |
|---------|-------------|
| 300     | 2.86729E-06 |
| 350     | 4.34134E-05 |
| 400     | 0.000438954 |
| 450     | 0.003222842 |
| 500     | 0.018283151 |
| 550     | 0.083998173 |
| 600     | 0.324065727 |
| 650     | 1.080110988 |
| 700     | 3.181041312 |
| 750     | 8.429752363 |
| 800     | 20.3992999  |
| 850     | 45.62883241 |
| 900     | 95.29222626 |
| 950     | 187.3808889 |
| 1000    | 349.4010129 |

(나) 2차 저장용기

- 최고설계압력 : 1.5 MPa @ 38℃
- 허용 설계온도 : 400 ℃
- Body 재질 Stainless steel type 304
- Sampling Valve : Swagelok®사의 Bleed Valve(상품 코드: SS-BVM2-SH-C3)  
재질: STS316



사용온도 및 허용압력 범위 : 37℃(10,000psig)-454℃(6085psig)

- Metal O-ring : Garlock Helicoflex® (상품코드; U 8 6 32 09 055 SE B)  
재질: STS316 (사용온도: 극저온(Cryogenic)에서 540℃)  
사용압력범위 : Ultra High Vacuum ~ 60000 PSI(4100 bar)  
표면 처리: 은 코팅(사용온도범위: 극저온(Cryogenic) ~ 649 ℃)
- 1차 저장용기 완충용 실리콘 고무판 : 최고 사용온도 은 250 ~ 315 ℃  
실리콘 고무판은 2차 저장용기의 차폐 및 격납 성능에 영향을 미치는 요소는 아니다.

#### (다) 드럼용기

- Body 재질 : Stainless steel type 304
- 완충재 : 우레탄 폼(사용온도 범위 -30℃ ~180 ℃)
- 단열재 : 3M 단열재(사용온도 범위 1000 ℃ 이상)
- Inner Shell 재질 : Stainless steel type 304

#### (4) 정상운반조건에 대한 열 평가

과학기술부고시 제2001-23호 제45조 정상운반조건에 대한 입증시험 항목에는 열시험에 대해 명시되어 있지 않다. 다만, 제22조(운반용기의 일반기준) 2항 2호, 제25조(A형 운반용기의 기술기준)5호, 및 제26조(B(U)형 운반용기의 기술기준) 14호에서는 각각 섭씨 -40도 내지 섭씨 55도, 섭씨 -40도 내지 섭씨 70도, 섭씨 -40도 내지 섭씨 38도의 범위에 해당하는 온도의 환경에서 건전성이 유지되도록 하고 있다.

#### (가) 정상상태에서의 붕괴열에 의한 운반용기 내부온도 계산

과학기술부고시 제2001-23호 제26조(B(U)형 운반용기의 기술기준) 14호에서는 섭씨 -40도 내지 섭씨 38도의 주변온도의 환경에서 건전성이 유지될 것을 규정하고 있다. 1차 저장용기에는 500 kCi의 트리튬이 들어 있으며 베타선 붕괴에 의한 내부열이 발생된다. 베타선의 에너지는 최대 18.54 keV 정도이며, 평균적으로는 5.69 keV 정도이다. 이러한 미열로 인한 내부 저장용기의 온도 상승을 예측하는 것이 중요하다. 왜냐하면 저장용기의 단열 작용으로 말미암아 내부온도가 지나치게 상승하면 1차 저장용기의 건전성이 손상받기 때문이다. 섭씨 38 도의 외부환경에 노출된 경우, 내부 저장용기의 온

도 상층을 HEATING 7<sup>1)</sup>코드를 통해 예측하였다.

#### (나) HEATING 7 코드 개요

미국 방사선 안전정보 컴퓨터 센터(Radiation Safety Information Computational Center, RSICC)에서 관리되고 있는 HEATING 7은 범용 다차원 유한차분 열전달 해석 코드로서 정상상태와 전이상태의 열전달 문제를 1, 2, 3차원으로 직교좌표, 원형좌표, 원통형좌표로서 계산할 수 있다. 다양한 물질과 열해석을 위한 변수들을 시간 및 온도에 따라 사용할 수 있다. 열발생률은 시간, 온도, 위치에 따라 설정이 가능하며 경계 온도 역시 시간과 위치에 따라 설정이 가능하다. 면과 주변 혹은 면과 면사이의 경계 조건은 온도나 혹은 열속, 대류, 복사와 같은 변수들의 조합으로 설정이 가능하다. HEATING 7은 쉬운 입력 형태를 가지고 있다.

HEATING 7은 정상상태의 열전달 계산을 위해 extrapolation, direct-solution, conjugate gradient의 세가지를 이용한 point-successive-overrelaxation iterative method를 사용한다. 또한, 전이상태의 계산은 Crank-Nicolson implicit, Classical Implicit Procedure(CIP), Classical Explicit Procedure(CEP), Levy explicit method 등의 여러 가지 finite-different schemes중에 하나를 사용한다. HEATING 7 모델 작성 방법은 다음과 같다.

- ① 실제 문제에 적합한 기하 형태(geometry type)를 선정한다.
- ② 구역을 설정한다.
- ③ 각 구역별 물질을 설정한다.
- ④ 각 구역별 초기 온도 조건을 설정한다.
- ⑤ 열 발생 구역을 지정한다.
- ⑥ 각 구역별 경계조건을 설정한다.
- ⑦ 전체 모델의 격자구조를 설정한다.
- ⑧ 필요할 경우, 각 변수에 해당하는 함수를 지정한다.
- ⑨ 전이상태에 대한 계산시 시간에 따른 값을 설정한다.
- ⑩ 구하고자 하는 결과 형태를 지정한다.

위와 같은 방법으로 각각의 단계별로 입력 항목들을 작성하여 코드의 입력파일을 완성한다. 이렇게 완성된 입력 화일을 이용해서 코드를 실행한다. 이 전산코드는 사용후 핵연료 운반용기의 열해석에 널리 사용되어 오고 있다.

#### (다) HEATING 7 코드의 적용 및 평가

앞에서 서술한 바와 같이 HEATING 7 코드는 여러 가지 특징을 가지고 있으며 실제 현상 및 문제에 적용하기 위해 비교적 용이한 특징을 가지고 있다. 하지만 실제 해

결하고자 하는 문제에 대한 철저한 분석을 통해서 모델링하는 작업을 거쳐야 신뢰할 만한 결과를 얻을 수 있다.

트리튬 저장용기는 저장뿐만 아니라 필요시 운반해야 하므로 안전성을 위한 다중 방벽개념의 2중 용기 그리고 외부 드럼 구조로 밀봉되어 있다. 그리고 열적 안전성을 확보하기 위하여 사이에 단열층을 포함하고 있다.

열해석 코드를 사용한 트리튬 저장용기에 대한 신뢰성이 있는 분석 결과를 도출하기 위해서는 우선적으로 트리튬 저장용기에 대한 모델링 작업이 필요하게 된다. 실제 현상을 예측하는데 어려움이 수반된다면 그 항목에 대해서는 가정을 거쳐 분석을 수행하게 된다.

먼저 트리튬 운반용기에 대한 기하학적 분석을 수행하였다. 트리튬 운반용기는 원통형의 용기로서 단열재 및 다중 용기 벽을 통한 열 분포가 대칭적이라는 점을 고려하여 2차원 좌표를 사용하였다. 금속 저장재 내의 중심(용기 중심) 부분을 대칭으로 하여 용기의 절반 부분을 대상으로 분석을 수행하였다. 본 해석에서 사용한 용기의 단면도 및 치수는 그림 3.15에 나타나 있다. 1차 저장용기(SUS 316) 내부에는 티타늄 스펀지가 장입되어 있으며 2차 저장용기(SUS 304)와의 사이에는 공간부를 공기층으로 가정하였다. 2차 저장용기 외부에 3M사의 단열재 그리고 폴리우레탄폼 층으로 구성되며 전체적으로 SUS 304재질의 드럼으로 밀봉된 형태의 규격이다.

#### (라) HEATING 7 코드의 열해석 모델링

##### ① 열전달계수

운반용기에서의 열전달은 전도, 대류 및 복사 등 3가지 열전달 모드로 이루어지며, 대류 및 복사열전달계수의 선정이 매우 중요하다. 대류열전달은 밀폐된 내부공간의 자연대류와 용기의 외부표면에서 대기에 의한 자연대류 열전달이 있으며, 열전달계수는 다음 식으로 정의된다.

$$h_{nc}(\text{cavity}) = Nu_{\delta} \frac{k}{\delta}$$

$$h_{nc}(\text{surface}) = Nu_d \frac{k}{d}$$

여기서,

$$Nu_{\delta} = c(\text{Gr Pr})^a, \quad \text{Gr}_{\delta} = g \beta(\Delta T)\delta^3/\nu^2$$

$$Nu_d = c(\text{Gr Pr})^a, \quad \text{Gr}_d = g \beta(\Delta T)d^3/\nu^2$$

$k$  : Thermal conductivity (W/m°C)

$a$  : Exponent dependent on the flow regime

$c$  : Coefficient dependent on the flow regime and geometry

- g : Acceleration of gravity (m/sec<sup>2</sup>)
- d : Diameter of cask (m)
- δ : Gap clearance between capsule and inner shell (m)
- β : Coefficient of volumetric expansion (1/°C)
- ΔT : Temperature difference (°C)
- ν : Dynamic viscosity (m<sup>2</sup>/s)

위와 같은 관계식을 사용하여 다음과 같이 자연대류 열전달계수를 얻을 수 있었다.

- 운반용기의 내부공간  $h_{nc} = 1.50(\Delta T)^{0.250}$
- 운반용기의 외부표면  $h_{nc} = 1.80(\Delta T)^{0.250}$

운반용기 외부표면에서 복사열전달이 일어나며, 복사열전달은 다음 식으로 설명된다.

$$q = A\sigma\epsilon(T_s^4 - T_a^4)$$

여기서,

- q : Heat flow (W)
- A : Heat transfer area (m<sup>2</sup>)
- σ : Stefan-Boltzmann constant (= 5.669×10<sup>-8</sup> W/m<sup>2</sup>K<sup>4</sup>)
- ε : Emissivity of surface material
- Ts : Surface temperature (K)
- Ta : Ambient temperature (K)

이와 같은 복사열전달은 주로 고온에서 크게 일어나며, 같은 온도에서는 재료의 방사율(emissivity)에 영향을 받는다. 운반용기의 외부셸 및 충격완충체의 표면은 스테인리스강으로 구성되며, 정상조건에서는 방사율을 0.36으로 적용하였다. 또한 화재사고조건에서는 표면 방사율(ε)을 0.9로 외부화염으로부터 흡수율(α)을 0.8로 적용하였다. 따라서 화재사고조건에서 용기표면의 유효 방사율(effective emissivity)은 다음과 같이 정의된다.

$$\epsilon_{eff} = \frac{1}{(1/\epsilon - 1/\alpha - 1)} = 0.735$$

태양복사열은 법규에서 규정하고 있는 용기표면이 곡면일 경우의 태양열유속 400 W/m<sup>2</sup> 을 고려하였다.

## ② 열해석 모델

열해석을 위한 해석조건은 법규에서 규정하고 있는 정상 수송조건 중 고온 조건

및 가상 화재사고조건을 적용하였다. 즉, 초기조건은 주변온도가 38℃이고 태양열 유속이 최대인 고온 조건이며, 이 상태에서 화재가 발생하여 30분 동안 800℃로 화염이 진행된 후 자연 냉각되는 조건이다. 트리튬으로부터 방출되는 붕괴열은 보수적인 값을 취하여 초기 인벤토리에서 나오는 17W로 고려하였다. 운반용기는 원주형이고 좌우 대칭의 복잡한 구조를 가지나, 열해석에서는 2차원 구조로 단순화 시킨 해석 모델을 설정하였다. 그림 3.16는 HEATING 7 코드 입력을 위한 구획화된 2차원 모델이다.

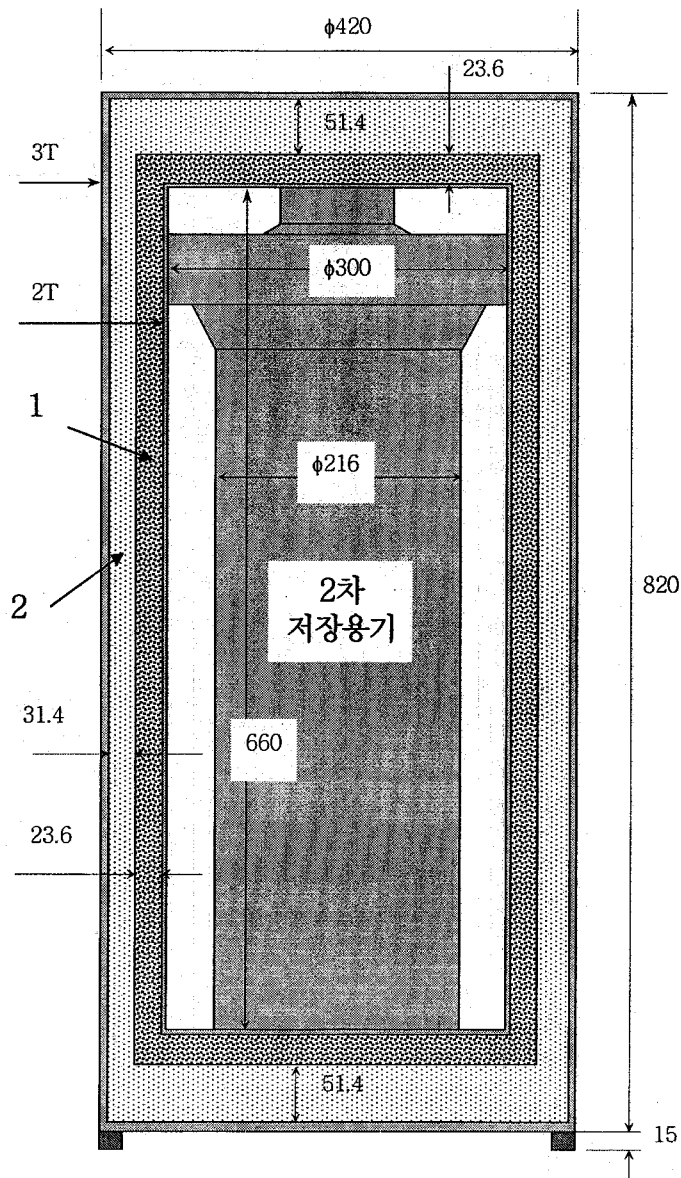


그림 3.15. 트리튬 운반용기의 개략적 다중벽 단면도 및 치수

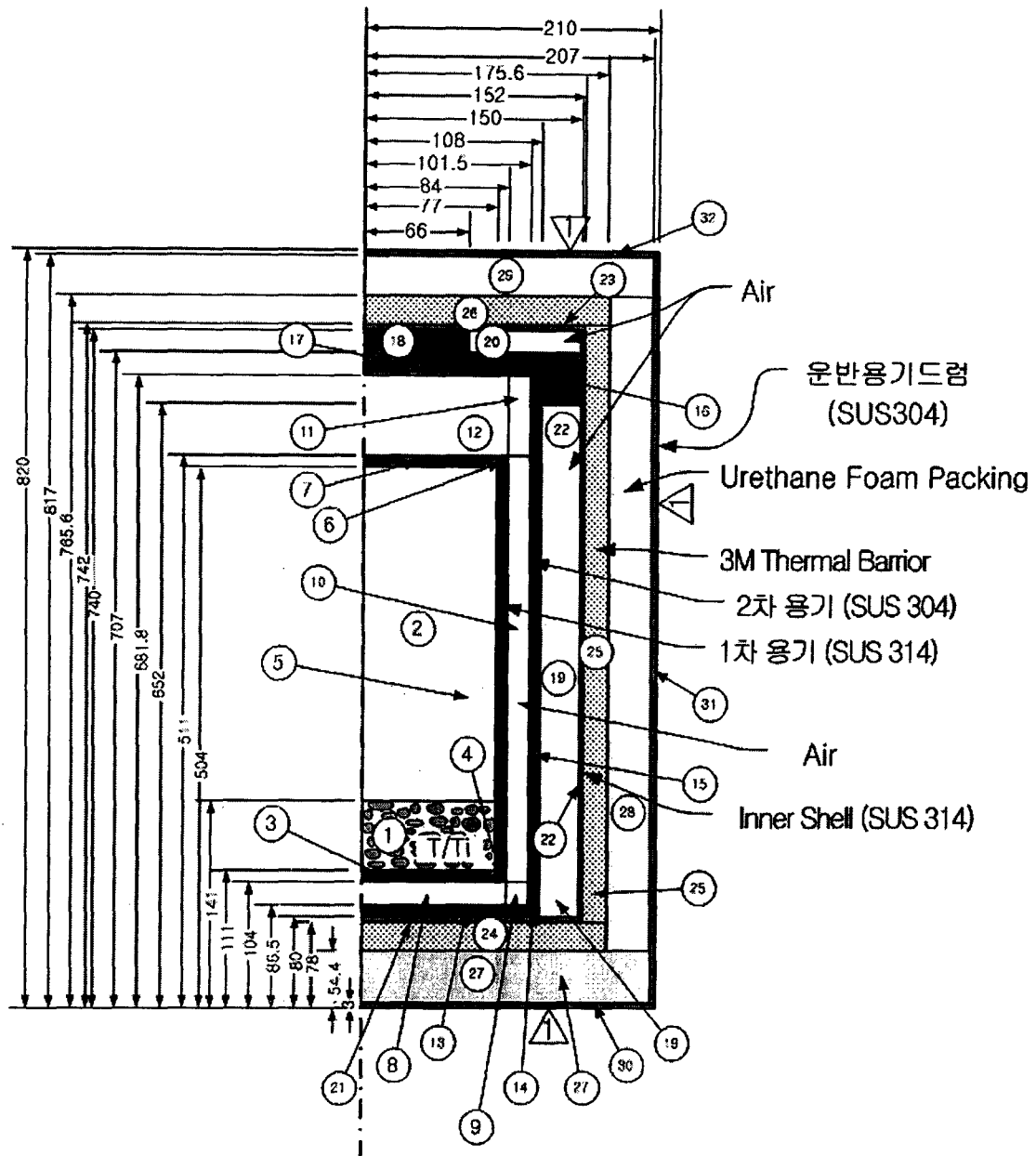
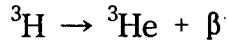


그림 3.16. 트리튬 운반용기 2차원 다중벽 모델 및 치수

(마) 저장시간에 따른 트리튬 붕괴열

1차 저장용기는 재질이 스테인레스강으로 내부 용적은 약 6.5ℓ로 850g의 티타늄 스펀지가 들어 있다. 각 저장용기 당 약 500 kCi의 트리튬이 저장된다. 트리튬은 약 12.33년의 반감기를 가지며 아래 반응식과 같이 붕괴하여 He-3를 생성시키므로 일

정기간 이상 장기 저장시 헬륨을 수용할 수 있는 압력용기 이어야 한다.



트리튬 붕괴시 발생하는  $\beta$ 선 에너지 값은 최대 15.895 keV 그리고 평균 5.69 keV 값을 갖는다. 초기 500 kCi의 트리튬이 티타늄에 흡장된 티타늄 트리타이드의 시간에 따른 붕괴열(  $H_d(t)$  )은 다음 식으로 나타낼 수 있다.

$$\begin{aligned} H_d(t) &= 5 \times 10^5 \times 3.7 \times 10^{10} \text{s}^{-1} \times 5.69 \text{ keV s}^{-1} \times e^{(-\lambda t)} \\ &= 1.05 \times 10^{17} e^{(-\lambda t)} \text{ keV s}^{-1} \\ &= 16.9 e^{(-\lambda t)} \text{ W} \end{aligned}$$

이 식에서 붕괴상수( $\lambda$ )는

$$\lambda = \ln 2 / t_{1/2} = 1.78 \times 10^{-9} \text{ s}^{-1}$$

이며 저장 초기에 많은 발열이 예상된다. 따라서 티타늄 저장재에서 500 kCi의 트리튬을 흡장했을 경우 저장 초기 붕괴열은 약 17W 정도로 발열량이 예측되며, 저장 시간에 따라 트리튬이 붕괴 감소하여서 발열량도 줄어들 것이다. 예로서 12.33년 후에는 약 8.4W의 발열이 수반된다.

#### (바) HEATING 7 코드의 열평가 결과

##### ① 고온조건

법규에서 규정하고 있는 고온 조건은 주변 온도가 38℃에서 최대의 태양 복사열이 용기표면에 흡수되는 경우이다. 가장 보수적인 조건으로 곡면의 운반용기 표면에 1일당 일광량이 400 W/m<sup>2</sup>인 열적 환경과 상기에서 계산된 500kCi 트리튬의 양에 해당하는 저장 초기 붕괴열 값을 용기 내부에 발생하는 것으로 적용해서 계산을 수행하였다. 트리튬이 고정화된 직후, 드럼 용기 내에 넣어져 정상적으로 운반되는 것을 가정한 것으로 외부 환경 및 초기 온도 조건을 38℃로 설정하고 붕괴열에 의한 온도 상승에 대해서 모사 시간은 7일로 설정하였다. 그림 3.17은 티타늄 저장재에 흡장된 트리튬이 붕괴되면서 자연적으로 발생하는 붕괴열을 그 열원으로 하여 트리튬 운반용기의 열전달 현상을 해석한 결과이다. 트리튬 저장재, 2차 저장용기 외부, inner shell, 3M 단열재와 운반용기 외부면 등 주요부위의 온도 추이를 나타내었다.

저장용기가 7일 동안 수송상태에 있을 경우 1차 저장용기 내부의 티타늄 스펀지 저장재 부분의 온도가 약 140℃ 이상 상승하는 것으로 나타났다. 운반용기 외부 표면은 4일 만에 정상상태의 약 50℃의 온도로 정상상태에 도달되었지만 폴리우레탄폼의 단열 효과가 우수하여 내부 온도들은 8일 이후에야 약 143℃로 정상상태에 도달되었다. 이

것은 트리튬으로부터 지속적으로 발생하는 붕괴열은 용기 본체를 이루는 스테인리스강의 열전도율이 비교적 커서 열전달이 잘되지만 완충재로 사용되어진 두꺼운 폴리우레탄폼 층의 낮은 열전도율에 의해 나타난 결과이다. 운반용기 표면의 온도가 약 50℃까지 상승한 주 요인은 트리튬의 붕괴열과 외부의 태양열에 의한 영향이라고 판단된다.

티타늄에 흡장된 트리튬의 평형 해리압력은 400℃까지도 거의 무시할만한 수준으로 저장용기 내 트리튬 분압을 형성하지 않기 때문에 외부 유출이나 용기벽 확산은 없다. 저장재의 온도는 이보다 훨씬 낮고 주변 2차 저장용기나 단열재의 열적 건전성이 충분히 유지됨을 알 수 있다. 1차 저장용기 내 트리튬 붕괴열은 운반용기 외부에 영향을 미치지 않는 것으로 판단된다. 따라서, 현재 제작된 저장용기와 운반용기는 열적 안전성 측면에서 붕괴열에 대한 부분에 있어서도 운반 중에는 안전성을 확보하고 있다고 판단할 수 있다.

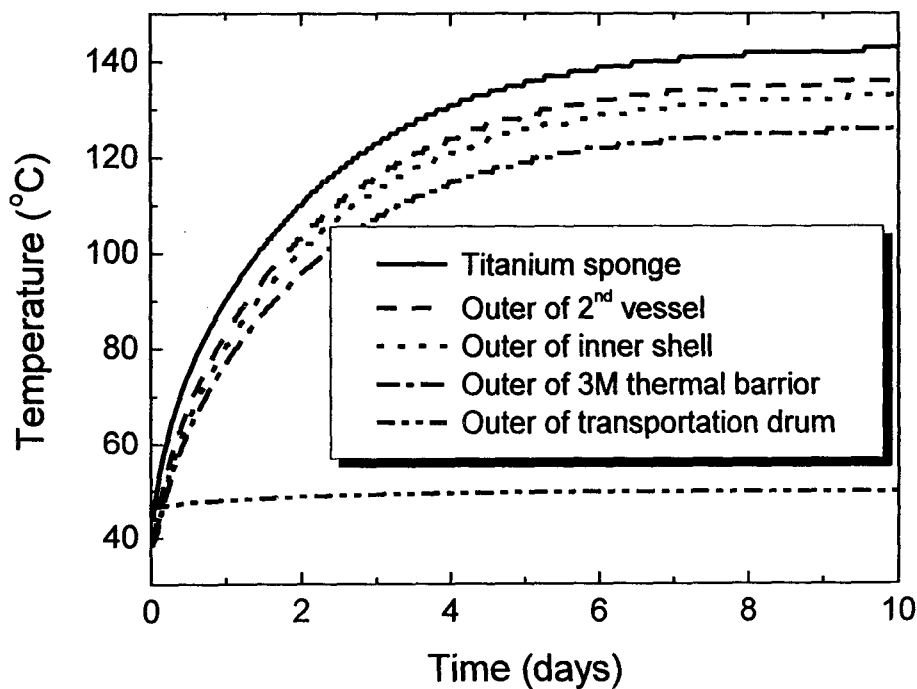


그림 3.17. 400 W/m<sup>2</sup>인 일광조건과 38℃ 주변온도의 환경에서 붕괴열에 의한 운반용기 내의 시간에 따른 온도변화



## ② 저온조건

저온조건은 주변온도가  $-40^{\circ}\text{C}$ 에서 태양 복사열이 없는 경우이며, 이때 내부 트리튬의 붕괴열이 없다고 가정하면 가장 보수적인 조건이 된다. 이 상태가 오랫동안 지속된다면 운반용기 모든 부위의 온도가  $-40^{\circ}\text{C}$ 가 될 것이며, 이 경우에도 운반용기를 이루는 재료들의 열적 건전성에는 하등의 문제가 없는 것으로 판단된다.

### (4) 운반사고조건에 대한 열 평가

과학기술부고시 제2001-23호 방사성물질등의 포장 및 운반에 관한 규정 제45조 제1항 2호에는 운반사고조건에 대한 열시험 항목이 명시되어 있다. 운반용기는 제26조제3호의 별표의 규정에 의한 일광조건과 방사성내용물로 인한 내부 발생열의 최대설계조건에서 섭씨 38도의 주위온도조건 및 열적 평형상태에 있는 시험물을 섭씨 800도의 화재환경에 30분간 노출된 후 자연 냉각하도록 하고 있다. HEATING 7 코드를 이용하여 트리튬 운반용기의 운반사고조건에 대한 열평가를 수행하였다.

가장 보수적인 경우를 평가하기 위하여 가상화재 사고조건 해석을 위한 초기조건으로 주변 온도가  $38^{\circ}\text{C}$ 에서 최대의 태양 복사열이 용기표면에 흡수되는 경우의 고온 조건에서 7일간 방치한 경우를 열적 정상상태의 초기조건으로 하였다. 그리고 용기 내부 완충제인 폴리우레탄폼이 타서 없어지고 3M 단열재 외벽이 직접  $800^{\circ}\text{C}$  화염이 닿는 경우의 보수적인 조건으로 가정하여 해석을 하였다. 고온조건에서 정상상태의 온도를 구한 후, 이 온도를 열적 평형상태인 초기조건으로 가정하여 화재사고시 시간 변화에 따른 과도상태(transient state)에 대한 해석을 수행하였다.

그림 3.18는 초기  $143^{\circ}\text{C}$ 에서 열적 평형상태에 있는 운반용기의 3M 단열재가 직접  $800^{\circ}\text{C}$ 의 화재 온도상태에 30분 노출된 후 자연 냉각되는 가상 화재사고 조건의 경우를 모사하였다. 운반용기의 3M 단열재의 외부 온도는 화재가 종료되는 시점인 30분에서  $780^{\circ}\text{C}$  정도의 피크 온도를 보여주다가 시간이 지남에 따라 냉각되었다. 그러나 내부 저장용기 및 티타늄 저장재의 온도는  $200^{\circ}\text{C}$ 를 조금 상회하는 수준으로 평가되었다.

결과를 살펴보면, 저장용기와 저장재의 경우 거의 비슷한 온도 변화를 나타내고 있으며 초기 온도  $143^{\circ}\text{C}$ 의 열적 평형상태에서 30분간의 화재조건을 지나 약 2시간이 경과한 후에는 약  $200^{\circ}\text{C}$  이하로 자연 냉각되는 것으로 나타났다. Inner shell 외부의 경우를 보면, 외부 온도의 영향으로 30분의 시간이 경과한 후 약  $300^{\circ}\text{C}$  정도 부근까지 상승하는 것을 볼 수 있고, 3M 단열재 외부는 30분 후 자연 냉각되어 2시간 후에는 약  $80^{\circ}\text{C}$  정도까지 냉각됨을 보여주고 있다. 이러한 결과만을 고려한다면, 운반용기의 단열 효과는 급격한 온도 변화에서도 1차 및 2차 저장용기를 안전한  $300^{\circ}\text{C}$  이하 온도 범위 내에서 유지 할 수 있는 결론을 얻을 수 있다.

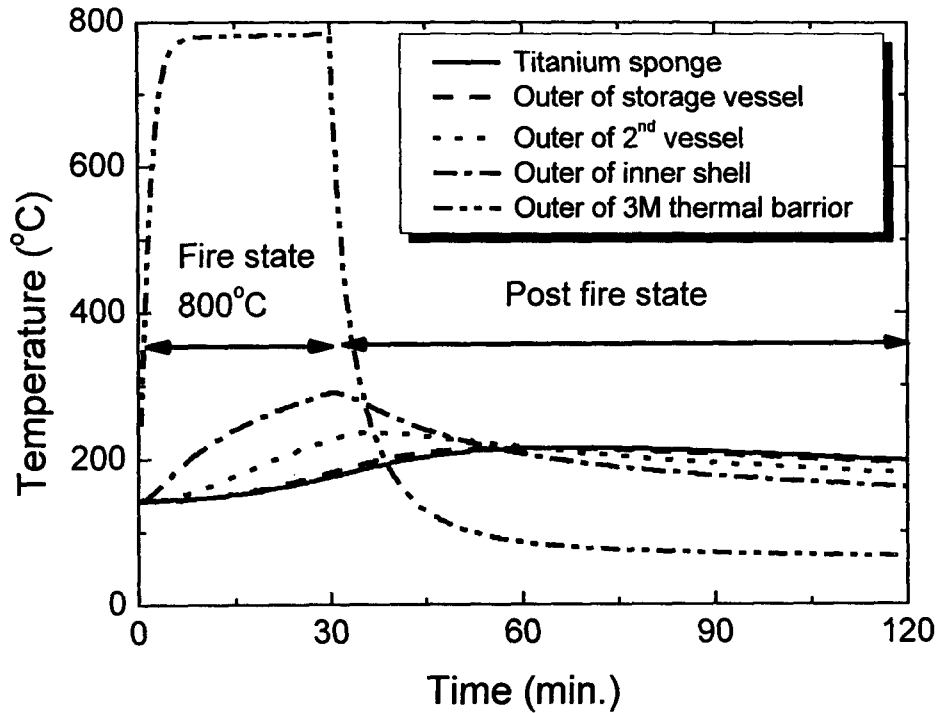


그림 3.18. 800°C 환경에서 30분 노출시 시간에 따른 운반용기 내의 온도변화

#### 마. 격납 평가

##### (1) 검토 및 결과

1차 격납 경계인 1차 저장용기는 트리튬의 평형압력은 극도로 낮은 수준이므로 압력 차에 의한 2차 용기로의 유출은 거의 일어나지 않는다고 판단된다. 1차 저장용기의 본체 및 모든 부품은 고압의 7.4MPa@38°C와 초진공의  $10^{-5} \sim 10^{-6}$  kPa@550°C를 동시에 만족시키도록 설계되어 있다.

트리튬 운반용기의 운반사고조건에서 2차 격납경계인 2차 저장용기의 구조적 건전성은 구조평가 및 열평가를 통해 입증하였다. 사고조건인 섭씨 800도의 외부환경에 노출된 경우, 2차 격납 경계인 2차 용기는 최대 400도 가까이 온도가 상승할 수 있으며, 이

때 최대 내부압력은 2.2기압 정도이다. 2차 저장용기의 설계압력이 1.5 MPa@38°C이며, 최고허용온도가 섭씨 400도이므로 가상사고에서도 충분히 운반용기의 격납 성능을 유지할 수 있다고 판단된다. 특히 격납계통에서 기밀성이 요구되는 부품인 금속 O-링 및 샘플링 밸브는 최고 사용온도가 각각 540°C 및 454°C로서 운반사고조건에서도 무난히 격납경계를 유지할 수 있다고 판단된다.

## (2) 격납경계

운반용기의 격납경계는 운반 대상물인 트리튬 1차 저장용기가 1차 격납경계를 이루며, 다시 1차 저장용기를 밀폐하고 있는 2차 저장용기가 2차 격납경계를 이룬다. 즉 2차 격납 경계는 2차 저장용기 내부 공간, 2차 저장용기 몸체, 2차 저장용기 막음 플랜지 및 샘플링 밸브로 형성된다.

### (가) 1차 저장용기의 격납 특성

운반 대상물인 1차 저장용기는 그 자체로 고온 고압조건에서 방사성 물질의 누설되지 않도록 설계된 것으로서 1차 격납경계를 형성한다. 1차 저장용기에 대하여 ASME SEC VIII Rivision 2, Alternaive Rules Part AT(ARTICLE T-4, Pneumatic Tests)의 규정에 따라 용기의 내압성 및 기밀성 시험을 각각 수행하여 밀봉확인 및 누설이 없는 것으로 확인된 것이다.

트리튬 기체를 티타늄 스펀지에 흡장하여 장기간(50년간)에 걸쳐 안전하게 보관하는 기능을 가지는 1차 저장용기는 스테인리스강관(SUS 316L, 6인치, Sch. 40)을 기본 재료로 하며, 두께는 7mm이다. 이 저장용기는 티타늄 스펀지의 활성화에 필요한 고진공과 50년간 저장 후 트리튬 붕괴에 의해 생성되는 헬륨-3의 압력에 안전하게 견딜 수 있도록 설계 및 제작된 것이다. 따라서 트리튬 흡탈장 조작, 보관 및 운반 등을 수행하기 위해 필요한 기계적 강도, 내구성, 내식성, 기밀성 그리고 내방사선성을 두루 갖춘 압력 용기이다. 1차 저장용기는 상단에 2개의 고온 고압 밸브 그리고 밸브 보호캡으로 이루어져 모든 부위는 용접되어 일체로 구성되어 있다.

1차 저장용기의 본체 및 모든 부품은 KEPIC QAP의 18개 항목의 요건에 따라 수립된 품질보증에 적용된 공정으로 제작된 것이다. 설계조건과 재질조건은 다음과 같다.

(설계조건)

- ① 운전압력 : 6.7 MPa (68.3 kg/cm<sup>2</sup>)
- ② 운전온도 : 38°C
- ③ 설계압력 1 : 7.4 MPa (75.4 kg/cm<sup>2</sup>)
- ④ 설계온도 1 : 38°C

⑤ 설계압력 2 :  $10^{-5} \sim 10^{-6}$  kPa

⑥ 설계온도 2 : 550 °C

(재질조건)

① Shell : A312 TP316L

② Head : A403 WP304L

③ Fitting and valves : 316SS

### ① 1차 저장용기의 방사성 물질의 누출

정상운전 조건에서는 1차 저장용기에서 트리튬의 평형압력은 극도로 낮은 수준이므로 압력 차에 의한 2차 용기로의 유출은 거의 일어나지 않는다. 티타늄 수소화물의 양론별 평형압력 상관식은 표 3.3에 나타나 있다. 따라서 2차 격납경계인 2차 저장용기 내의 트리튬 존재는 무시할 수 있다.

표 3.3. 티타늄 수소화물의 양론에 따른 수소 평형압력

| Equation for equilibrium pressure       | $P = \frac{1}{760} \exp\left(\frac{A}{RT} + B\right)$ , atm |       |
|---|---|-------|
|   | Constants   |       |
| Stoichiometry                           | A   | B     |
| TiH <sub>0.418</sub> ( $\alpha+\beta$ ) | -24,350   | 15.45 |
| TiH <sub>0.604</sub> ( $\beta$ )        | -30,400   | 19.86 |
| TiH <sub>0.803</sub> ( $\beta$ )        | -30,600   | 21.55 |
| TiH <sub>1.009</sub> ( $\beta+\gamma$ ) | -38,550   | 27.73 |

### ② 1차 저장용기에서의 트리튬 금속확산

수소 분위기와 접하고 있는 금속은 그 표면에 용해되어 금속내부로 농도차에 의한 확산에 의해 2차 용기 내부로 유출을 고려할 수 있다. 이들의 확산계수를 표 3.4에 나타내었다. 그러나 앞서 언급된 실온에서 1차 저장용기 내에 형성되는 트리튬의 분압이나 용기 재료내 확산계수는 극도로 낮은 수준이므로 용기 금속을 통한 확산은 일어나지 않는다. 따라서 2차 격납경계인 2차 저장용기 내부에서 트리튬 형성은 무시할 수 있다. 따라서 2차 격납 경계인 2차 용기의 주요 역할은 방사성 물질의 격납보다 물리적인 완충과 단열을 할 수 있는 1차 용기의 보호기능을 담당한다고 할 수 있다.

표 3.4. 스테인리스강에 대한 수소의 확산계수 및 용해도 상관식

|  | Equation                                   | Pre-exponential       | Activation energy |
|--|--|-----------------------|-------------------|
| Diffusivity, cm <sup>2</sup> /s  | $D = D_0 \exp\left(-\frac{E_D}{RT}\right)$ | $D_0$                 | $E_D$             |
|  |  | $8.17 \times 10^{-3}$ | -55,990           |
| Solubility constant, cm <sup>3</sup> /(cm <sup>3</sup> Pa <sup>1/2</sup> ) | $S = S_0 \exp\left(-\frac{E_S}{RT}\right)$ | $S_0$                 | $E_S$             |
|  |  | $3.36 \times 10^{-3}$ | -7,213            |

(나) 2차 저장용기의 격납 특성

2차 격납공간을 제공하는 2차 저장용기 재질은 STS304이고, 몸체 두께는 6.5 mm이다. 몸체를 구성하는 하부캡, 파이프관 및 플랜지부는 모든 부위가 용접되어 있다. 몸체 윗면은 막음 플랜지와 연결되어 금속 O-링을 매개로 하여 격납공간을 유지하고 있다. 막음 플랜지에는 샘플링 밸브가 설치되어 있어서 격납공간의 건전성을 확인하는데 사용된다. 격납공간은 정상수송조건 및 사고 조건에서도 그 건전성이 유지되도록 설계되어 있다. 2차 저장용기는 내압 1.5 MPa 및 주변온도 400℃에서도 성능이 유지되도록 설계되었다.

격납 용기에서 관통되는 부분은 막음 플랜지의 샘플링 밸브이다. 샘플링 밸브는 1/4 in NPT 나사로 연결된다. 샘플링 밸브의 허용압력은 10,000psig(37℃)-6085psig(454℃)이며, 최대 허용 누설율은 0.1 std cm<sup>3</sup>/min이다.

격납 용기의 개폐는 막음 플랜지를 통하게 되며, 밀봉은 금속 O-링으로 한다. 금속 O-링의 사용압력범위는 초진공(Ultra High Vacuum) ~ 4100 bar(60000 psi)이며, 공인 씰링성능(Sealing Performance)은 헬륨 기체 누설을 기준으로  $Q < 10^{-9}$  Torr.Liters.s<sup>-1</sup>(Q: leak late)이다.

격납 용기의 모든 연결부는 용접되었으며, 모든 용접은 ASME sec. IV에 부합되도록 하였다.

(3) 정상운반 조건(Normal Condition)에 대한 격납평가

방사성물질 수송시스템에서의 격납은 공공의 건강에 영향을 미칠 수 있는 방사성물질의 방출을 방지하기 위해 매우 중요하다. 따라서 과기부 고시 제 2001-23호, IAEA Safety Standard Series No.TS-R-1 및 10 CFR Part 71에서는 방사성물질을 운반하기

위한 수송시스템은 방사성물질을 운반하는 동안 안전성 문제를 야기하지 않도록 격납 시스템을 설계하고 평가하여야 한다고 명시하고 있다.

미국규격인 ANSI N14.5와 국제규격인 ISO 12807에서는 격납 평가에 대한 절차를 기술하고 있다. 따라서, ANSI N14.5 및 ISO 12807의 규정에 따라 KT-500 수송용기에 트리튬 500,000 ci를 운반하는 경우에 대한 격납 평가를 수행하였다.

(가) 허용 누설률

격납 평가를 수행하기 위해 국내·외 관련법규에서 규정하고 있는 트리튬(H-3)의  $A_2$  값은  $1.08 \times 10^3$  ci이다. 따라서, 방사능의 허용 방출률( $R_N$ )은 식 (1)로부터  $3.0 \times 10^{-7}$  ci로 계산되었다.

$$R_N = A_2 \times 10^{-6} \times \frac{1}{3600} \text{ ci} \dots\dots\dots (1)$$

허용 누설률은 단위 시간당 격납 경계로부터 누설되는 유체의 허용 체적이므로 단위 체적 당 방사능 농도로부터 결정된다.

트리튬 운반용기의 격납 경계는 트리튬을 티타늄 트리타이드 형태로 고정하여 저장하고 있는 1차 저장용기이다. 저장용기의 내부 체적은 6,500  $\text{cm}^3$ 이고, 티타늄 트리타이드의 체적은 6,322  $\text{cm}^3$ 이므로, 저장용기의 자유체적( $V_N$ )은 178  $\text{cm}^3$ 이다.

트리튬 1차 저장용기 내 트리튬은 크기 2~12 mm 정도의 티타늄에 티타늄 트리타이드 형태로 고정되어 있으며, 시간에 따라 티타늄 트리타이드 내의 트리튬은  $\beta$  붕괴하여 He-3 기체를 일부 방출하게 된다. 그러나 He-3 기체는 방사성물질이 아니므로 격납 평가에 있어 고려하여야 할 방사성물질은 트리튬 단일 핵종뿐이다.

티타늄 트리타이드는 상온에서는 완전한 고체로 볼 수 있지만, 온도가 상승함에 따라 트리튬을 기체 상태로 방출하게 된다. 따라서, 온도에 따른 트리튬의 발생량 및 방사선량은 표 3.5에 나타내었으며, 단위체적 당 방사능 농도( $C_N$ )은 식 (2)와 표 3.5으로부터  $6.5 \times 10^{-18}$  ci/ $\text{cm}^3$ 로 계산되었다.

표 3.5. 온도에 따른 트리튬( $T_2$ ) 발생량 및 방사선량

| 온도 $^{\circ}\text{C}$ (K) | 트리튬 발생량 (mole)         | 방사선량 (Ci)              | 온도 $^{\circ}\text{C}$ (K) | 트리튬 발생량 (mole)         | 방사선량 (Ci)             |
|---------------------------|------------------------|------------------------|---------------------------|------------------------|-----------------------|
| 25(298)                   | $2.05 \times 10^{-20}$ | $1.15 \times 10^{-15}$ | 400(673)                  | $5.17 \times 10^{-05}$ | 2.91                  |
| 50(323)                   | $2.92 \times 10^{-18}$ | $1.85 \times 10^{-13}$ | 500(773)                  | $1.87 \times 10^{-03}$ | $1.05 \times 10^{02}$ |

|          |                        |                        |            |                        |                       |
|----------|------------------------|------------------------|------------|------------------------|-----------------------|
| 100(373) | $7.94 \times 10^{-15}$ | $4.48 \times 10^{-10}$ | 600(873)   | $2.94 \times 10^{-02}$ | $1.66 \times 10^{03}$ |
| 200(473) | $3.73 \times 10^{-10}$ | $2.11 \times 10^{-05}$ | 700(973)   | $2.59 \times 10^{-01}$ | $1.46 \times 10^{04}$ |
| 300(573) | $3.96 \times 10^{-07}$ | $2.23 \times 10^{-02}$ | 800(1,073) | 1.51                   | $8.49 \times 10^{05}$ |

$$C_N = \frac{RI_{TN}}{V_N} \text{ ci/cm}^3 \dots\dots\dots (2)$$

따라서, KT-500 수송용기에 트리튬 500,000 ci를 운반할 경우 허용 누설률( $L_N$ )은 식 (3)으로부터  $4.6 \times 10^{10}$  cm<sup>3</sup>/s로 평가되었다.

$$L_N = \frac{R_N}{C_N} \dots\dots\dots (3)$$

(나) Reference Helium Leak Rate

단위체적당 허용 누설률( $L_N$ )은 운반용기의 압력 및 온도에 의존한다. 따라서, 누설시험을 수행하기 위해서는 허용 누설률은 reference air 또는 helium leak rate로 변환되어야 한다.

KT-500 운반용기의 누설시험은 helium leak test로 수행할 예정이다. 따라서, reference helium leak rate를 산출하였다.

Helium leak test에서의 stream은 up-stream 조건이므로 reference helium leak rate( $L_{he}$ )는 식 (4)에 의해  $2.9 \times 10^6$  cm<sup>3</sup>/s로 평가되었다.

$$L_{he} = (F_c + F_m) (P_u - P_d) (P_a/P_u) \text{ cm}^3/\text{s} \dots\dots\dots (4)$$

$$F_c = (2.49 \times 10^6 \times D^4) / a\mu \text{ cm}^3/\text{atm} \cdot \text{s} \dots\dots\dots (5)$$

$$F_m = [3.81 \times 10^3 \times D^3 (T/M)^{0.5}] / aP_a \text{ cm}^3/\text{atm} \cdot \text{s} \dots\dots\dots (6)$$

여기서,  $F_c$  : coefficient of continuum flow  
 $F_m$  : coefficient of free molecular flow  
 $P_u$  : fluid up-stream pressure  
 $P_d$  : fluid down-stream pressure  
 $P_a$  : average stream pressure  
 $a$  : leakage hole length  
 $D$  : leakage hole diameter  
 $\mu$  : fluid viscosity  
 $M$  : molecular weight  
 $T$  : fluid absolute temperature

#### (4) 운반사고 조건에 대한 격납평가

##### (가) 허용 누설률

격납 평가를 수행하기 위한 사고조건에서의 방사능의 허용 방출률( $R_A$ )는 식 (7)로부터  $1.7 \times 10^{-3}$  ci로 계산되었다.

$$R_A = A_2 \times 10^{-6} \times \frac{1}{86400} \times \frac{1}{7} \text{ ci} \dots\dots\dots (7)$$

허용 누설률은 단위 시간당 격납 경계로부터 누설되는 유체의 허용 체적이므로, 단위 체적 당 방사능 농도로부터 결정된다. 따라서 1차 저장용기 내의 방사선량이 얼마나 되는가 하는 것은 매우 중요하다.

티타늄 트리타이드로부터 발생하는 트리튬은 표 3.5에서와 같이 온도에 의존하므로, 방사선량이 얼마나 되는지 알기 위해서는 저장용기 내의 기체 온도가 얼마인지 알아야 한다.

KT-500 수송용기는 사고조건 시 1차 저장용기 표면의 온도는 200 °C 이하이다. 그러나, 격납평가에서는 보수적인 평가를 위하여 200 °C에서 발생하는 방사선량을 적용하였다.

트리튬 운반용기의 격납 경계인 저장용기의 자유체적( $V_A$ )는 178 cm<sup>3</sup>이므로, 단위체적 당 방사능 농도( $C_A$ )는 식 (2)와 표 3.5으로부터  $2.5 \times 10^{-12}$  ci/cm<sup>3</sup>로 계산되었다.



따라서, KT-500 수송용기에 트리튬 500,000 ci를 운반할 경우 허용 누설률( $L_A$ )는 식 (3)으로부터  $1.2 \times 10^5$  cm<sup>3</sup>/s로 평가되었다.

#### (나) Reference Helium Leak Rate

운반용기의 압력 및 온도에 의존하는 단위체적당 허용 누설률( $L_A$ )는 누설시험 수행 시의 허용 누설률인 reference helium leak rate로 변환하였으며, reference helium leak rate( $L_{he}$ )는 식 (4)에 의해  $9.2 \times 10^4$  cm<sup>3</sup>/s로 평가되었다.

### 바. 방사선차폐평가

과학기술부고시 제2001-23호 방사성물질등의 포장 및 운반에 관한 규정 제22조 운반용기의 일반기준 14항에서는 운반이 가능한 최대수량이 들어 있을 때 운반용기 외부표면에서의 방사선량률은 시간당 2밀리시버트를 초과하지 아니하고 전용운반의 경우에는 시간당 10밀리시버트를 초과하지 아니하도록 하고 있다. 또한 제2001-23호 방사성물질등의 포장 및 운반에 관한 규정 제26조(B(U)형 운반용기의 기술기준 제6항에서는 가상 사고조건을 수행 한 후, 외부표면으로부터 1미터 지점에서 방사선량률이 시간당 10밀리시버트를 초과하지 아니하도록 하고 있다. 이에 트리튬 운반용기는 위의 규정을 준수할 수 있는지 평가하였다.

#### (1) 검토 및 결과

트리튬 운반용기에서 누출되는 방사선에 대한 차폐 특성 및 용기 표면의 방사선량을 계산하기 위해 MCNP 방사선 차폐용 전산코드를 사용하여 계산한 결과, 트리튬에서 발생된  $\beta$ -ray 선량은 1차 저장용기 외부 표면에서 0으로 계산되었다. 따라서  $\beta$ -ray는 1차 저장용기 벽을 투과하지 못하는 것으로 나타났으며, 트리튬 운반용기는 방사선 차폐에는 전혀 이상이 없는 것으로 나타났다.

#### (2) 선원사양

트리튬 운반용기의 방사선원은 500 kCi의 트리튬(Tritium, or H(3))이다. 트리튬은 1차 저장용기 내에서 티타늄 스펀지에 흡장되어 metal hydride의 고체 형태로 저장되어 있다. 트리튬은 상온에서 거의 방출되지 않고 안정된 고체상의 metal hydride 상태를 유지하도록 되어 있다. 트리튬은 티타늄 스펀지에 TiH의 1:1의 원소비의 metal hydride 고체상으로 저장된다.

트리튬은 양성자 하나로 구성된 수소원자 핵에 두개의 중성자가 과잉 공급된 방사성 동위원소이다. 트리튬은 구성핵의 불안정성으로 인하여 음전자인 베타선을 방출하면서 He-3로 안정화된다. 트리튬의 붕괴 반감기는 12.3년이다. 트리튬은 유해한 감마선은 없고, 순수하게 베타선만을 방출하는 방사성 붕괴 물질이다. 베타선의 에너지는 최대 18.54 keV 정도이며, 평균적으로는 5.69 keV 정도이다. 공기 중에서 베타선의 이동거리는 최대 6mm 정도이며, 수중에서는 최대 7 $\mu$ m 정도로서, 베타선은 손쉽게 차폐가 가능한 방사선이다.

### (3) 계산모델

방사선 차폐평가는 트리튬 운반용기의 방사선 분포를 계산하고 결정하는 것에 기초한다. 트리튬 운반용기에서 누출되는 방사선에 대한 차폐 특성 및 용기 표면의 방사선량을 계산하기 위해 MCNP 방사선 차폐용 전산코드를 사용하였다.

MCNP(Mont Carlo N-Parcle Transport Code)는 몬테카를로법을 구현한 다목적 중성자-감마선 몬테카를로 코드이다. MCNP 코드는 확률적으로 입자의 물리적 현상을 하나씩 추적하여 모사하는 3차원 코드로서 시간이 많이 걸리지만, 정확한 값을 얻을 수 있고, 거의 모든 문제를 다룰 수 있는 이점이 있다.

운반대상물인 트리튬 1차 저장용기는 모양이 원통 형태를 띠기 때문에 그림 3.19과 같이 원통으로 가정했다. 원통형 차폐모델의 크기는 지름 16.5cm 에 높이 42cm로 실제 1차 저장용기의 크기에 가깝게 설정하였다. 1차 저장용기의 재질은 STS316L이다. 용기내의 방사선량은 500 kCi의 트리튬을 저장하는 것으로 가정하고 코드 작업시에 입력변수로서 사용하였다. 사용된 삼중수소 저장용기 관련 변수들은 표 3.6과 같다. 일단 삼중수소 저장용기내에 삼중수소가 Ti sponge와 결합된 상태로 존재하기 때문에 방사선원 (radiation source)의 형태는 volume source로서 가정을 했다. 트리튬 붕괴 과정에서 발생하는 방사선은  $\beta$ -ray이다. 따라서 본 계산에서도 방사선의 에너지와 종류를 트리튬에 맞도록 설정해서 코드 작업을 수행하였다. MCNP 코드의 계산 횟수는 백만번(10e6) 수행하도록 하였다. 또한 결과는 MCNP 코드에서 단위 면적당 통과하는 flux를 계산하는 F2 tally를 사용하였다.

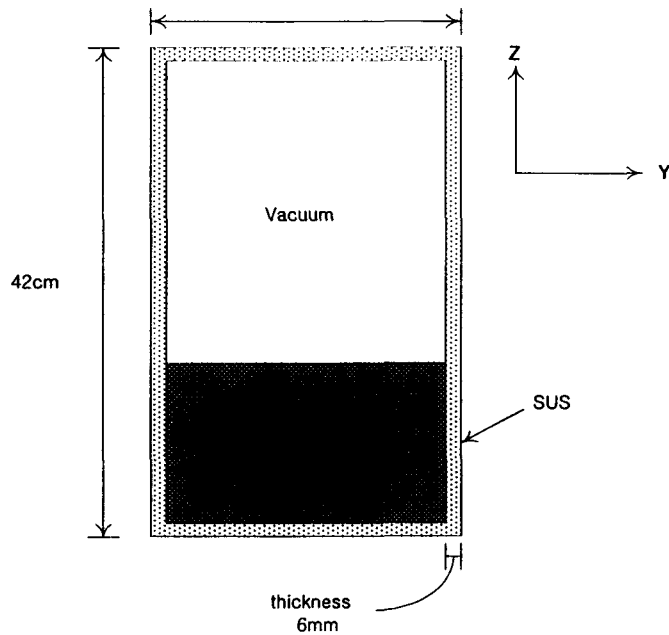


그림 3.19. 트리튬 1차 저장용기 차폐 모델

표 3.6. MCNP 계산에 사용된 여러 가지 변수

| 입력변수     | 값                             |
|----------|-------------------------------|
| 방사선원항    | 트리튬 - volume source           |
| 방사선원항 형태 | cylinder                      |
| 크기       | 높이 42, 지름 16.5, 두께 0.6 (cm)   |
| 재질       | 스테인리스스틸 316L                  |
| 방사선량     | 500 kCi                       |
| 계산방식     | F2 tally (#/cm <sup>2</sup> ) |
| 계산모드     | electron mode                 |
| 계산 횟수    | 10E6                          |

#### (4) 방사선차폐평가

여러 가지 입력 변수들과 MCNP 코드를 사용하여 트리튬 1차 저장용기의 외부 표면으로 방출되는 방사선의 양을 계산했다. 일반적으로  $\beta$ -ray는 금속을 투과하지 못하는 것으로 알려져 있으며, 본 계산 결과에서도 트리튬에서 발생된  $\beta$ -ray 선량은 저장용기 외부 표면에서 0으로 계산되었다. 일반적으로 감마선 방출 핵종을 저장 및 운반하는 용기에 대해서는 이러한 외부 피폭에 관련된 차폐계산이 중요하게 고려되어야 한다. 하지만 트리튬은의 경우에는 비교적 약한 베타선을 방출하기 때문에 외부피폭에

의한 영향은 무시될 수 있을 것으로 보여진다.

1차 저장용기 밖으로 방출되는 방사선량이 없으므로 운반용기 전체에 대한 차폐평가는 무시하기로 한다.

## 사. 핵임계평가

트리튬은 핵임계물질이 아니며, 핵분열성물질의 면제기준에 해당되어 핵임계평가는 제외한다.

### 아. 운반용기의 조작 및 운영절차

트리튬 운반용기의 조작 및 운영절차 중 주요 단계는 저장용기의 인수 및 검사, 운반용기로의 포장, 운반용기 이송 그리고 운반용기의 개봉이 된다. 각 단계에서는 방사선 방호를 위한 보건물리학적 조치가 반드시 수반되어야 한다.

#### (1) 트리튬 1차 저장용기 인수 및 검사

1차 저장용기 인수 및 검사작업의 목적은 운반용기에 밀봉시키기 전에 자체적으로 1차 저장용기 표면의 “오염” 여부를 검사하는 것이다.

- 인도된 1차 저장용기 내에 저장된 정확한 트리튬 양(Ci)을 인도자로부터 확인한다.
- 인도된 1차 저장용기는 표면 방사선량율을 측정을 실시한다. 1차 저장용기는 사업소 안에서 기타 포장이 없이 운반이 가능하도록 제작된 것이므로, 이 때 표면 방사선량율은 과학기술부고시 제2001-23호 방사성물질등의 포장 및 운반에 관한 규정 제 15조에 의거하여 외부표면에서의 방사선량률이 시간당 10밀리시버트를 초과하지 않아야 한다.
- 또한 1차 저장용기 표면은 사람이 접촉이 가능한 물체이므로 이 경우, 제2001-23호 6조에서 표면오염도의 제한값은 베타 감마방출체 및 저독성 알파방출체의 경우  $4 \text{ Bq/cm}^2$ 을 초과하지 않아야 한다.
- 이와 같이 1차 저장용기의 표면이 오염되지 않았다고 판정된 경우 1차 저장용기를 직접 취급할 수 있다.
- 1차 저장용기는 표준 저울을 이용하여 무게를 측정한다. 측정된 무게는 방사성 물질 운반명세서에 기입하게 된다.

- 1차 저장용기는 포장하기 전에 시간당 트리튬 누설율을 측정한다. 트리튬 누설율 측정은 다음의 helium leak rate를 측정한다.

◎ 트리튬 누설율 시험

① 관련 자료

ANSI N 14.5 (1987) : American National Standard for radioactive materials  
- leakage tests on packages for shipment

② 기준

- 열시험 후 저장용기 온도 : 200℃ 이하
- 누출차단 (leaktight) : 저장용기의 가스누출율  $1 \times 10^{-7}$  std cm<sup>3</sup>/sec (공기) 이하 또는 동등.

③ 근거

- 과학기술부 과학기술부고시 제2001-23호 방사성물질등의 포장 및 운반에 관한 규정에 의하면, B형 운반용기는 정상운반조건 시험후 방사성물질의 시간당 누설량은 A<sub>2</sub> 값의 10<sup>-6</sup> 이하, 운반사고조건 시험후 방사성물질의 1주 누설량은 A<sub>2</sub> 값 이하이어야 한다고 명시되어 있다. 그런데 운반용기 평가에 있어 방사성물질의 허용 누설량(허용 누설율)은 허용 가스누출율로 환산하여 결정하는 것이 일반적이다. 이러한 방법은 ANSI 14.5 "American National Standard for Radioactive Materials- Leakage Tests on Packages for Shipment" 와 International Standard ISO 12807 "Safe Transport of Radioactive Materials-Leakage Testing on Packages"에 상세히 기술되어 있다.

○ 용기 및 저장된 트리튬의 양

트리튬 1차 저장용기의 설계 트리튬 저장량은 500,000 Ci로 B형 운반용기에 넣어 운반하여야 한다. 1차 용기의 사양은 다음과 같다.

- 1차 저장용기의 내부 부피 : 6,500 mL
- 1차 저장용기의 내부 유효부피 (내부 부피 - 티타늄 부피) : 6,322 mL
- 티타늄 무게 : 850 g
- 티타늄 부피 : 178 mL

- 초기 트리튬 몰 : 8.87 mole
- 초기 트리튬 방사능량 : 500,000 Ci

트리튬 1차 저장용기내 트리튬은 크기 2-12 mm 정도의 티타늄에 티타늄 트리타이드 형태로 고정되어 있다. 티타늄 트리타이드는 실온에서 완전한 고체이다. 다만, 고온에서는 트리튬을 기체 상태로 방출한다.

시간에 따라 티타늄 트리타이드내의 트리튬은 β-붕괴하여 He-3 기체를 일부 방출하게 된다. He-3 기체는 방사성물질이 아니다.

가스 누출시험시 방사성물질의 형태와 관련하여 고려하여야 할 사항은 방사성물질인 트리튬 단일 핵종이며, 온도에 따른 트리튬 기체의 발생량과 티타늄 트리타이드의 안정성 등이다.

#### ○ 허용 트리튬의 누설율

본문 중 “5. 격납평가의 허용 누설율 계산” 참조.

#### ④ 시험 절차

- 1차 저장용기를 가스누출시험장비 (챔버)에 넣고 뚜껑을 닫는다.
- 가스누출시험장비를 헬륨누출감지기에 연결한다.
- 감압하면서 헬륨누출감지기 사용설명서에 따라 헬륨누출율(mbar · L/s)을 측정한다.
- 이 값을 Back ground 값으로 기록한다. ( $V_{BG}$ )
- 저장용기에 헬륨가스를 채운다.
- 가스누출시험장비를 헬륨누출감지기에 연결한다.
- 감압하면서 헬륨누출감지기 사용설명서에 따라 헬륨누출율(mbar · L/s)을 측정한다. ( $V_M$ )
- 다음 식에 따라 가스누출율(공기)를 계산한다.

$$\text{가스누출율 (공기)} = 1.013 * (V_M - V_{BG}) / 1.96$$

#### ⑤ 시험판정기준

각 시험에 대하여 저장용기의 helium leak rate가  $2.9 \times 10^6$  cm<sup>3</sup>/s (공기) 이하 또는 동등하면 운반용기의 건전성에 이상이 없는 것으로 판정한다.

#### (2) 트리튬 1차 저장용기의 포장 및 밀봉

인수 및 검사가 끝난 1차 저장용기는 검사시설에서 운반시설로 옮겨져 트리튬 운반

용기에 밀봉된다. 1차 저장용기의 운반용기내 포장 및 밀봉 절차는 다음과 같다.

(가) 운반용기의 준비

- 운반용기는 드럼용기 및 2차 저장용기로 구성된다.
- 2차 저장용기는 드럼용기 내에 항상 고정되어 있는 상태이며, 필요한 경우가 아니면 드럼용기로부터 분리시키지 않아야 한다.
- 운반용기는 작업 도중에 움직이지 않도록 고정해야 한다.

(나) 1차 저장용기의 운반용기 내 설치

- 드럼용기 마개 및 2차 저장용기의 상부 막음 플랜지를 열고, 2차 저장용기 바닥면에 직경 230mm 두께 5mm 완충용 실리콘 고무판을 깎는다.
- 1차 저장용기를 2차 저장용기에 넣는다.
- 1차 저장용기의 취급시, 가능하면 부착된 밸브류에 충격이 가지 않도록 한다.
- 1차 저장용기를 넣은 후, 윗면에는 직경 195mm 두께 3mm 완충용 실리콘 고무판을 덮는다.
- 2차 저장용기 상단의 고정판을 1차 저장용기 윗면에 덮고, 좌여서 1차 저장용기가 흔들리지 않도록 한다. 고정판을 죄는 정도는 따로 정해져 있지 않으나, 정상인 2인이 양쪽에서 균등하게 잡고 돌려서 움직임이 없을 때까지 한다.
- 급속 O-링을 2차 저장용기에 설치하고 막음 플랜지를 덮는다.
- 플랜지 볼트를 좌여서 2차 저장용기를 밀봉한다. 볼트의 조임토크는 2 kg·m이다.
- 막음 플랜지 윗면에 설치된 샘플링 밸브 및 밸브 보호캡이 설계에 따라 제대로 붙어 있는지 확인한다. 밸브 보호캡이 흔들리지 않는지 재차 확인한다.
- 드럼용기 마개를 닫고 버클링으로 고정한다.

(다) 운반용기의 표면 방사선량을 측정한다.

- 조립이 완료된 운반용기는 표면 방사능 측정을 실시한다. 1
- 운반용기 외부표면에서의 방사선량률이 시간당 10밀리시버트를 초과하지 않는지 확인하여야 한다.
- 운반용기 외부표면에서 2미터 떨어진 위치에서 시간당 0.1밀리시버트를 초과하지 않는지 확인하여야 한다.
- 운반용기는 운반물 등급 분류기준의 제 1종 백색운반물 기준으로 외부표면 임의 점에서의 최대 방사선량률이 0.005 mSv/h 이하로 확인한다.

- 1차 저장용기의 방사선 측정은 훈련받은 보건물리요원에 의해 행하여져야 한다.

(라) 운반용기의 무게를 측정한다.

- 운반시설 바닥면에 고정된 운반용기의 고정을 해제한다.
- 운반용기에 부착된 인양고리에 크레인용 쇠줄을 연결하고 크레인을 이용하여 운반용기를 이동한다.
- 표준 저울을 이용하여 운반용기의 무게를 측정한다. 측정된 무게는 방사성 물질 운반명세서에 기입하게 된다.

(3) 트리튬 운반용기의 운송절차

트리튬 운반용기를 장거리 운반하기 위해서는 먼저 관련 운반서류를 작성하여야 한다. 트리튬 운반용기의 수송은 전용수송차량을 이용한다. 운반용기는 수송차량의 바닥면에 수직으로 고정되어 운반하게 된다.

(가) 운반서류 작성

- 방사선규칙 제115조제1항의 규정에 의하여 송하인이 작성하여야 할 서류는 다음과 같다.
  1. 트리튬 운반용기 운반명세서
  2. 트리튬 운반용기의 검사기록부
- 트리튬 운반용기 운반명세서에는 다음의 사항들이 포함된다.
  1. 방사선규칙 별표6의 규정에 의한 해당 운반명 및 설명  
“방사성물질, B(U)형 운반물/ 비핵분열성”
  2. 국제연합의 위험물 분류번호 “7”
  3. 방사선규칙 별표 6의 규정에 의한 트리튬 운반물에 부여된 국제 연합번호  
“UN 2916”
  4. 각 방사성핵종의 명칭 또는 기호 “Tritium (1), T(H-3)”
  5. 방사성물질의 물리적 및 화학적 형태의 기술 “Metal Tritide Storage Vessel”
  6. 방사성내용물의 최대 방사능량 “500 kCi”
  7. 운반물의 등급 “제1종 백색운반물”
  8. 운반지수(제1종 백색운반물은 해당없음)
  9. 핵임계안전지수(핵분열성물질의 면제기준에 해당)



10. 당해 화물에 적용되는 관계당국의 승인증명서가 있는 경우에는 이에 대한 확인표시

11. 덩포장 또는 화물컨테이너 안에 운반물이 있는 화물의 경우에는 덩포장 또는 화물컨테이너내의 각 운반물의 내용물, 또는 해당되는 경우 화물 내의 각 덩포장 또는 화물컨테이너에 대한 상세한 기술. 또한, 중간 하역시 덩포장 또는 화물컨테이너에서 운반물을 분리·적재 또는 하역하는 경우에는 이에 적합한 운반서류를 구비하여야 한다.

12. 운반물이 전용상태의 운반대상이므로 “전용운반”이라는 표기

- 트리톱 운반용기의 검사기록부에는 B(U)형 운반용기의 적용기준에 따라 적합성 여부를 점검한 검사내용이 포함된다.

#### (나) 선언서 작성

- 방사선규칙 제115조제2항의 규정에 의한 송하인의 선언서에는 다음의 내용 또는 이와 동등한 의미의 내용이 포함된다.

“나는 이 운반물의 방사성내용물을 적합한 운송명에 따라 충분하고 정확하게 기술하였고, 분류·포장·표시 및 표지를 하였으며, 적용되는 관련규정에 따라 (관련 운반수단을 기술한다.)에 의한 운반을 위하여 모든 면에서 적합한 조치를 하였음을 확인합니다.”

- 송하인은 선언서에 서명날인을 한다.

#### (다) 운반용기의 승강

- 트리톱 운반용기는 전용운반을 한다.
- 운반용기에 부착된 인양고리에 크레인용 쇠줄을 연결하고 크레인을 이용하여 수송차량으로 운반용기를 이동한다.
- 운반용기는 수송차량에 수직상태로 결속장치를 통해 수송차량 바닥면에 고정된다.
- 수송차량은 트리톱 운반용기 전용결속장치를 사용한다.
- 결속장치는 도로수송을 기준으로 길이방향으로 2g, 측면방향으로 1g, 하부수직방향으로 3g, 상부수직방향으로 2g의 하중계수를 준다.
- 운반용기를 결속하는 케이블은 500 kg 용량을 사용한다.

#### (4) 트리튬 1차 저장용기의 개봉절차

목적지에 도착한 수송차량으로부터 운반용기를 하강시키고, 1차 저장용기를 운반용기 내에서 회수하게 된다.

- 운반용기를 크레인을 이용하여 수송차량으로부터 하역한다.
- 하역된 운반용기는 지게차를 이용하여 해체시설로 옮긴다.
- 해체시설은 바닥에 배기 시설이 되어 있어서 시설 내 공기가 하강기류를 통해 외부로 배출되는 곳이어야 한다.
- 운반용기의 표면 방사선량을 측정한다. 제 1종 백색운반물 기준으로 외부표면 임의점에서의 최대 방사선량률이 0.005 mSv/h 이하로 이상이 없다고 확인된 후, 1차 저장용기를 운반용기로부터 회수 작업을 실시한다.
- 드럼용기의 버클링을 풀고 드럼 마개를 연다.
- 2차 저장용기 상부의 오염 여부를 확인한다. 이때 표면오염도는 4 Bq/cm<sup>2</sup>을 초과하지 않는지 확인한다.
- 막음 플랜지 상부에 설치된 밸브 보호캡을 연다.
- 샘플링 밸브 주변의 표면 오염도를 측정하여 4 Bq/cm<sup>2</sup>을 초과하지 않는지 확인한다.
- 샘플링 밸브 주변이 오염되지 않았다고 확인되면, 샘플링 밸브 배기구를 트리튬 기체 검출장치에 연결하고 밸브를 서서히 연다.
- 검출장치에서 트리튬이 검출되지 않으면, 2차 저장용기 플랜지 볼트를 풀고 막음 플랜지를 연다.
- 1차 저장용기 상부의 오염 여부를 확인한다. 이때 표면오염도는 4 Bq/cm<sup>2</sup>을 초과하지 않는지 확인한다.
- 2차 저장용기 내의 고정판을 열고 완충용 실리콘 시트를 제거한다.
- 2차 저장용기가 열려진 상태에서 1차 저장용기의 표면 방사선량을 측정하여 안전성을 확인한다.
- 2인이 양쪽에서 1차 저장용기 손잡이를 잡고 천천히 들어올려서 2차 저장용기로부터 제거한다.
- 작업 도중 표면 방사선량이 허용치 이상일 경우에는 드럼 용기를 속히 재밀봉하고 밀폐된 공간으로 운반용기를 옮긴다.
- 해체 작업은 훈련받은 보건물리요원에 의해 행하여 져야 하며, 호흡기로 방사성 기체가 들어가지 않도록 호흡기에는 안전장비를 착용하도록 한다.

**자. 운반용기의 유지 · 보수 절차 및 성능검사절차**

- 트리튬 운반용기에 대한 유지 및 보수 절차는 트리튬 운반용기 유지보수절차서에 따른다.
- 트리튬 운반용기에 대한 성능검사는 트리튬 운반용기 성능시험 계획서 및 절차서에 따른다.

## 2. 트리튬 운반용기 제작 보고서

### 가. 운반용기 제작 사양서

1. 품 명 : 시험용 트리튬 운반 용기(KT500A, KT500B) 제작
2. 수 량 : 1 Set
3. 규격 및 사양 : 제작도면참조 KT500A (도번: KAERI-TRI-D-A01, -D-A02, KAERI-TRI-S-A01, -S-A02, -S-A03, KAERI-TRI-B-A01) KT500B (도번: KAERI-TRI-T-A01, KAERI-TRI-T-A02)
4. 용기의 개요
  - 가. 시험용 트리튬 운반용기는 시험용 트리튬 드럼용기와 Inner Shell 및 시험용 트리튬 2차 저장용기로 구성된다. 이하 시험용 트리튬 운반용기를 “운반용기”라고 한다.
  - 나. 시험용 트리튬 드럼 용기는 외부의 물리적 충격이나 화재로 인한 열이 내부 용기(500kCi급 트리튬 1차 저장용기 및 2차 저장 용기)로 전달되는 것을 최소화하는 구실을 한다. 또한 시험용 트리튬 드럼용기는 운반에 적합한 외관을 지니고 있다. 외형은 원통형 드럼 형태로서 이하 시험용 트리튬 드럼 용기를 “드럼용기”라고 한다.
  - 다. 시험용 트리튬 2차 저장용기는 500kCi급 트리튬 1차 저장용기에서 방사성 물질이 누설될 경우에 대비한 2차 밀봉용 용기이다. 2차저장용기는 설계압력 1.5 MPa@38 의 고압용기로 제작하며, 2차 저장용기는 플랜지 형태로 개폐가 가능한 스테인리스강 304 재질의 고압용기로서 전체 높 이 660mm, 몸체 외경 216mm, 몸체 두께 6.5mm이다. 2차 저장용기의 상부 플랜지를 열고 1차 저장용기를 넣고, 플랜지의 기밀은 금속 o-ring 을 사용하여 유지시킨다. 시험용 트리튬 2차 저장용기는 Inner Shell로 감싼 후, 드럼용기에 삽입된다. 이하 시험용 트리튬 2차 저장용기를 “이 차용기”라고 한다.
  - 라. 본 “운반용기”는 방사성 물질 운반용기 시험체로서 장치의 실험목적 및 특성상 사전에 충분한 기술협의를 거친 후 상세설계 및 제작에 따른 제 반공정을 진행시켜야 한다.
  - 마. 본 “드럼용기”의 주요 구성은 드럼몸통, 드럼 마개, 배기구, 인양고리, 잠 금버클 등으로 이루어지며 특히 지정된 사양(허용 응력)이 정확하게 준 수되어야 한다. 그리고 “이차용기”의 주요 구성은 압력용기, 상부 플랜 지, 1차저장용기 고정판, 샘플링 밸브, 금속 O-ring 부분, 등으로 이루어 지며 특히 지정된 사양(사용 온도와 압력)이 정확하게 준수되어야 한다.

5. 용기의 주요 설계조건

가. 허용 압력 조건 : 드럼용기 - 600kg의 상부 하중 지탱, 내압 없음  
이차용기 - 1.5 MPa@38℃  
Inner Shell - 없음

나. 허용 온도 조건 : 드럼용기, Inner Shell - 없음  
이차용기 - 400℃

6. 용기의 각 부분별 상세설계/제작사양 및 관련 세부내용

가. 드럼 몸통 부분

(1) 스테인리스 STS304 재질로서 3mm 두께의 강판을 말아서 제작한다.  
기타 자세한 사항은 도면을 참조한다.

나. 드럼 마개 부분

(1) 드럼 마개의 외경은 425 mm, 두께는 3 mm로 제작한다.  
(2) 드럼 마개 중심에서 150 mm 떨어진 부분에 배기구를 설치한다.  
(3) 마개 두께는 3 mm로 제작한다.

다. 인양고리 부분

(1) 드럼몸통 상부의 4 곳에 인양용 핸들(handle)을 부착한다.  
(2) 인양용 핸들은 재료(STS304)의 항복강도를 초과하지 아니하고 400kg에 상당하는 하중을 지탱할 수 있어야 한다.

라. 드럼받침 부분

(1) 드럼몸통 하부 바닥에 등글게 림 형태로 두께 20 mm, 높이 15mm의 받침을 설치한다.  
(2) 받침 부분은 용기 몸통과 두께 3 mm, 높이 50 mm의 편(STS304)을 용접하여 덧붙여 부착구조를 강화한다.

마. 드럼체결 부분

(1) 드럼 몸통과 드럼 마개는 외부의 진동에도 견딜 수 있도록 4개의 잠금 버클을 설치한다.  
(2) 마개 체결부분은 체결 방법에 있어서 다소 조정이 가능하며, 잠금 버클의 사양은 충분한 기술협의 거쳐서 결정한다.

바. 드럼배기구 부분

- (1) 배기구는 드럼 마개 중심에서 150 mm 떨어진 부분에 설치한다.
- (2) 배기구 마개는 PE 재질로 제작한다.
- (3) 배기구는 드럼 윗면에 돌출되어서는 안되며, 가능한 함몰되지 않고 드럼 윗면에 일치하도록 제작한다.

사. 이차용기 몸체 부분

- (1) 스테인리스 강관 규격 KS D 3576 200A×Sch 20에 따라서 외경 216.3 mm 및 두께 6.5 mm로 하고, 하부용기를 마감하는 하부캡은 스테인리스 캡 규격(KS B 1541 200A x Sch 20)에 따라서 외경 216.3 mm, 두께 6.5 mm 및 높이 101.6 mm 규격으로 제작한다.
- (2) 몸체 상부의 플랜지 두께는 M16볼트 (길이 50mm) 암나사를 설치할 목적으로 막음 플랜지의 두께 20 mm 보다 충분히 두텁게 55 mm로 제작한다

아. 이차용기 막음 플랜지 부분

- (1) 볼트와 metal O-ring이 접하고 있는 막음 플랜지의 두께는 20 mm로 제작한다.
- (2) 내부쪽 두께는 26.2 mm로 두터우며, 샘플링 밸브가 설치되는 부위의 막음 플랜지 두께는 중심부에서 직경 92 mm 범위까지 13 mm로 20mm보다 얇게 제작한다.
- (3) 바로 밖의 막음 플랜지의 두께는 55 mm로서 샘플링 밸브 보호캡을 설치할 수 있도록 두텁게 제작한다.

자. Metal O-ring 부분

- (1) Metal O-ring은 상업적으로 시판되는 Garlock Helicoflex 사의 metal O-ring (상품코드 U 8 6 32 09055 SE B)을 적용하며 구매자(KAERI)가 공급한다.

차. 샘플링 밸브(sampling valve) 부분

- (1) 샘플링 밸브는 상업적으로 시판되는 Swagelok 사의 Bleed Valve(상품 코드: SS-BVM2-SH-C3)를 적용하며 구매자(KAERI)가 공급한다.
- (2) 막음 플랜지 부의 샘플링 밸브 접합부는 1/4 in male NPT 제작한다.

카. 이차용기 플랜지 체결 볼트

- (1) 플랜지부는 8개의 M16 볼트를 사용한다. 플랜지 체결 볼트는 용기재료와 동일한 STS304를 사용하고, 볼트의 응력계산법은 한국산업규격 KS B (기계)에 따른다.

다. INNER Shell 부분

- (1) Inner Shell은 2mm 두께의 STS 304 실린더형 원통으로서 Upper Shell 높이 162mm, Upper Shell 내경 300mm, Below Shell 높이 532mm, Below Shell 외경 296mm로 제작된다.

파. 본 시방서에 첨부된 장치의 “전체 개념도”에 따른 제작범위 및 특기사항

(1) 제작범위 제외사항

- 체결부분의 잠금버클은 일반 상용품을 적용한다.
- Silicone 고무판
- 3M 단열재 및 우레탄폼 설치는 협의 하에 공동 작업한다.

(2) Utility 공급사항 (KAERI 제공부분)

- Metal O-ring : Garlock Helicoflex 사의 metal O-ring  
(상품코드 U 8 6 32 09 055 SE B), 1ea
- Sampling Valve : Swagelok 사의 Bleed Valve  
(상품 코드: SS-BVM2-SH-C3), 1ea
- 3M 단열재
- 2액형 경질 우레탄폼제

7. 제작공정에 따른 기술협의 및 특기사항

가. 본 “운반용기”는 제작도면과 시방서에 의하여 제작하되 상세설계, 주요제작사양 및 기기선정, 기타 명시되어있지 않은 세부사항은 당소 제작감독원과 사전에 충분한 기술협의를 거친 후 제반공정을 진행시키도록 한다.

나. 상세설계 또는 제작과정에서 문제가 있을 경우에는 장치의 사용목적 및 특성에 영향을 주지 않는 범위 내에서 다소 조정할 수 있다.

다. 본 “운반용기”의 계약자는 계약체결후 소정 기일 이내에 당소에서 제시한 관련도면 및 제작시방내용을 참고하여 상세설계, 제작도면, 제작기술사양서, 주요기기명세서 등을 제출하여 사전 기술검토과정을 거친후 제작에 착수해야 한다.

라. 본 “운반용기”는 제반 실험조건에 대한 성능을 확인할 수 있도록, 장치의 납품 반입전 제작업체 현장에서 소정의 성능시험을 당소 제작감독원 입회 하에 실시하여 제반조건을 만족하여야 한다.

마. 본 “운반용기”의 계약자는 성능시험을 실시함에 있어서 이에 적극 협조하여야 하며, 또한 해당 관련자료 요구 시에는 이에 응해야 한다.

8. 관련자료 제출사항 :

| 관 련 자 료 제 출 내 용  | 제 출 기 일<br>(계약후) | 부 수 | 비 고 |
|--|------------------|-----|-----|
| 1) 운반용기의 각 부분별 상세설계도면  | 15일 이내           | 2 부 | 승인용 |
| 2) 주요기기 및 부품사양서(SPEC.)   | 15일 이내           | 2 부 | 승인용 |
| 3) 기타 장치관련자료 일체포함  | 납 기 내            | 3 부 | -   |
| - 특기사항 : 상기의 제출내용중 기일내에 미제출 또는 불성실한 내용으로 인한 납기 지체 에 대한 책임은 계약자에게 있다. |                  |     |     |

9. 납품장소

- 본 장치의 납품장소는 당소의 지정장소로 한다.

10. 납품일자

- 본 장치의 납품일자는 계약체결후 40일 이내로 한다.

11. 하자보증

- 본 장치의 하자보수 기간은 납품완료일로부터 1년으로 한다. 끝.

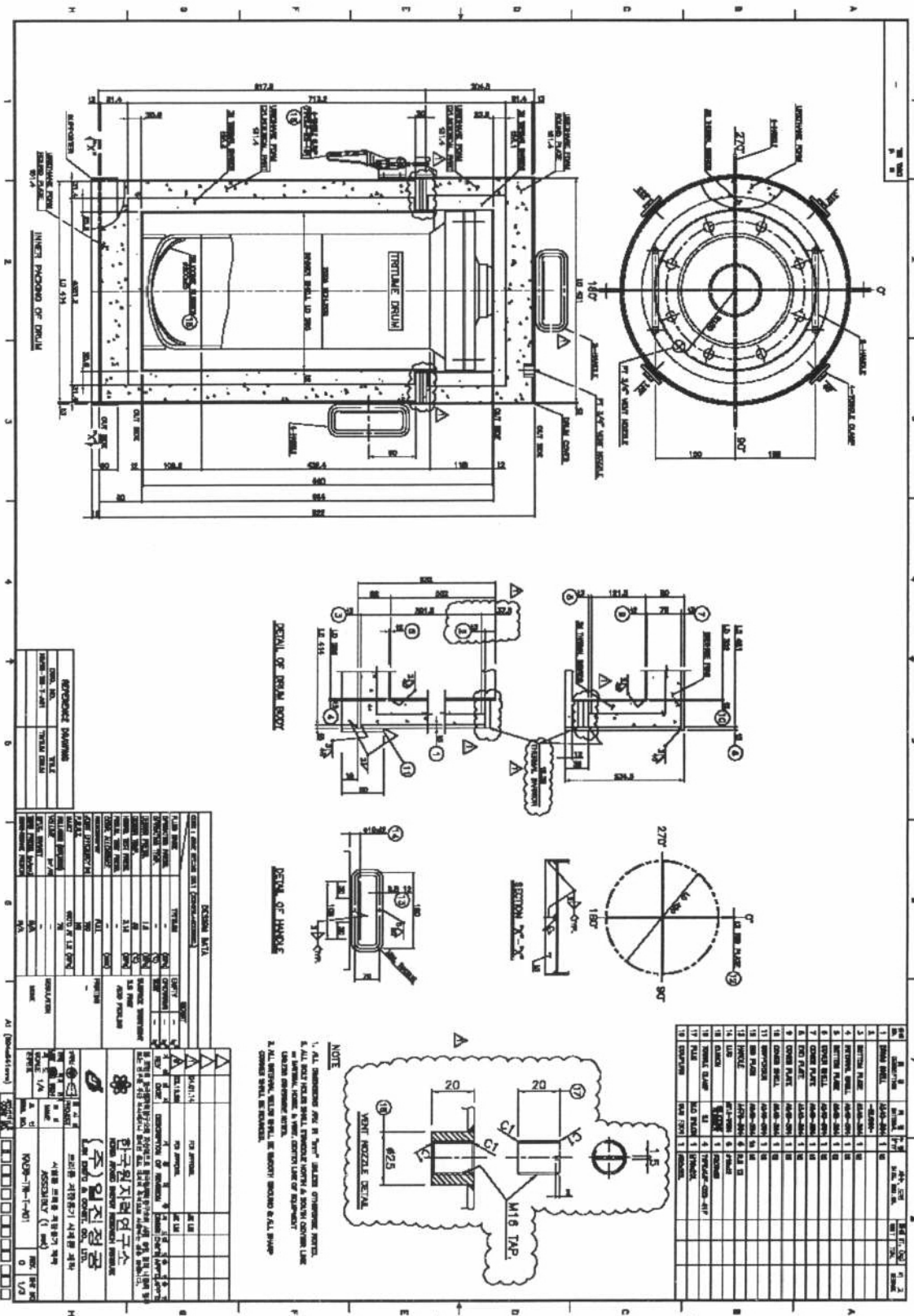
2003. 11. 26.

트리튬취급기술개발과제책임자

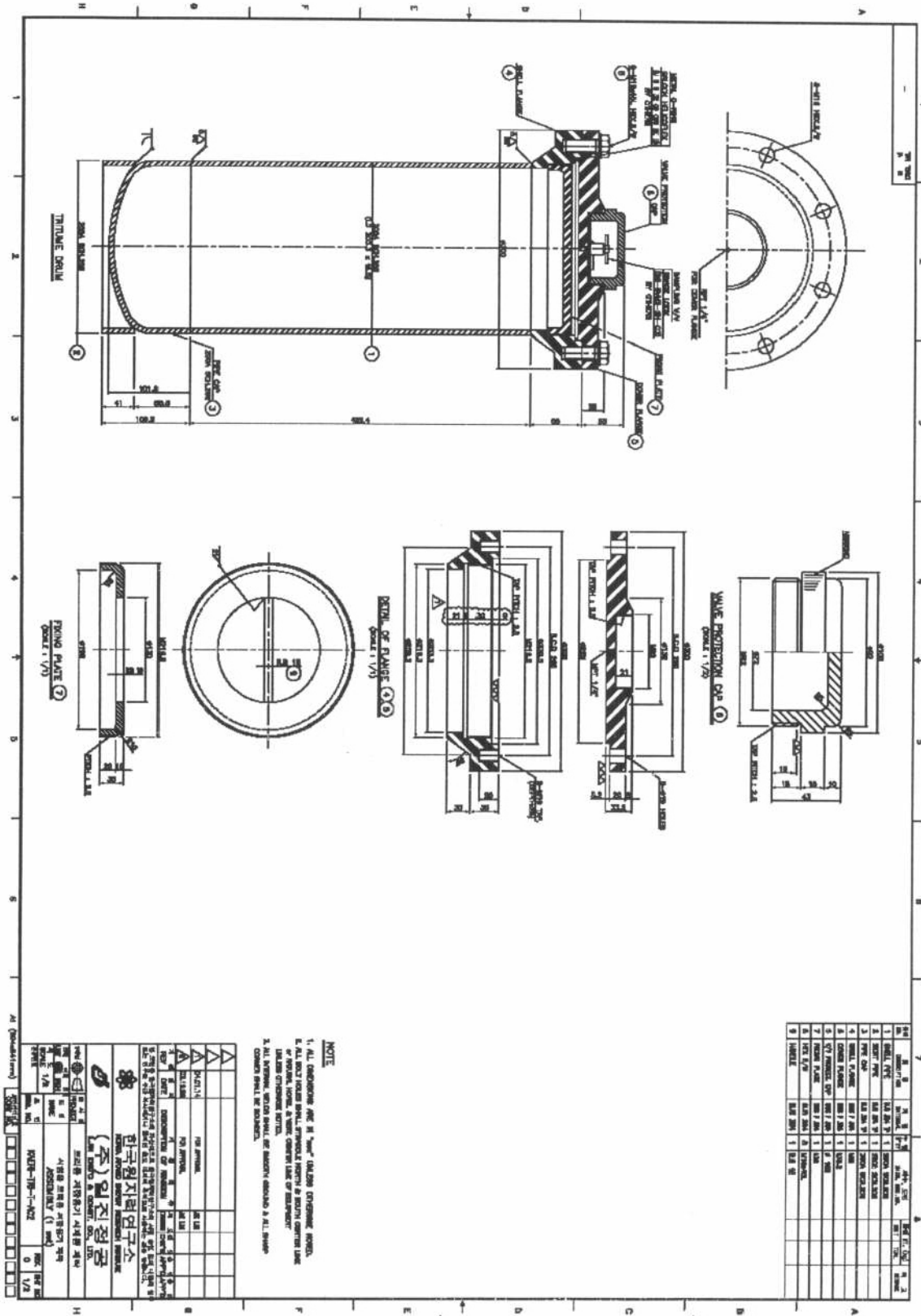


나. 운반용기 제작 도면

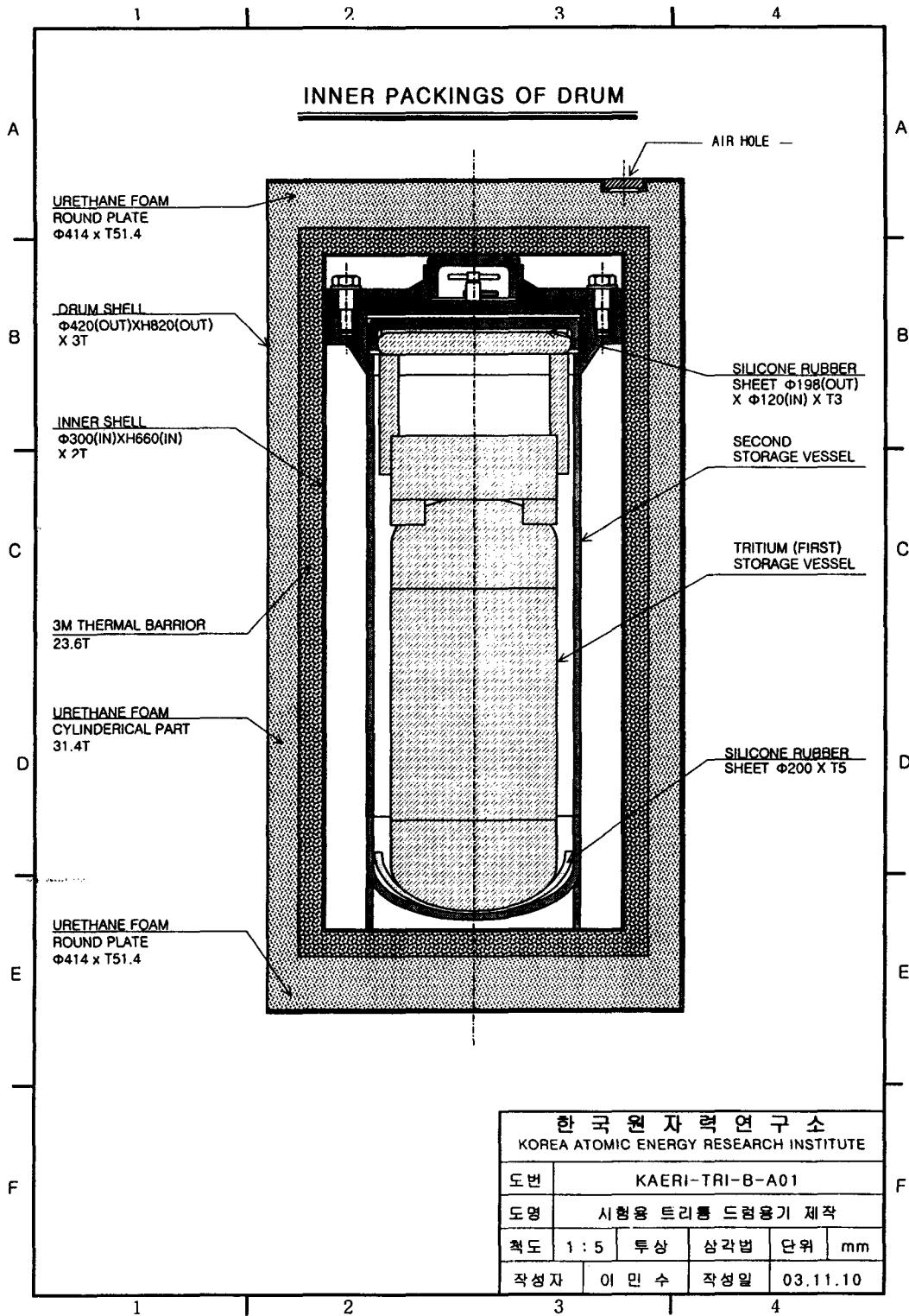
KAERI-TRI-T-A01(KT500B)



KAERI-TRI-T-A01(KT500B)

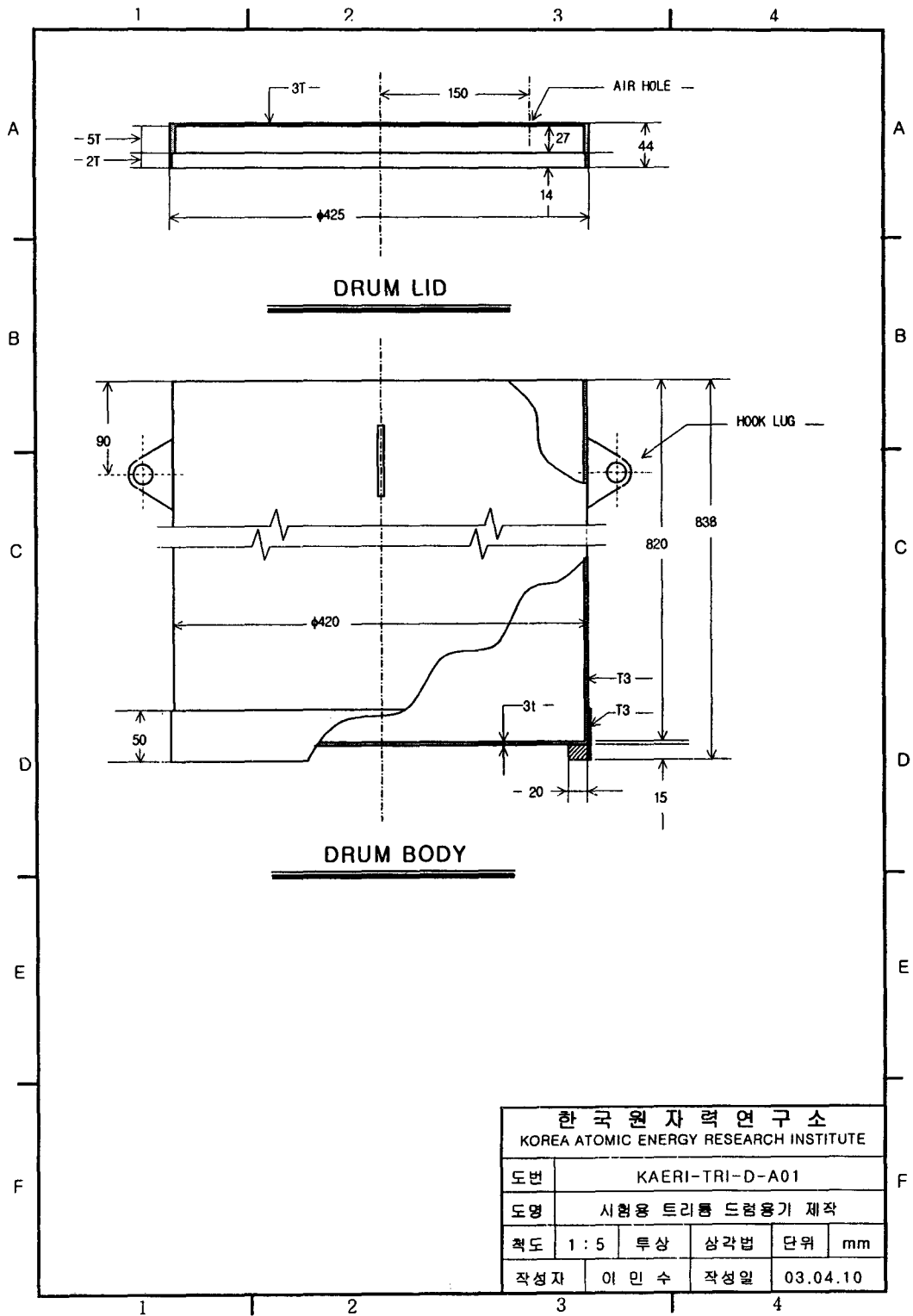


KAERI-TRI-B-A01(KT500A)



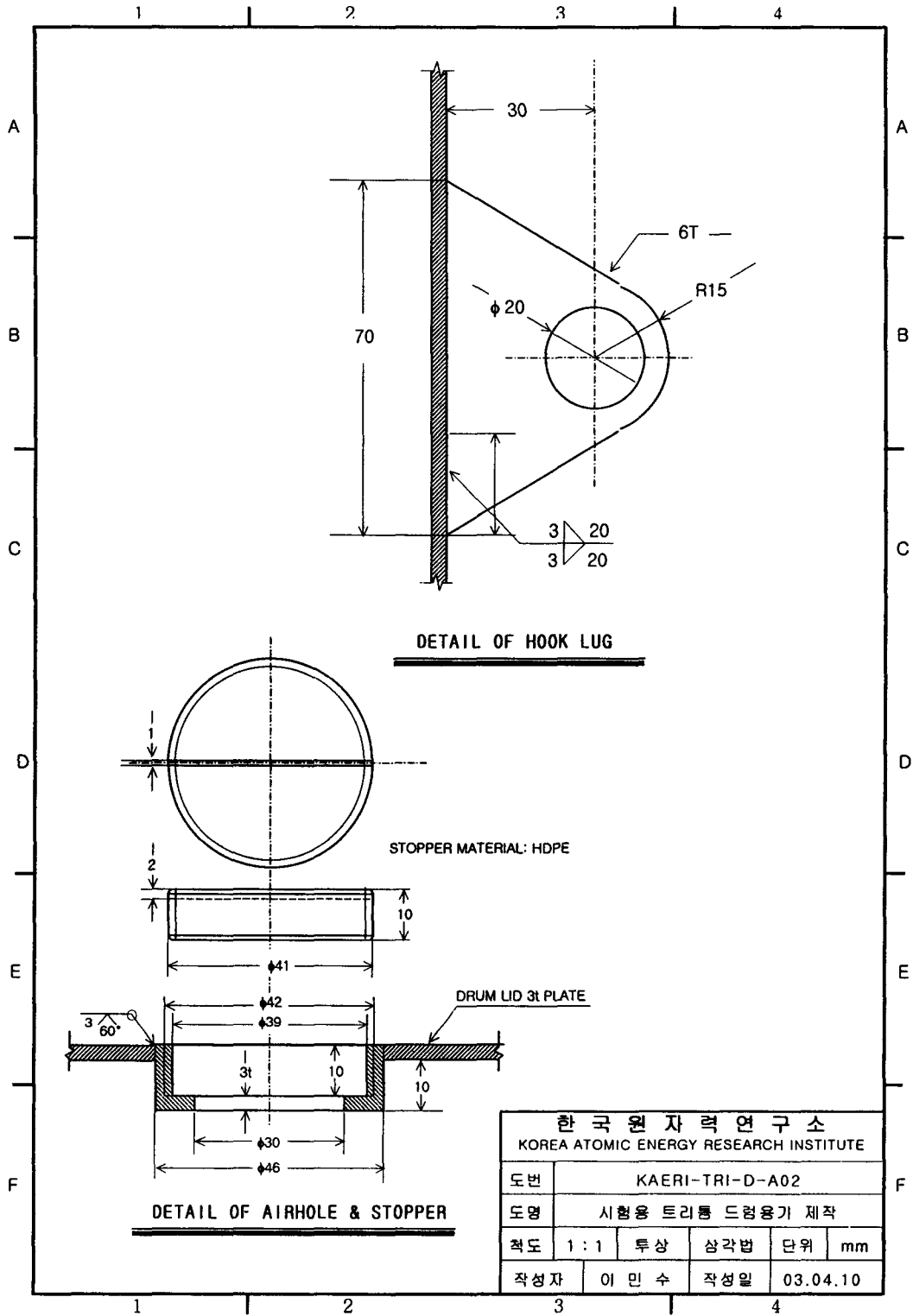
|  |                 |     |          |    |    |
|--|-----------------|-----|----------|----|----|
| 한국원자력연구소<br>KOREA ATOMIC ENERGY RESEARCH INSTITUTE |                 |     |          |    |    |
| 도번   | KAERI-TRI-B-A01 |     |          |    |    |
| 도명   | 시험용 트리튬 드럼용기 제작 |     |          |    |    |
| 척도   | 1 : 5           | 투상  | 삼각법      | 단위 | mm |
| 작성자  | 이민수             | 작성일 | 03.11.10 |    |    |

KAERI-TRI-D-A01(KT500A)



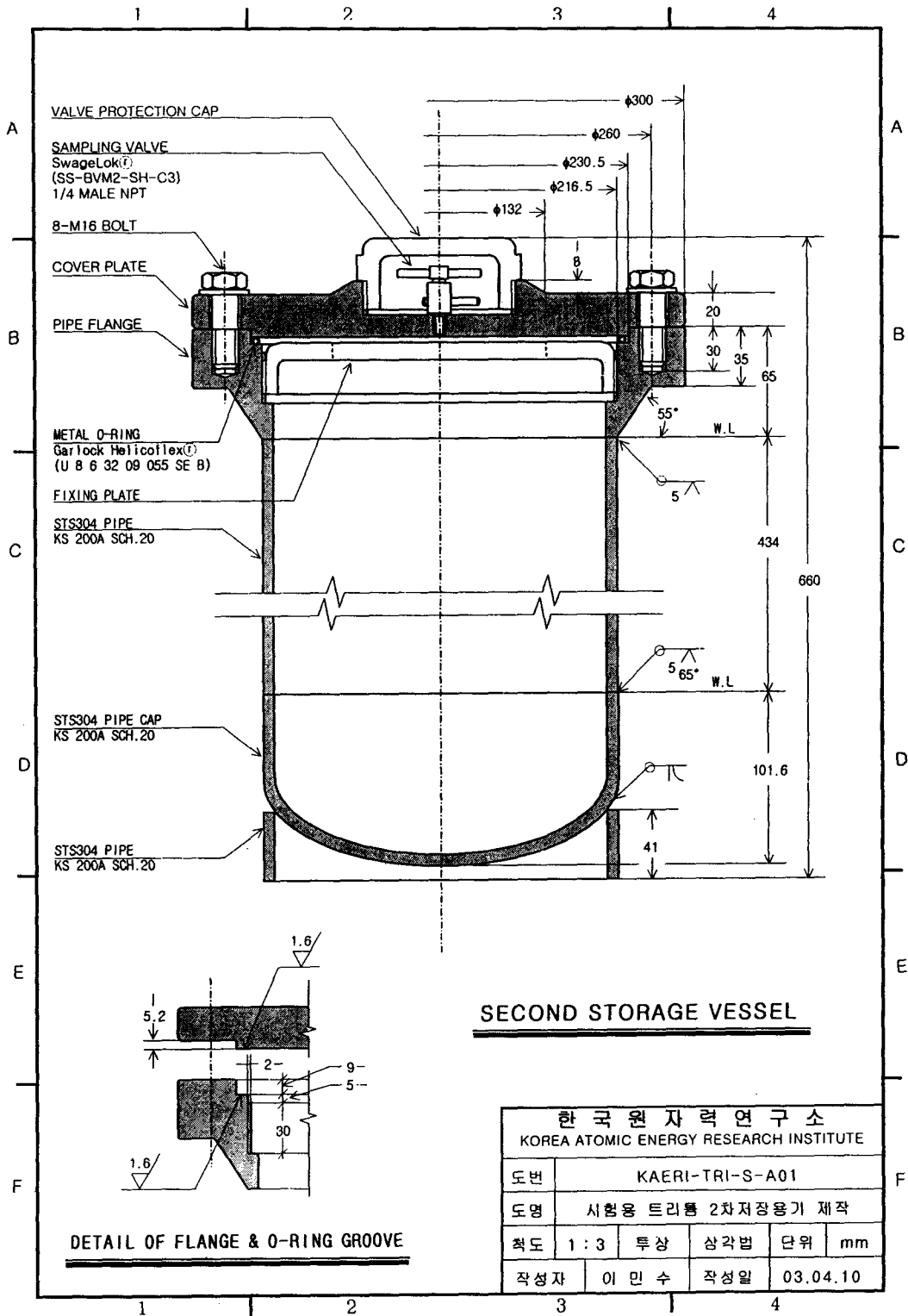
|  |                 |     |          |    |    |
|--|-----------------|-----|----------|----|----|
| 한국원자력연구소                               |                 |     |          |    |    |
| KOREA ATOMIC ENERGY RESEARCH INSTITUTE |                 |     |          |    |    |
| 도번                                     | KAERI-TRI-D-A01 |     |          |    |    |
| 도명                                     | 시험용 트리튬 드럼용기 제작 |     |          |    |    |
| 척도                                     | 1 : 5           | 투상  | 삼각법      | 단위 | mm |
| 작성자                                    | 이민수             | 작성일 | 03.04.10 |    |    |

KAERI-TRI-D-A02(KT500A)

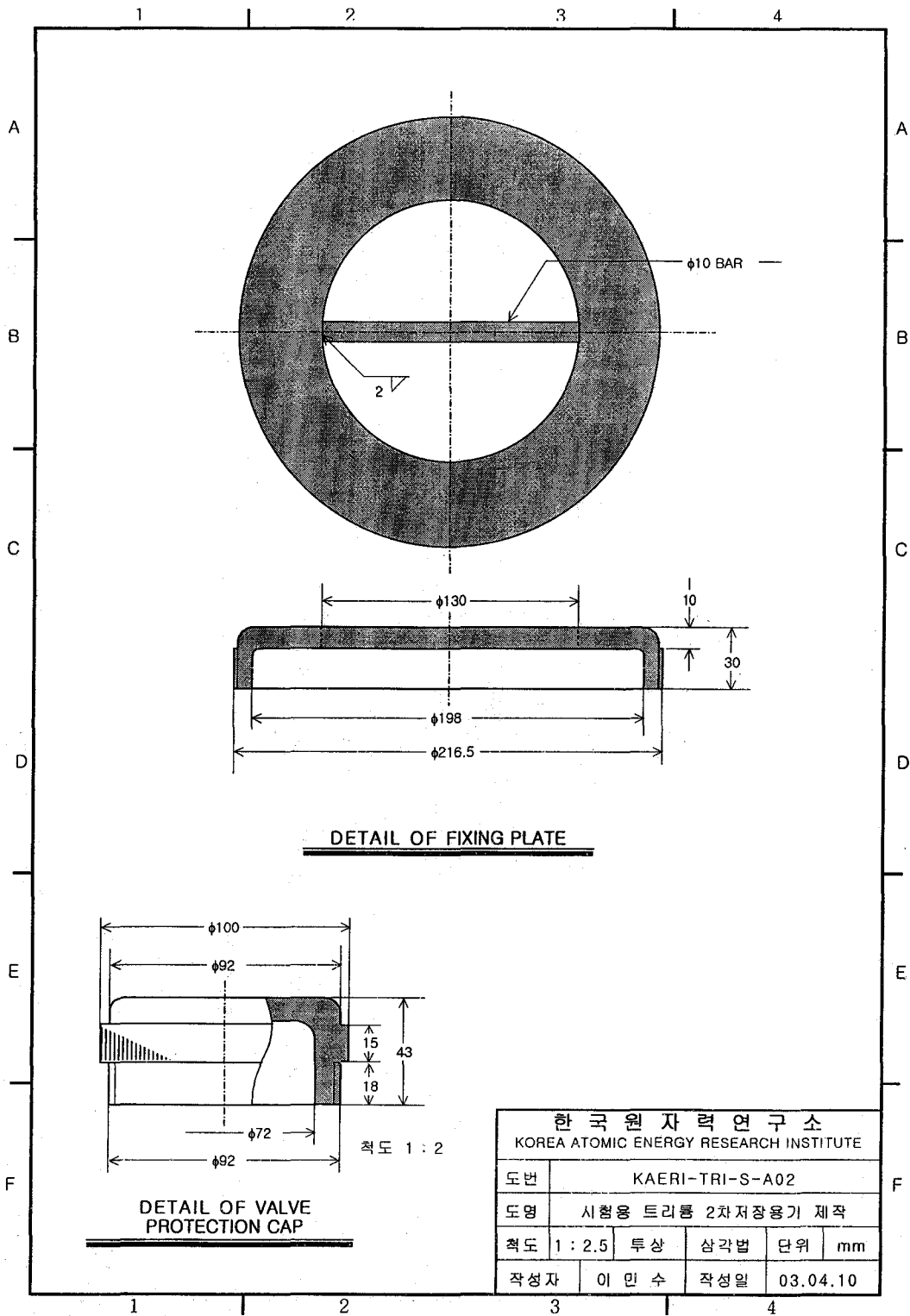


|  |                 |     |          |
|--|-----------------|-----|----------|
| 한국원자력연구소                               |                 |     |          |
| KOREA ATOMIC ENERGY RESEARCH INSTITUTE |                 |     |          |
| 도번                                     | KAERI-TRI-D-A02 |     |          |
| 도명                                     | 시험용 트리튬 드럼용기 제작 |     |          |
| 척도                                     | 1:1             | 투상  | 삼각법      |
| 작성자                                    | 이민수             | 작성일 | 03.04.10 |
| 단위                                     | mm              |     |          |

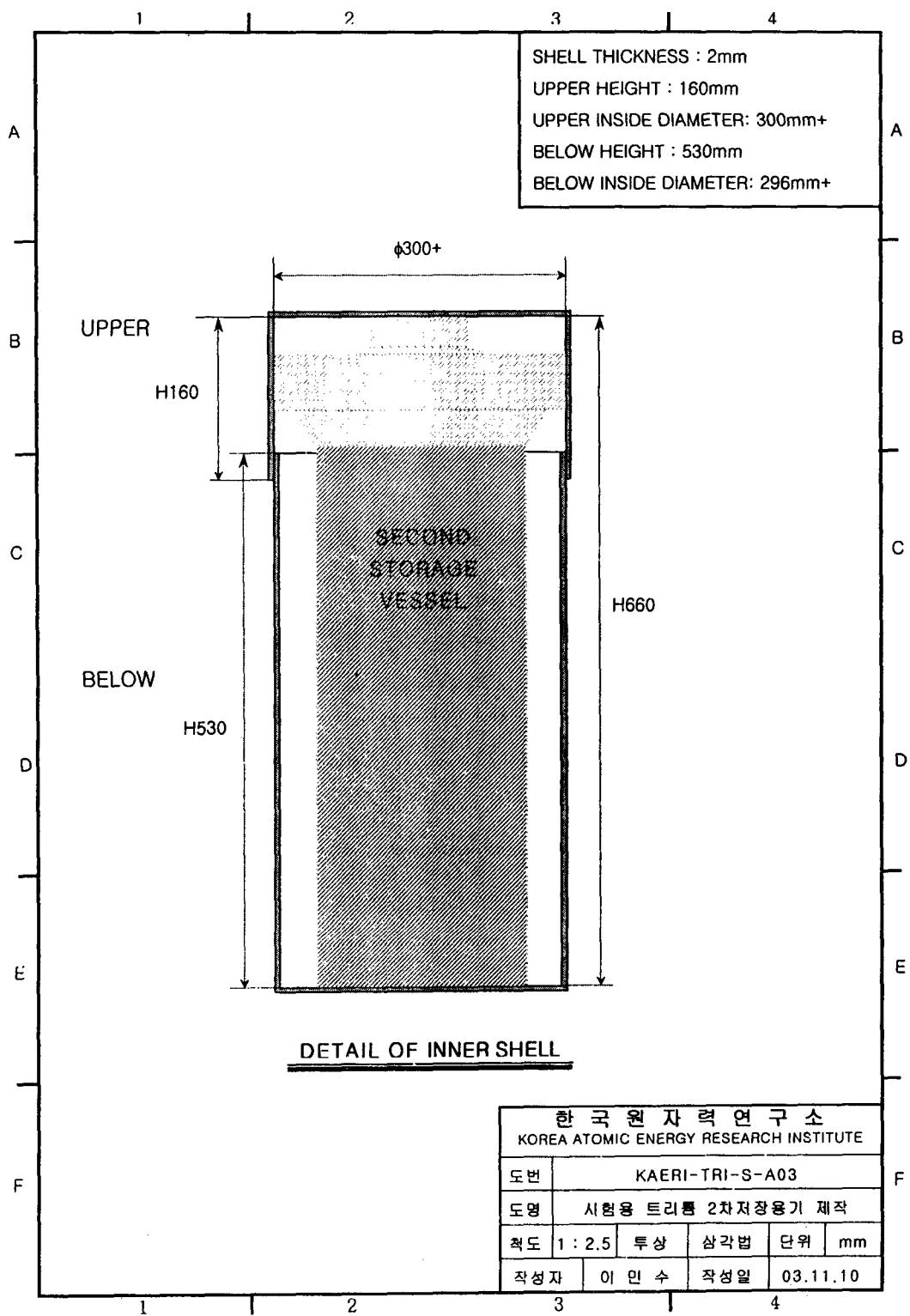
KAERI-TRI-S-A01(KT500A)



KAERI-TRI-S-A02(KT500A)



KAERI-TRI-S-A03(KT500A)





## 다. 운반용기 조립 절차서

### 1.0 적용 범위

이 작업 표준은 한국원자력연구소에서 발주된 트리튬 운반용기 조립 작업 절차에 대하여 규정한다.

### 2.0 부품 사항

#### 2.1 500kCi급 트리튬 저장용기

스테인리스강 STS316L 재질의 고압용기로서 제원은 무게 17.65Kg, 높이 568mm, 몸체 외경 168mm, 몸체 두께 7.1mm, 밸브 보호캡 외경 192mm 이다.

#### 2.2차 저장용기

스테인리스강 STS304 재질의 고압용기로서 제원은 전체높이 660mm, 몸체 외경 216mm, 몸체 두께 6.5mm, 플랜지부 외경 300mm, 전체무게 48.52kg 이다.

#### 2.3Inner Shell

스테인리스강 STS304 재질의 드럼으로서 제원은 외경 420mm, 두께 3mm, 전체내부 높이 840mm, 무게 39kg 이다.

#### 2.4기타 구매 물품

- Metal O-ring : 2차 저장용기의 플랜지 씰링용으로 Garlock Helicoflex®사의 Metal O-ring
- Sampling Valve : 2차 저장용기 상부 막음플랜지 부착용으로 Swagelok®사의 Bleed

#### VALVE

- 경질우레탄 폼 형성제(A/B 2액형) : 드럼용기 완충용 폼 형성제로서  
Nambang Chemical Co.의 Polyurethane Foam A/B
- 3M 단열재 : 드럼용기 고온 단열재로서 3MTKDML Interam™ E-5A-3 Mat
- 실리콘 고무판 : 2차 저장용기 내부의 1차 저장용기 완충 및 고정용으로  
ShinEtsu 실리콘 고무폼파우드를 프레스 성형한 일반제품

### 3.0 예비 공정

#### 3.1 Inner Shell(하) 단열재 포장

- 3M 단열재 시트(두께 0.79mm)를 Inner Shell 바닥크기와 일치되도록 원판으로 3장 자른다.
- 잘라낸 원판시트를 알루미늄 테이프를 사용하여 3점으로 붙인 후, 2차 저장용기 바닥에 받친다.
- 3M 단열재 시트를 높이 530 mm가 되도록 크기에 맞게 자른다.
- 바닥에서부터 높이 530mm 까지 Inner Shell 외벽에 잘라낸 3M 시트를

둥글게

두른다.

- 3M 시트가 풀어지지 않도록 무기섬유 테이프 및 알루미늄 테이프로 고정한다.

포장의

- 이음매 사이의 빈 곳은 무기 충전재로 빈틈 없이 메운다.
- 3M 시트의 이음매 봉합은 알루미늄 테이프로 한다.
- 반복 수행하여 3점으로 Inner Shell 주위를 3M 시트로 포장한다.
- 최종적으로 외부 충격에도 3M 시트가 풀어지지 않도록 알루미늄 band로

상, 하, 중간부의 둘레를 조인 후, 물리적 묶음으로 고정시킨다.

#### 3.2 Inner Shell(상) 단열재 포장

- 3M 단열재 시트(두께 0.79mm)를 Inner Shell(상)의 윗면에 일치되도록 원판으로 3장 자른다.
- 잘라낸 원판시트를 알루미늄 테이프를 사용하여 3점으로 붙인 후, 2차

저장용기

윗면에 올려 놓는다.

- 3M 단열재 시트를 높이 180mm가 되도록 크기에 맞게 자른다.
- 윗면에서부터 Inner Shell(상) 외벽에 잘라낸 3M 시트를 둥글게 두른다.
- 3M 시트가 풀어지지 않도록 무기섬유 테이프 및 알루미늄 테이프로

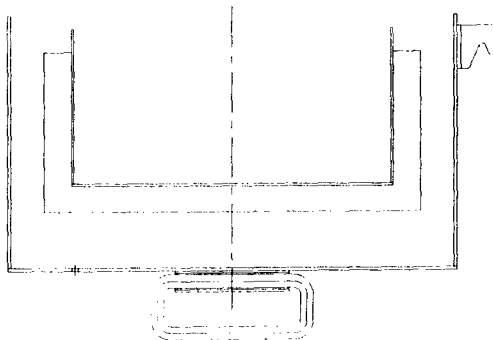
고정한다.

- 반복 수행하여 3점으로 Inner Shell 주위를 3M 시트로 포장한다.
- Inner Shell(상)의 틀을 집어내고 원판형과 실린더형의 3M 단열 모형을

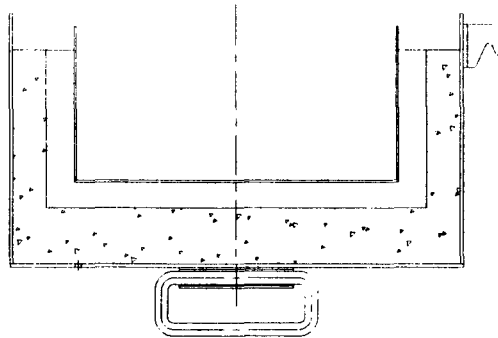
얻는다.

### 4.0 조립 공정

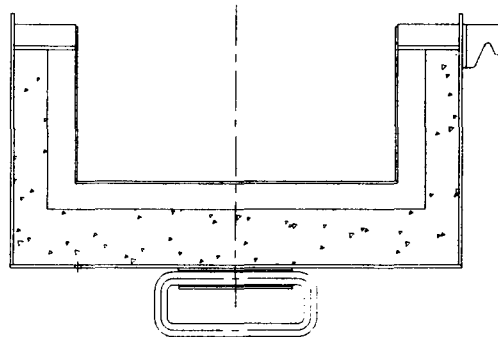
#### 4.1 뒤집어 놓은 드럼용기의 COVER에 Inner Shell(상)을 설치한다.



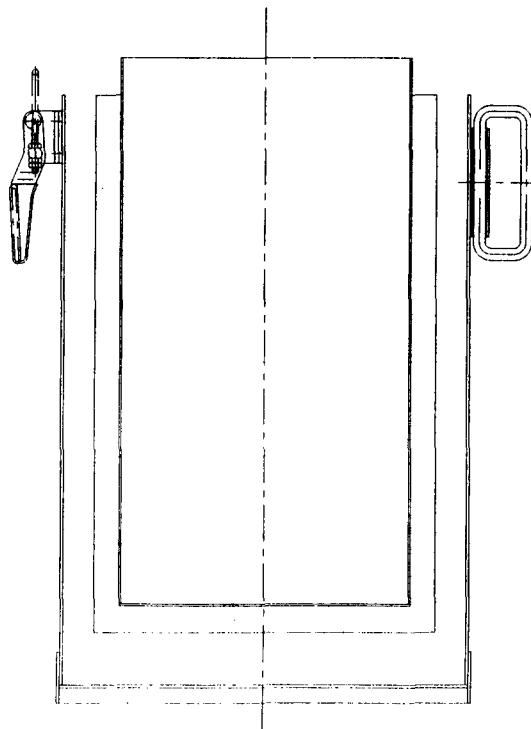
4. 2 드럼용기 COVER와 Inner Shell(상)사이에 우레탄을 삽입한다.



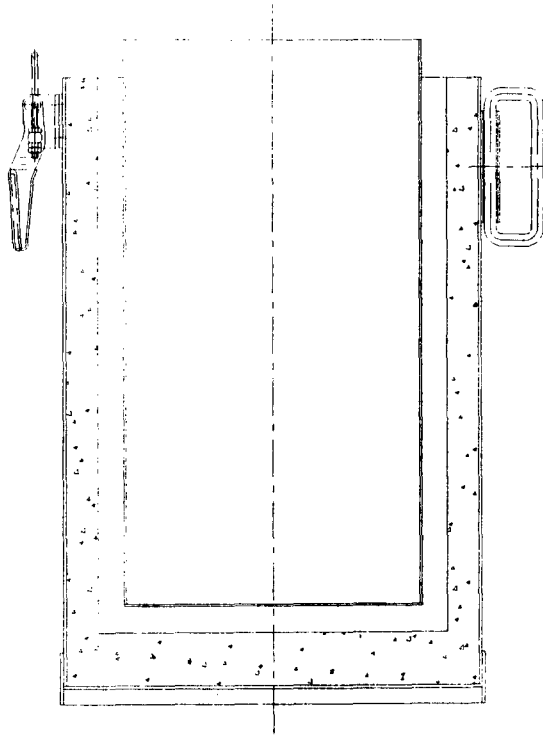
4. 3 실링을 위한 단열재에 본드를 발라서 설치 한다.



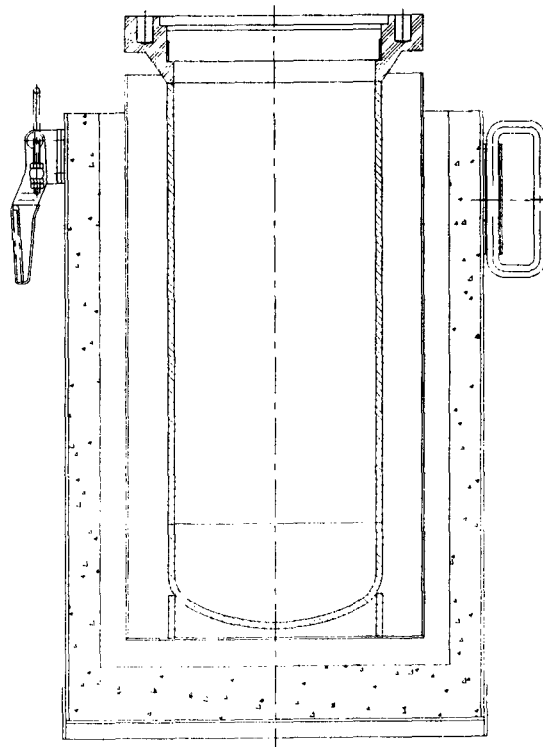
4. 4 드럼용기에 Inner Shell(하)를 설치한다.



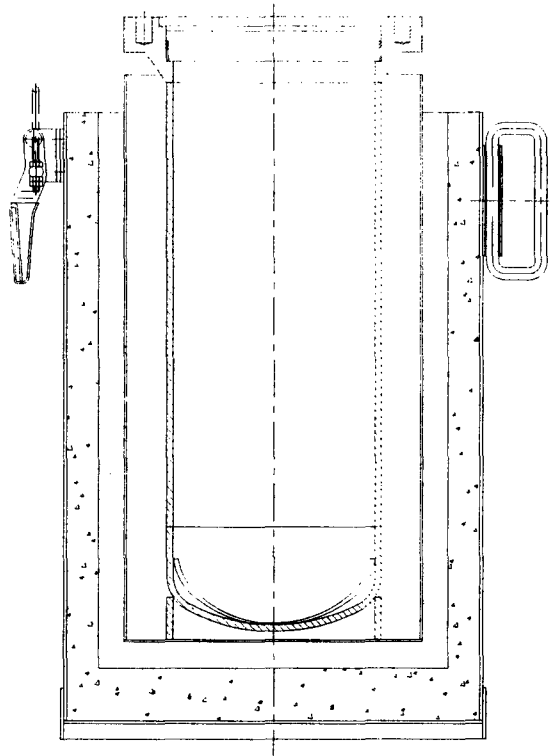
4. 5 드럼용기와 Inner Shell(하)사이에 우레탄을 삽입한다.



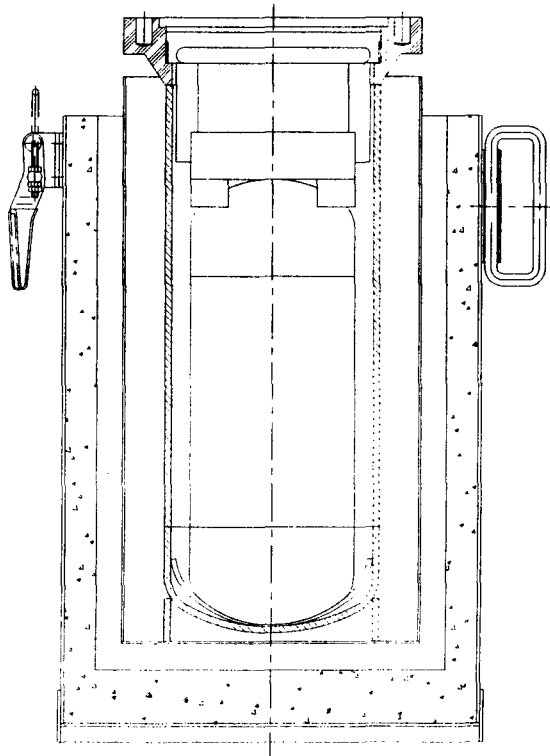
4. 6 2차 저장용기를 설치한다.



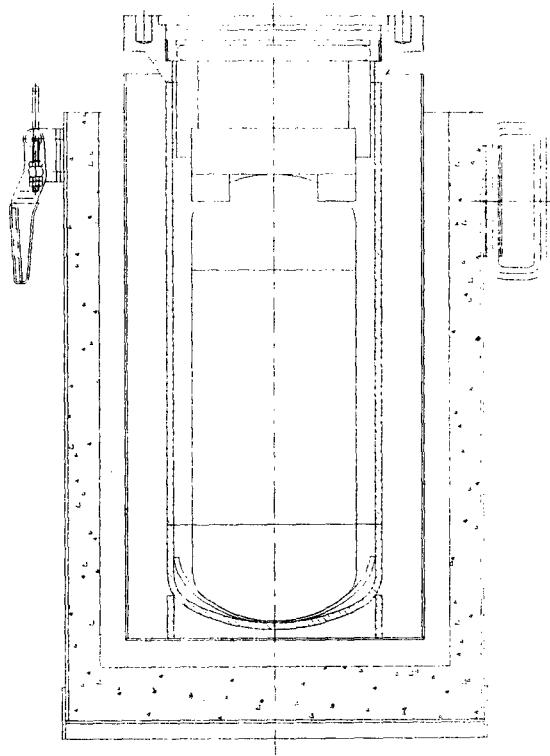
4.7 2차 저장용기안에 실리콘 5mm 받침판을 설치한다.



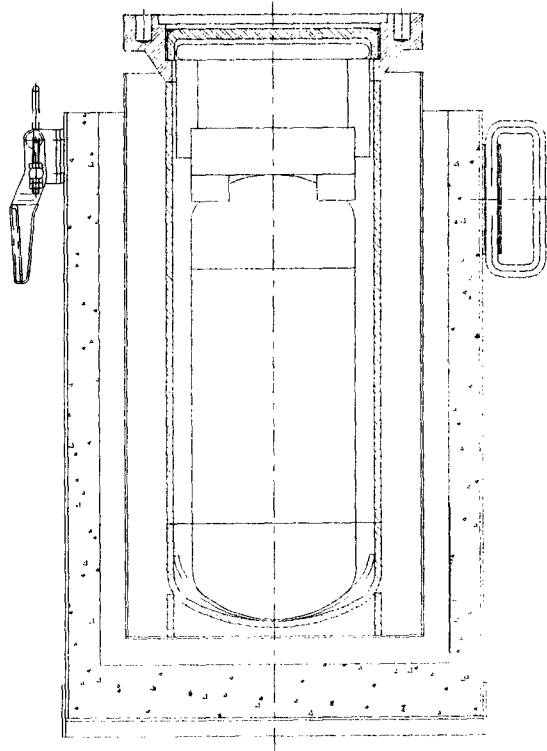
4.8 1차 저장용기를 설치한다.



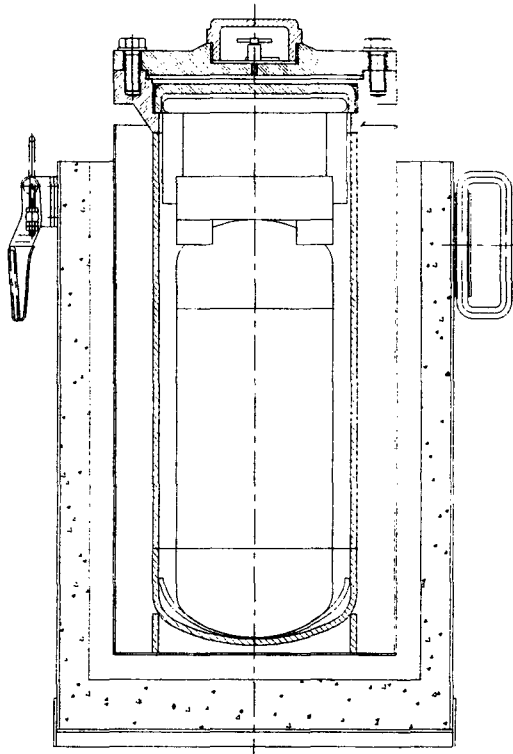
4.9 실리콘 3mm 상판을 설치한다.



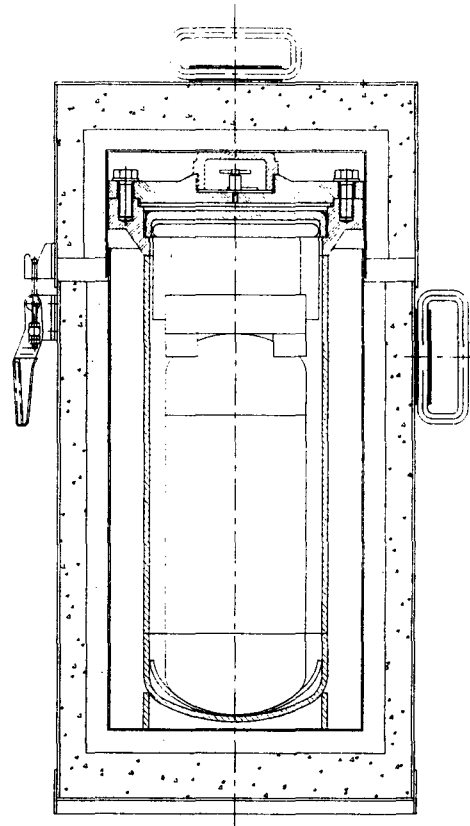
4.10 저장용기 고정판을 장착한다.



4.11 2차 저장용기를 밀봉한다.  
을 한다.



4.13 드럼용기 COVER를 설치하고 밀봉  
을 한다.



## 라. 2차용기 수압시험 절차서

### 1.0 적용 범위

이 작업 표준은 한국원자력연구소에서 발주된 트리튬 운반용기 수압 시험 절차에 대하여 규정한다.

### 2.0 시험 준비

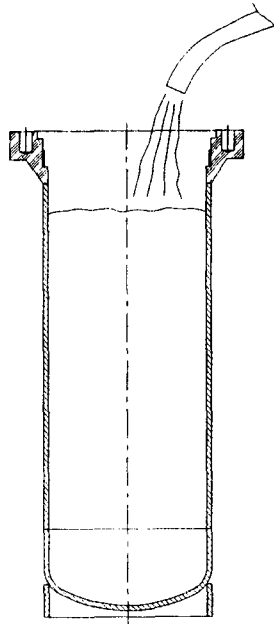
2.1 부르돈관 압력계의 용량은 시험하고자 하는 최대압력의 1.5배 이상 4배 이하의 범위의 것을 사용하여야 한다.

2.2 압력계는 표준이 되는 분동식 압력계나 검증된 마스터 게이지로 검증되어야 하며, 교정라벨이 부착되고 유효기간이 경과되지 않은 것을 사용하여야 한다.

2.3 압력계는 시험중 검사자가 쉽게 판독할수 있는 위치에 설치한다.

### 3.0 압력 시험

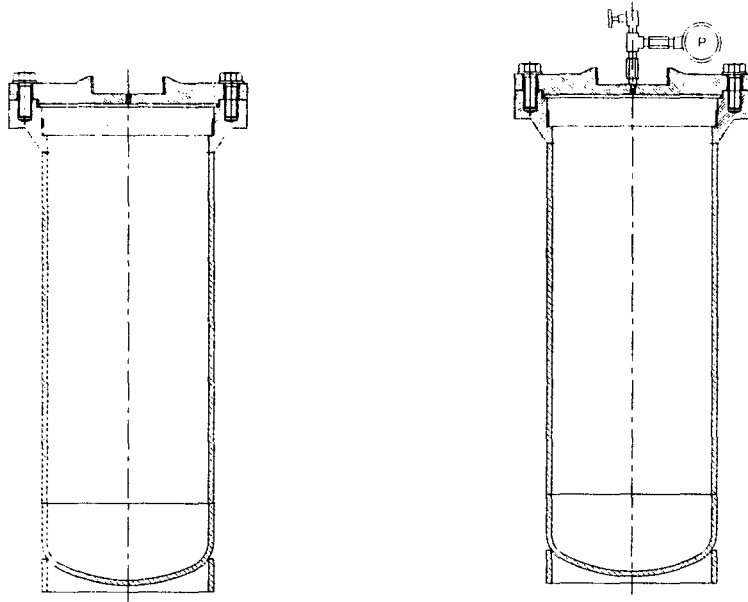
3.1 운반용기의 내부에 물을 가득 채운다.





3. 2 운반용기의 COVER를 밀봉한다.  
치한다

3. 3 운반용기의 COVER에 밸브 및 압력계를 설



3. 4 운반용기의내부에 AIR가 차지 않도록 나머지 부분도 천천히 물을 채운다.

3. 5 압력을 단계적으로 서서히 올려 고객 시방서 또는 도면의  
규정 압력으로 올린후 CODE 및 고객시방서에 따라 유지시간을 확인한다.

3. 6 용기의 몸통에 누수가 없는지 검사하고 특히 용접섬과 모든면에 누수와  
파손, 응력집중이 있는지를 확인한다.

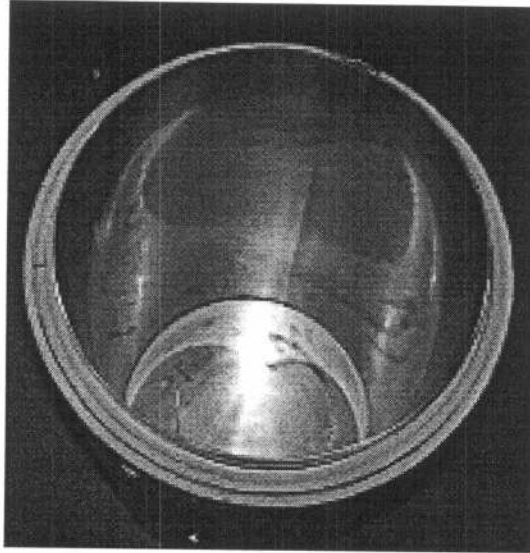
#### 4. 0 청소 및 확인

4. 1 모든 시험이 완료되면 고객의 시방과 CODE에 따라 내부를 청소하고  
육안검사로 이상유무를 최종 확인한다.

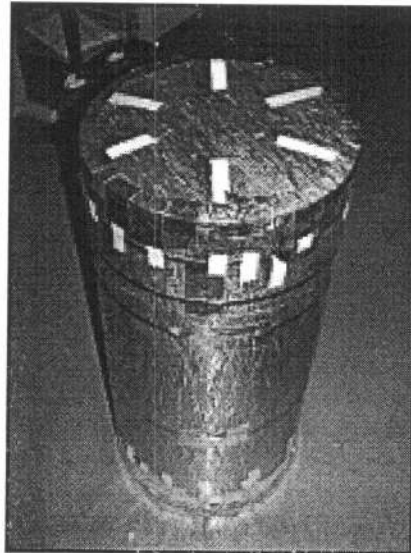
라. 운반용기 제작공정 사진 (KT500A)

1.0 단열재 설치

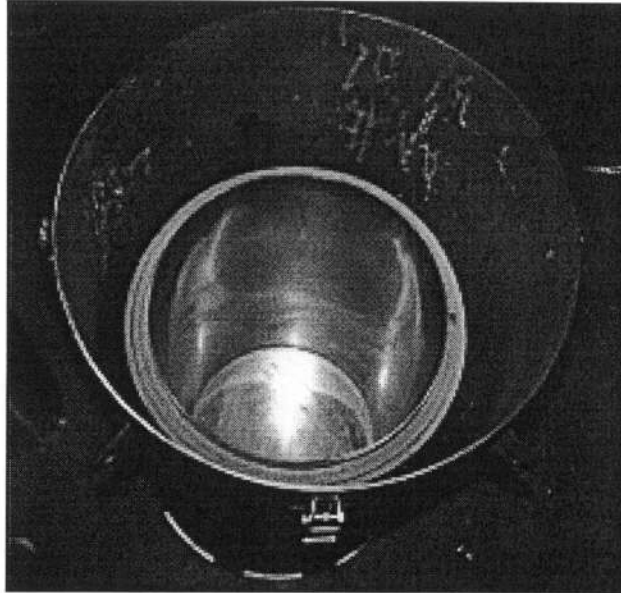
1.1 3M 단열재를 3중으로 Inner Shell을 포장.



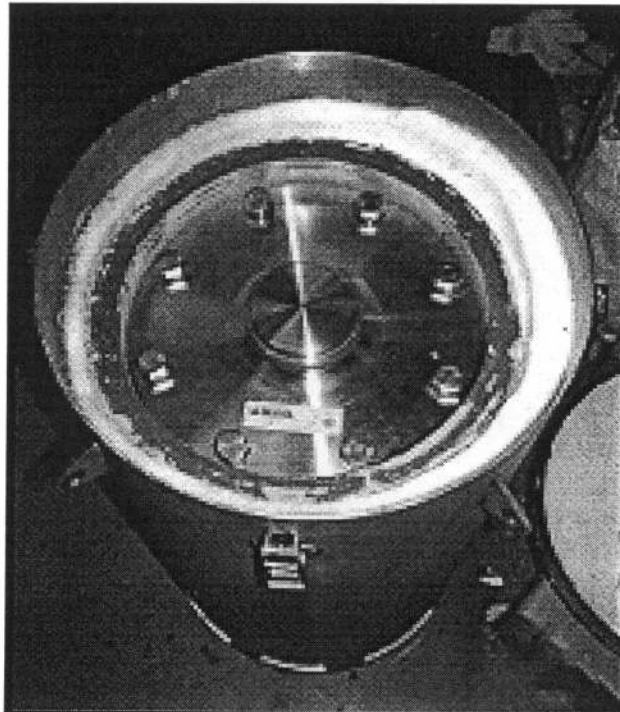
1.2 단열재 설치후 Inner Shell 모습.



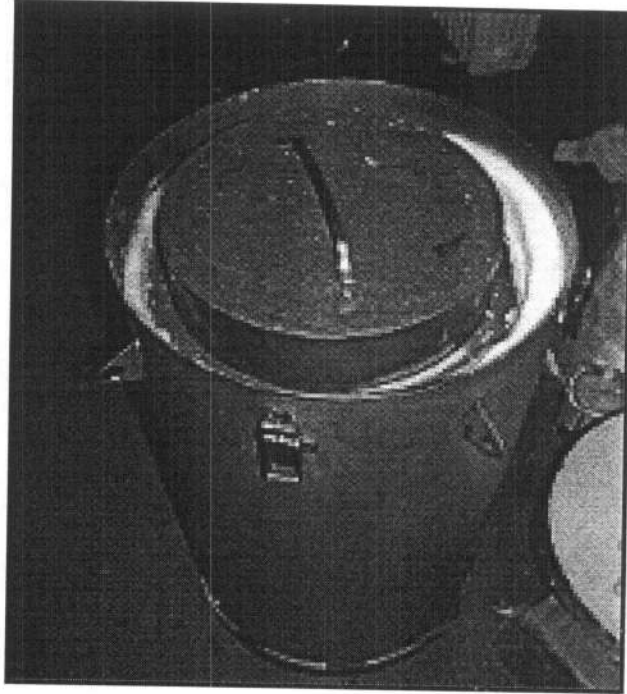
2.0 드럼용기 내 Inner Shell 설치.



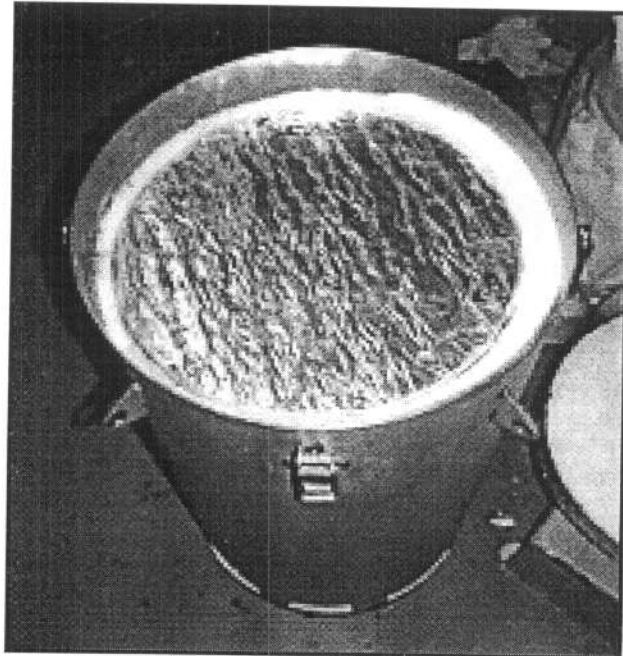
3.0 드럼용기 내 우레탄 폼 충전.



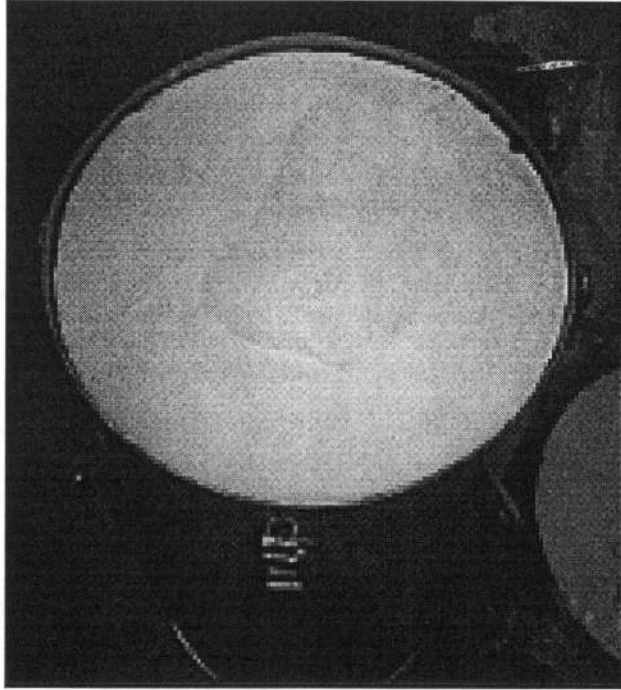
4. 0 Inner Shell 마개 닫음.



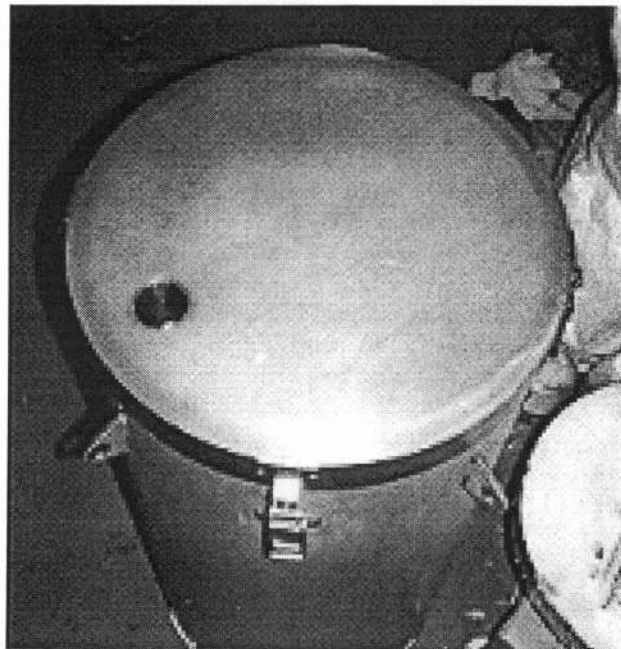
5. 0 Inner Shell 상부 3M 단열재 마감.



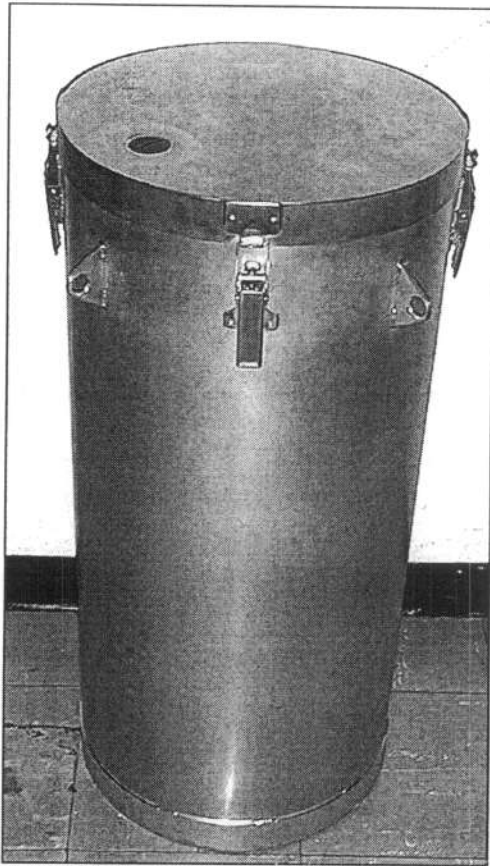
6.0 드럼 용기 상부 우레탄 폼 시트 설치.



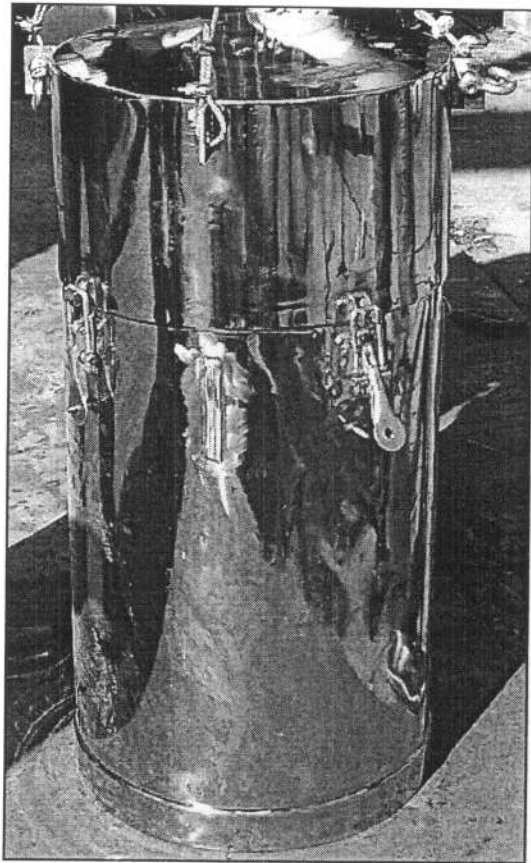
7.0 드럼 용기 마개 잠금 (완성).



8.0 드럼 용기 KT500A 완성 사진.



9.0 드럼 용기 KT500B 완성 사진.



### 3. 트리튬 운반용기 성능시험 계획서

#### 가. 시험방법

##### (1) 기술기준

과학기술부고시 제2001-23호 “방사성물질의 포장 및 운반에 관한 규정” 제26조 (B(U)형 운반용기의 기술기준), 제45조 (정상운반조건에 대한 입증시험), 제47조 (운반 사고조건에 대한 입증시험)에 따른 트리튬 운반용기에 대한 성능을 입증하기 위한 시험 항목, 조건 및 기준은 다음 표 1과 같다.

표 1 트리튬 운반용기에 대한 시험 항목 및 조건

| 시험 항목          |          | 시험 조건                                   | 기준   |
|----------------|----------|---|--|
| 운반<br>사고<br>조건 | 낙하 시험 I  | 9m 낙하                                   | <ul style="list-style-type: none"> <li>· 표면선량률(1m) : 10 mrem/hr 이하</li> <li>· 1주 누설량 : A2 값 이하 (트리튬 1,000 Ci)</li> </ul> |
|                | 낙하 시험 II | 직경 15 cm, 높이 20 cm인<br>봉 1 m 위에서 운반물 낙하 |  |
|                | 열 시험     | 800℃ 화재 환경에서 30분간                       |  |
|                | 침수 시험    | 15 m 수중 8시간                             |  |

정상운반조건에 대한 건전성 입증 시험은 운반사고조건에 대한 입증시험에 비해 완화된 조건이므로 운반사고조건에 대한 입증으로 이를 대신한다. 15m 침수시험(15 kPa 외압)의 경우에는 운반용기의 격납경계인 2차 저장용기가 제작 검사 시에 100배의 내압 시험인 1.5 MPa 수압시험을 거친 것이므로 생략한다.

##### (2) 운반사고조건 시험방법

운반사고조건에 대한 건전성 입증시험은 다음 각 호에서 정하는 기계적시험, 열 시험 및 침수시험으로 구성되며, 시험결과의 영향이 누적되도록 다음 각 시험을 순서대로 실시하되, 시험물이 최대의 손상을 받는 방법으로 실시한다. (관련법규: 과학기술 부고시 제2001-23호 제47조 1항)

##### (가) 낙하시험 I

① 관련법규

과학기술부고시 제2001-23호 제47조 1항 1호 가.

② 목적

운반중 교량, 절벽 등 높은 곳에서의 차량 낙하등 사고조건에 대한 건전성 입증

③ 조건

시험물을 9미터 높이에서 시험바닥면 위에 낙하시킬 것

④ 절차

낙하(I)시험절차서 OP-03-A01 참조

⑤ 검사

- 낙하 후 운반용기의 변형을 육안 관찰하고, 변형된 각 부분을 사진으로 기록한다.

(나) 낙하시험 II

① 관련법규

과학기술부고시 제2001-23호 제47조 1항 1호 나.

② 목적

사고운반시 운반용기에 가하여 지는 충격에 대한 건전성 입증

③ 조건

다음과 같은 봉을 시험바닥면 위에 수직으로 견고하게 고정시켜 놓고, 시험물을 1미터 높이에서 봉 위에 낙하시킬 것

- 직경이 (15.0±0.5) 센티미터이고 길이가 20 센티미터인 연강봉일 것
- 봉의 상단부는 평탄하고 가장자리는 반경 6밀리미터 이하로 둥글 것

④ 절차

낙하(I)시험절차서 OP-03-A02 참조

⑤ 검사

- 낙하 후 운반용기의 변형을 육안 관찰하고, 변형된 각 부분을 사진으로 기록한다.

(다) 열시험



① 관련법규

과학기술부고시 제2001-23호 제47조 1항 2호

② 목적

운반중 차량의 화재등 사고조건에 대한 건전성 입증

③ 조건

시험물을 다음 표에서 규정한 일광조건과 방사성내용물로 한 내부 발생열의 최대설계조건에서 섭씨 38도의 주위온도 조건 및 열적 평형상태에 있는 시험물을 섭씨 800도의 화재환경에 30분간 둘 것. 다만, 시험중 및 시험후에 시험물을 인위적으로 냉각하지 아니하여야 한다.

| 표면의 형태 및 위치        | 1일당 12시간의 일광량(W/m <sup>2</sup> ) |
|--------------------|----------------------------------|
| 수평으로 운반되는 편평한 면    |                                  |
| - 기저부              | 없음                               |
| - 기타 표면            | 800                              |
| 수평으로 운반되지 않는 편평한 면 |                                  |
| - 각 표면             | 200                              |
| 곡면                 | 400                              |

④ 절차

낙하(I)시험절차서 OP-03-A03 참조

⑤ 검사

- 열시험 후 운반용기의 외부 변형을 육안 관찰하고, 변형된 각 부분을 사진으로 기록한다.

나. 시험기준

(1) 관련법규

- 정상운반조건 : 과학기술부고시 제2001-23호 “방사성물질의 포장 및 운반에 관한 규정” 제26조 (B(U)형 운반용기의 기술기준) 6호-가
- 사고운반조건 : 동 규정 제26조 6호-나-(2)

(2) 시험기준

운반사고조건에 대한 입증시험을 거친 후 방사성물질질의 1주 누설량 : A2 값

을 초과하지 않을 것 (트리튬: 1,000 Ci/week)

(3) 평가기준

(가) 관련 자료

ANSI N 14.5 (1987) : American National Standard for radioactive materials  
- leakage tests on packages for shipment

(나) 기준

- 열시험 후 저장용기 온도 : 200℃ 이하
- 누출차단 (leaktight) : 저장용기의 helium leak rate가  $9.2 \times 10^{-4}$  cm<sup>3</sup>/s 이하 또는 동등.

(다) 근거

과기부 고시 제 2001-23호, IAEA Safety Standard Series No.TS-R-1 및 10 CFR Part 71에서는 방사성물질을 운반하기 위한 수송시스템은 방사성물질을 운반하는 동안 안전성 문제를 야기하지 않도록 격납 시스템을 설계하고 평가하여야 한다고 명시하고 있다.

미국규격인 ANSI N14.5와 국제규격인 ISO 12807에서는 격납 평가에 대한 절차를 기술하고 있다. 따라서, ANSI N14.5 및 ISO 12807의 규정에 따라 KT-500 수송용기에 트리튬 500,000 ci를 운반하는 경우에 대한 격납 평가를 수행하였다.

① 허용 누설률

격납 평가를 수행하기 위해 국내·외 관련법규에서 규정하고 있는 트리튬 (H-3)의 A<sub>2</sub> 값은  $1.08 \times 10^3$  ci이다. 따라서, 방사능의 허용 방출률(R<sub>N</sub>)은 식 (1)로부터  $3.0 \times 10^{-7}$  ci로 계산되었다.

$$R_N = A_2 \times 10^{-6} \times \frac{1}{3600} \text{ ci} \dots\dots\dots (1)$$

허용 누설률은 단위 시간당 격납 경계로부터 누설되는 유체의 허용 체적이므로 단위 체적 당 방사능 농도로부터 결정된다.

트리튬 운반용기의 격납 경계는 트리튬을 티타늄 트리타이드 형태로 고정하여 저장하고 있는 1차 저장용기이다. 저장용기의 내부 체적은 6,500 cm<sup>3</sup>이고, 티타늄 트리타이드의 체적은 6,322 cm<sup>3</sup>이므로, 저장용기의 자유체적(V<sub>N</sub>)은 178 cm<sup>3</sup>이다.

트리튬 1차 저장용기 내 트리튬은 크기 2~12 mm 정도의 티타늄에 티타늄 트리타이드 형태로 고정되어 있으며, 시간에 따라 티타늄 트리타이드 내의 트리튬은  $\beta$  붕괴하여 He-3 기체를 일부 방출하게 된다. 그러나 He-3 기체는 방사성물질이 아니므로 격납 평가에 있어 고려하여야 할 방사성물질은 트리튬 단일 핵종뿐이다.

티타늄 트리타이드는 상온에서는 완전한 고체로 볼 수 있지만, 온도가 상승함에 따라 트리튬을 기체 상태로 방출하게 된다. 따라서, 온도에 따른 트리튬의 발생량 및 방사선량은 표 3.6.2에 나타내었으며, 단위체적 당 방사능 농도( $C_N$ )은 식 (2)와 표 3.6.2로부터  $6.5 \times 10^{-18}$  ci/cm<sup>3</sup>로 계산되었다.

표 3.6.2 온도에 따른 트리튬(T<sub>2</sub>) 발생량 및 방사선량

| 온도 °C(K) | 트리튬 발생량 (mole)         | 방사선량 (Ci)              | 온도 °C(K)   | 트리튬 발생량 (mole)         | 방사선량 (Ci)             |
|----------|------------------------|------------------------|------------|------------------------|-----------------------|
| 25(298)  | $2.05 \times 10^{-20}$ | $1.15 \times 10^{-15}$ | 400(673)   | $5.17 \times 10^{-05}$ | 2.91                  |
| 50(323)  | $2.92 \times 10^{-18}$ | $1.85 \times 10^{-13}$ | 500(773)   | $1.87 \times 10^{-03}$ | $1.05 \times 10^{02}$ |
| 100(373) | $7.94 \times 10^{-15}$ | $4.48 \times 10^{-10}$ | 600(873)   | $2.94 \times 10^{-02}$ | $1.66 \times 10^{03}$ |
| 200(473) | $3.73 \times 10^{-10}$ | $2.11 \times 10^{-05}$ | 700(973)   | $2.59 \times 10^{-01}$ | $1.46 \times 10^{04}$ |
| 300(573) | $3.96 \times 10^{-07}$ | $2.23 \times 10^{-02}$ | 800(1,073) | 1.51                   | $8.49 \times 10^{05}$ |

$$C_N = \frac{RI_{TN}}{V_N} \text{ ci/cm}^3 \dots\dots\dots (2)$$

따라서, KT-500 수송용기에 트리튬 500,000 ci를 운반할 경우 허용 누설률( $L_N$ )은 식 (3)으로부터  $4.6 \times 10^{10}$  cm<sup>3</sup>/s로 평가되었다.

$$L_N = \frac{R_N}{C_N} \dots\dots\dots (3)$$

② 정상조건에서의 Reference Helium Leak Rate

단위체적당 허용 누설률( $L_N$ )은 운반용기의 압력 및 온도에 의존한다. 따라서, 누설시험을 수행하기 위해서는 허용 누설률은 reference air 또는 helium leak rate로 변환되어야 한다.

KT-500 운반용기의 누설시험은 helium leak test로 수행할 예정이다. 따라서, reference helium leak rate를 산출하였다.

Helium leak test에서의 stream은 up-stream 조건이므로 reference helium leak rate( $L_{he}$ )는 식 (4)에 의해  $2.9 \times 10^6$  cm<sup>3</sup>/s로 평가되었다.

$$L_{he} = (F_c + F_m) (P_u - P_d) (P_a / P_u) \text{ cm}^3/\text{s} \dots\dots\dots (4)$$

$$F_c = (2.49 \times 10^6 \times D^4) / a \mu \text{ cm}^3/\text{atm} \cdot \text{s} \dots\dots\dots (5)$$

$$F_m = [3.81 \times 10^3 \times D^3 (T/M)^{0.5}] / a P_a \text{ cm}^3/\text{atm} \cdot \text{s} \dots\dots\dots (6)$$

- 여기서,  $F_c$  : coefficient of continuum flow  
 $F_m$  : coefficient of free molecular flow  
 $P_u$  : fluid up-stream pressure  
 $P_d$  : fluid down-stream pressure  
 $P_a$  : average stream pressure  
 $a$  : leakage hole length  
 $D$  : leakage hole diameter  
 $\mu$  : fluid viscosity  
 $M$  : molecular weight  
 $T$  : fluid absolute temperature

③ 운반사고 조건에서의 허용 누설률

격납 평가를 수행하기 위한 사고조건에서의 방사능의 허용 방출률( $R_A$ )는 식 (7)로부터  $1.7 \times 10^{-3}$  ci로 계산되었다.

$$R_A = A_2 \times 10^{-6} \times \frac{1}{86400} \times \frac{1}{7} \text{ ci} \dots\dots\dots (7)$$

허용 누설률은 단위 시간당 격납 경계로부터 누설되는 유체의 허용 체적이므로, 단위 체적 당 방사능 농도로부터 결정된다. 따라서 1차 저장용기 내의 방사선량이 얼마나 되는가 하는 것은 매우 중요하다.

티타늄 트리타이드로부터 발생하는 트리튬은 표 6-3에서와 같이 온도에 의존하므로, 방사선량이 얼마나 되는지 알기 위해서는 저장용기 내의 기체 온도가 얼마인지 알아야 한다.

KT-500 수송용기는 사고조건시 1차 저장용기 표면의 온도는 200 °C 이하이다. 그러나, 격납평가에서는 보수적인 평가를 위하여 200 °C에서 발생하는 방사선량을 적용하였다.

트리튬 운반용기의 격납 경계인 저장용기의 자유체적( $V_A$ )는 178  $\text{cm}^3$ 이므로, 단위체적당 방사능 농도( $C_A$ )는 식 (2)와 표 6-3으로부터  $2.5 \times 10^{-12}$   $\text{ci}/\text{cm}^3$ 로 계산되었다.

따라서, KT-500 수송용기에 트리튬 500,000  $\text{ci}$ 를 운반할 경우 허용 누설률( $L_A$ )는 식 (3)으로부터  $1.2 \times 10^5$   $\text{cm}^3/\text{s}$ 로 평가되었다.

#### ④ 운반사고조건에서의 Reference Helium Leak Rate

운반용기의 압력 및 온도에 의존하는 단위체적당 허용 누설률( $L_A$ )는 누설시험 수행 시의 허용 누설률인 reference helium leak rate로 변환하였으며, reference helium leak rate( $L_{\text{he}}$ )는 식 (4)에 의해  $9.2 \times 10^4$   $\text{cm}^3/\text{s}$ 로 평가되었다.

### 다. 시험물 사양 및 시험물 제작

#### (1) 시험물 사양

##### (가) 제원

시험물은 원통형 드럼 형태로서 전체 무게는 약 130  $\text{kg}$ 이며, 외형은 높이 840  $\text{mm}$ , 직경 420  $\text{mm}$ , 전체 밀도는 약  $1.1 \text{ g}/\text{cm}^3$ 이다.

##### (나) 구성

시험물은 보호의 대상이 되는 1차 저장용기와 1차 저장용기를 밀봉하는 2차 저장용기 및 외부의 물리적 충격이나 화재로 인한 열이 내부 1차 및 2차 저장용기로 전달되는 것을 최소화하는 3차 드럼용기로 구성된다.

#### ① 1차 저장용기 사양

- 1차 저장용기는 스테인리스강 316L 재질의 원통형 Sch. 40 고압용기 구조로서 수소기체의 흡입과 배출을 위한 2개의 밸브가 설치되어 있다.
- 1차 저장용기의 제원은 무게 17.65 $\text{kg}$ , 높이 568 $\text{mm}$ , 몸체 외경 168 $\text{mm}$ , 몸체 두께 7.1 $\text{mm}$ , 밸브 보호캡 외경 192  $\text{mm}$ 이다.
- 1차 저장용기의 내적은 6.5 $\text{L}$ 이며, 흡장물질인 티타늄 스펀지는 1 $\text{kg}$ 으로서 약 0.7 $\text{L}$ 의 부피를 차지한다. 수소기체는 티타늄 스펀지에  $\text{TiH}$ 의 1:1의 원소비의 metal hydride 고체상으로 저장된다.
- 1차 저장용기는 붕괴 헬륨 내압 조건이며, 동시에 고온 고진공 활성화 조건을 만족시키도록 설계되어 있다.

## ② 2차 저장용기 사양

- 2차 저장용기는 플랜지 형태로 개폐가 가능한 스테인리스강 304 재질의 고압용기로서 전체 높이 660mm, 몸체 외경 216mm, 몸체 두께 6.5mm이다. 플랜지부 외경 300mm, 그리고 전체 무게는 48.52kg이다.
- 2차 저장용기의 내적은 약 18.4L이며, 1차 저장용기가 차지하는 부피 8.7L를 제외한 빈 공간의 내적은 약 9.7L이다.
- 2차 저장용기는 Sch 20의 원통형 몸체, 막음 플랜지, 금속 O-링, 완충용 실리콘 고무판, 샘플링 밸브, 밸브 보호캡으로 구성된다.
- 2차 저장용기는 내압 설계압력 1.5 MPa@38°C 및 주변온도 400°C에서도 성능이 유지되도록 설계되었다
- 주요 부품인 샘플링 밸브는 Swagelok®사의 Bleed Valve(상품 코드: SS-BVM2-SH-C3)이며, 사용온도 및 허용압력 범위는 37°C(10,000psig)-454°C(6085psig)이다.
- 주요 부품인 금속 O-링은 Garlock Helicoflex®사의 metal O-ring (상품코드; U 8 6 32 09 055 SE B)이며, 재질이 STS316으로서 극저온(Cryogenic)에서 540°C까지 사용가능하다. 사용압력범위는 Ultra High Vacuum 에서 60000 PSI(4100 bar)까지이다.

## ③ 드럼 용기

- 드럼용기는 마개를 여닫을 수 있는 드럼 형태로서 재질은 스테인리스강 STS304이다.
- 드럼 용기는 외경 420 mm, 두께 3 mm, 전체 높이 840 mm, 무게 50 kg의 제원을 갖고 있다.
- 드럼 용기 내부는 1차 및 2차 저장용기 외에도 열차폐를 위한 단열재와 물리적 충격을 감소시키기 위한 완충재가 포함된다.
- 단열재는 Inner Shell로 2차 저장용기를 감싼 후 Inner Shell 외벽에 설치하며, 드럼 셸과 2차 단열재 사이의 빈 공간은 충격을 흡수하기 위해 완충용 우레탄 폼으로 마감되어 있다.
- 드럼 윗면에 기체를 배기하기 위한 배기구가 설치되어 있다.
- 운반용기의 운반 및 취급에 용이하도록 고리를 상단 외벽에 부착하였다.

## (2) 시험물 제작

### (가) 제작 개요

1차 저장용기는 KEPIC QAP의 18개 항목의 요건에 따라 수립된 품질보증계획서를 적용하여 제작한 한국원자력연구소 트리튬 시험용 저장용기를 사용한다. 2차 저장용기 및 드럼용기 및 모든 해당 부품의 제작은 과학기술부고시 제2001-23호 방사성물질등의 포장 및 운반에 관한 규정 제61조의 18개 항목의 요건에 따라 수립된 품질보증계획서를 적용하여 제반 공정을 진행시킨다.

### (나) 시험물 제작요건

- 모든 설계, 제작, 용접 및 검사는 [ASME SEC. VIII Div.1] 기준에 따라야 한다
- 제작도면에서 요구되는 치수는 허용 공차 범위 내에서 가공, 제작되어야 하고, 용기의 가공·제작품의 모든 모서리 부위는 모따기 및 rounding 처리되어야 한다.
- 시험물의 내, 외부 표면의 손상 및 결함부 등은 제거 및 마무리되어야 한다.

### (다) 시험물 제작

시험물 제작은 시험용 ‘트리튬 운반용기 제작 종료 보고서“에 따른다.

## 라. 시험시설 및 시험기기

- (1) 시험시설 : 한국원자력연구소 수송용기 안전성시험시설,  
한국방재시험연구원 화재시험시설

(2) 시험항목 및 장비

| 시험항목                  | 설비<br>또는 기기명칭    | 사양, 분해능<br>또는 정밀·정확도   | 수량 |
|-----------------------|------------------|--|----|
| - 낙하시험 I<br>- 낙하시험 II | 낙하시험시설           | - Hoist : 10 ton<br>- 보조 Hoist : 2 ton<br>- Tower : Trust 구조<br>· 높이 15 m<br>· 하부면 정방형 8 m<br>· 상부면 정방형 3.6 m<br>· Release 장치 :<br>유압식 10 ton 용량<br>- 낙하면 : 강판 (길이 4 m,<br>폭 4 m, 두께 10 cm),<br>강화콘크리트 (길이 5 m,<br>폭 5 m, 두께 1.54 m) | 1  |
| - 열시험                 | 방재시험연구원<br>고속가열로 | - Fire pit : 길이 4 m,<br>폭 3.0 m, 깊이 1.5 m<br>· Fuel : 경유<br>· Fuel feeding : 노즐 분사<br>방식<br>· 최고가열온도 :<br>1200 - 1300 ℃<br>· Insulation wall : 단열벽돌<br>· Blower : 120 m <sup>3</sup> /min  | 1  |
| - 가스누출시험              | 헬륨누출감지기          | - 1.423 x 10 <sup>-8</sup> mbar · ℓ/s  | 1  |

마. 시험자료 평가방법

(1) 낙하시험 I

- 외관검사 : 외형 손상 정도

(2) 낙하시험 II

- 외관검사 : 외형 손상 정도



(3) 열시험

- 외관검사 : 외형 손상 정도
- 성능검사
  - 저장용기의 reference helium leak rate(Lhe)는 식 (4)에 의해  $9.2 \times 10^4$  cm<sup>3</sup>/s 이하 또는 동등
  - 열시험 후 저장용기의 온도는 200℃ 이하.

바. 시험물 제작계획

| 항목 \ 기간 | 1월 |  |    |  |    |  |    |  |
|---------|----|--|----|--|----|--|----|--|
|         | 1주 |  | 2주 |  | 3주 |  | 4주 |  |
| - 운반드럼  |    |  |    |  |    |  |    |  |
| · 충격흡수층 |    |  |    |  |    |  |    |  |
| · 단열층   |    |  |    |  |    |  |    |  |
| · 마감    |    |  |    |  |    |  |    |  |
| - 조립    |    |  |    |  |    |  |    |  |

사. 시험일정

| 항목 \ 기간   | 1월 |  |    |  |    |  |    |  |
|-----------|----|--|----|--|----|--|----|--|
|           | 1주 |  | 2주 |  | 3주 |  | 4주 |  |
| - 낙하시험 I  |    |  |    |  |    |  |    |  |
| - 낙하시험 II |    |  |    |  |    |  |    |  |
| - 열시험     |    |  |    |  |    |  |    |  |
| - 침수시험    |    |  |    |  |    |  |    |  |

아. 절차서

(1) 가스누출시험 절차서 (OP-03-N15)

(가) 시험목적

정상운반조건 시험 및 사고운반조건 시험후 방사성물질의 시간당 누설량 평가

(나) 적용 시험물

- 낙하시험이 완료된 운반용기내 저장용기
- 적층시험이 완료된 운반용기내 저장용기
- 관통시험이 완료된 운반용기내 저장용기
- 낙하 I 시험, 낙하 II 시험, 열시험, 침수시험이 완료된 운반용기내 저장용기

(다) 관련법규 및 참고자료

- 과학기술부고시 제2001-23호 제45조 1항 1호
- IAEA Safety Standard Series No. ST-1 para 722 : 2001
- 미국 10CFR Part 71.71(c)-(6) : 1994

(라) 시험조건

- 헬륨누출감지기를 이용.
- 측정 감도 : 헬륨  $1.423 \times 10^{-8}$  mbar · ℓ/s

(마) 시험준비사항

- 각 시험이 완료된 저장용기
- 헬륨가스

(바) 시험설비 및 장비

- 가스누출시험장비 (챔버)
- 헬륨누출감지기

(사) 시험절차

- 상압의 저장용기를 가스누출시험장비 (챔버)에 넣고 뚜껑을 닫는다.
- 가스누출시험장비를 헬륨누출감지기에 연결한다.
- 감압하면서 헬륨누출감지기 사용설명서에 따라 헬륨누출율(mbar · L/s)을 측정한다.
- 이 값을 Back ground 값으로 기록한다. ( $V_{BG}$ )
- 저장용기에 헬륨가스를 채운다.
- 가스누출시험장비를 헬륨누출감지기에 연결한다.
- 감압하면서 헬륨누출감지기 사용설명서에 따라 헬륨누출율(mbar · L/s)을 측정한다. ( $V_M$ )
- 다음 식에 따라 가스누출율(공기)를 계산한다.

$$\text{가스누출율 (공기)} = 1.013 * (V_M - V_{BG}) / 1.96$$

(아) 시험판정기준

각 시험에 대하여 저장용기의 저장용기의 helium leak rate가  $9.2 \times 10^4$  cm/s 이하 또는 동등하면 운반용기의 건전성에 이상이 없는 것으로 판정.

(2) 낙하시험 I 절차서 (OP-03-A01)

(가) 시험목적

운반중 교량, 절벽 등 높은 곳에서의 차량 낙하등 사고조건에 대한 건전성 입증

(나) 적용 시험물

트리튬 저장용기를 포함하는 실제 크기의 트리튬 운반용기

(다) 관련법규 및 참고자료

- 과학기술부고시 제2001-23호 제47조 1항 1호 가.
- IAEA Safety Standard Series No. ST-1 para 727 (a) : 2001

(라) 시험조건

시험물을 9미터 높이에서 시험바닥면 위에 낙하시킬 것

(마) 시험준비사항

- 트리튬 저장용기 및 운반용기
- 열시험을 대비하여 미리 저장용기 및 2차저장용기에 Thermo-tape과 Thermocouple & Data logger를 부착할 것.

(바) 시험설비 및 장비

- 낙하시험시설
  - Hoist : 10 ton
  - 보조 Hoist : 2 ton
  - Tower : Trust 구조, 높이 15 m,  
하부면 정방형 8 m, 상부면 정방형 3.6 m

- Release 장치 : 유압식 10 ton 용량
- 낙하면 : 강판 (길이 4 m, 폭 4 m, 두께 10 cm),  
강화콘크리트 (길이 5 m, 폭 5 m, 두께 1.54 m)

(사) 시험절차

- 운반용기를 9미터 낙하 시험대로 옮긴다.
- 낙하 시험대에 설치된 크레인에 낙하시험줄로 운반용기를 적당한 각도로 고정시킨다.
- 크레인을 9미터 높이로 이동한다.
- 낙하시험줄을 풀어 운반용기를 시험대 바닥(4 cm 철판) 위로 낙하시킨다.
- 낙하 후 운반용기의 변형을 육안 관찰하고, 변형된 각 부분을 사진으로 기록한다.
- 낙하시험 II를 준비한다.

(아) 시험판정기준

없음.

(3) 낙하시험 II 절차서 (OP-03-A02)

(가) 시험목적

사고운반시 운반용기에 가하여 지는 충격에 대한 건전성 입증

(나) 적용 시험물

낙하시험 I 이 완료된 운반용기

(다) 관련법규 및 참고자료

- 과학기술부고시 제2001-23호 제47조 1항 1호 나.
- IAEA Safety Standard Series No. ST-1 para 727 (b) : 2001

(라) 시험조건

다음과 같은 봉을 시험바닥면 위에 수직으로 견고하게 고정시켜 놓고, 시험물을 1미터 높이에서 봉 위에 낙하시킬 것

- 직경이 (15.0±0.5) 센티미터이고 길이가 20 센티미터인 연강봉일 것

- 봉의 상단부는 평탄하고 가장자리는 반경 6밀리미터 이하로 둥글 것

(마) 시험준비사항

- 트리튬 저장용기 및 운반용기
- 시험봉

(바) 시험설비 및 장비

- 낙하시험시설
  - 보조 Hoist : 2 ton
  - Release 장치 : 유압식 10 ton 용량

(사) 시험절차

- 운반용기를 낙하 시험대로 옮긴다.
- 직경 15 센티미터, 높이 20 센티미터인 봉을 낙하 시험대에 고정한다.
- 낙하 시험대에 설치된 크레인에 낙하시험줄로 운반용기를 적당한 각도로 고정시킨다.
- 크레인을 1미터 높이로 이동한다.
- 낙하시험줄을 풀어 운반용기를 봉 위로 낙하시킨다.
- 낙하 후 운반용기의 변형을 육안 관찰하고, 변형된 각 부분을 사진으로 기록한다.
- 시험줄을 풀고, 운반용기의 변형을 육안 관찰하고, 변형된 각 부분을 사진으로 기록한다.
- 열시험설비로 운반용기를 옮긴다.

(아) 시험판정기준

없음.

(4) 열시험 절차서 (OP-03-A03)

(가) 시험목적

운반중 차량의 화재등 사고조건에 대한 건전성 입증

(나) 적용 시험물

## 낙하시험 II 가 완료된 운반용기

### (다) 관련법규 및 참고자료

- 과학기술부고시 제2001-23호 제45조 1항 2호
- IAEA Safety Standard Series No. ST-1 para 728 : 2001

### (라) 시험조건

시험물을 섭씨 800도의 화재환경에 30분간 둘 것. 시험중 및 시험후에 시험물을 인위적으로 냉각하지 않아야 한다.

### (마) 시험준비사항

- 트리튬 저장용기 및 운반용기
- 등유

### (바) 시험설비 및 장비

- 화재시험설비
  - Fire pit : 길이 4 m, 폭 3.0 m, 깊이 1.5 m
  - Fuel : 경유
  - Fuel feeding : 노즐 분사 방식
  - 최고가열온도 : 1200 - 1300 °C
  - Insulation wall : 단열벽돌
  - Blower : 120 m<sup>3</sup>/min

### (사) 시험절차

- 운반용기를 수직방향으로 시험설비에 설치한다.
- 운반용기가 주위온도와 평형이 될 때까지 기다린다.
- 시험설비의 전원을 켜다.
- 급수장치가 가동하는 지 확인하고, 시험설비 안을 물로 25 cm 높이로 채운다.
- 연료 공급펌프를 이용하여 등유를 물 위 15 cm 높이로 채운다.
- 시험설비의 문을 닫고, 시험설비를 가동한다.
- 최소 800°C 온도로 완전히 화염에 휩싸인 상태로 최소 30분간 방치한다. 이때 화염의 평균 방사율은 0.9 이어야 한다.
- 시간이 지나면 자연 소화시킨다.

- 소화 후 실온에서 자연 냉각시킨다.
- 완전히 냉각되면, 운반용기의 변형을 육안 관찰하고, 변형된 각 부분을 사진으로 기록한다.

(아) 시험판정기준

- 열시험에 대한 시험판정은 침수시험이 끝난 후, 운반용기를 열고 저장용기 및 2차 저장용기에 부착한 Thermo-tape, Thermocouple & Data logger를 회수하여 이를 해독하여 결정한다.
- 열시험 후 저장용기의 온도는 200℃ 이하.
- 저장용기의 reference helium leak rate(Lhe)는 식 (4)에 의해  $9.2 \times 10^4$  cm<sup>3</sup>/s 이하 또는 동등.

자. 첨부 양식

- (1) 낙하시험 I 결과표
- (2) 낙하시험 II 결과표
- (3) 열시험 결과표
- (4) 가스누출시험결과표

## 낙하시험 I 결과표

운반용기 ID : \_\_\_\_\_

No. : \_\_\_\_\_

2차용기 ID : \_\_\_\_\_

저장용기 ID : \_\_\_\_\_

| 내용                      | 확인사항                    | 비고                             |
|-------------------------|-------------------------|--------------------------------|
| 1. 시험전 저장용기의 가스누출 여부    | 유 (    ), 무 (    )      | 가스누출시험결과표 No. _____            |
| 2. 시험전 시험물로부터 바닥면까지의 높이 | _____ m                 |                                |
| 3. 시험물의 낙하각도            | _____                   |                                |
| 4. 시험물의 낙하후 반발 높이       | _____ cm                |                                |
| 5. 외관 변형                |                         | 사진 첨부                          |
| 낙하시험 I 결과               | 만족 (    )<br>불만족 (    ) |                                |
| ● 시험수행자                 | 성명 : _____              | 서명 : _____ 일시 :    년    월    일 |
| ● 시험책임자                 | 성명 : _____              | 서명 : _____ 일시 :    년    월    일 |
| ● 시험감독자                 | 성명 : _____              | 서명 : _____ 일시 :    년    월    일 |



## 낙하시험 II 결과표

운반용기 ID : \_\_\_\_\_

No. : \_\_\_\_\_

2차용기 ID : \_\_\_\_\_

저장용기 ID : \_\_\_\_\_

| 내용                      | 확인사항   | 비고                          |
|-------------------------|--|-----------------------------|
| 1. 시험전 낙하시험 I 수행 여부     | 유 (    ), 무 (    )   |                             |
| 2. 시험전 시험물로부터 바닥면까지의 높이 | _____ m  |                             |
| 3. 봉 직경, 길이, 재질, 모양     | 직경 _____ cm<br>무게 _____ kg<br>재질 _____<br>상단부 모양 (    )<br>가장자리 (    ) | 평탄<br>6 mm이하, 동금            |
| 4. 시험물의 낙하각도            | _____  |                             |
| 5. 외관 변형                |  | 사진 첨부                       |
| 낙하시험 II 결과              | 만족 (    )<br>불만족 (    )  |                             |
| ● 시험수행자                 | 성명 : _____   | 서명 : _____ 일시 :   년   월   일 |
| ● 시험책임자                 | 성명 : _____   | 서명 : _____ 일시 :   년   월   일 |
| ● 시험감독자                 | 성명 : _____   | 서명 : _____ 일시 :   년   월   일 |

## 열시험결과표

운반용기 I.D : \_\_\_\_\_

No. : \_\_\_\_\_

2차용기 I.D : \_\_\_\_\_

저장용기 I.D : \_\_\_\_\_

| 내용  | 확인사항  | 비고       |
|---|---|----------|
| 1. 시험전<br>- 낙하시험 I 수행여부<br>- 낙하시험 II 수행여부 | 유 (    ), 무 (    )<br>유 (    ), 무 (    )                  |          |
| 2. 화염온도                                   | 평균 _____ °C   |          |
| 3. 화염의 시험물 휩싸임 상태                         | 완전 (    ), 미흡 (    )                                      |          |
| 4. 방사율                                    | 평균 _____  |          |
| 5. 방사율 측정기종                               | _____   |          |
| 6. 열시험후 저장용기 온도                           | 평균 _____ °C   | 침수시험후 관찰 |
| 7. 외관 변형                                  |   | 사진첨부     |
| 열시험 결과                                    | 만족 (    )<br>불만족 (    )                                   |          |
| ● 시험수행자                                   | 성명 : _____      서명 : _____      일시 : _____년 _____월 _____일 |          |
| ● 시험책임자                                   | 성명 : _____      서명 : _____      일시 : _____년 _____월 _____일 |          |
| ● 시험감독자                                   | 성명 : _____      서명 : _____      일시 : _____년 _____월 _____일 |          |

## 가스누출시험결과표

운반용기 I.D : \_\_\_\_\_

No. : \_\_\_\_\_

2차용기 I.D : \_\_\_\_\_

저장용기 I.D : \_\_\_\_\_

| 내용  | 확인사항  | 비고  |
|---|---|---|
| 1. 전(앞선) 시험 항목  | _____   |   |
| 2. 헬륨가스검출기 모델명  | _____   |   |
| 3. 헬륨 누출율<br>Back ground 값 (V <sub>BG</sub> )   | _____ mbar · L/s  |   |
| 4. 저장용기 헬륨 압력   | _____ Pa  |   |
| 4. 헬륨 누출율<br>측정값 (V <sub>M</sub> )  | _____ mbar · L/s  |   |
| 5. 가스누출율 (공기)   | _____ std cm <sup>3</sup> /sec (공기)   | 계산 :<br>$1.013 \cdot (V_M - V_{BG}) / 1.96$ |
| 가스누출시험 결과   | 만족 (    )<br>불만족 (    )   |   |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>● 시험수행자</li> <li>● 시험책임자</li> <li>● 시험감독자</li> </ul> | 성명 :                    서명 :                    일시 :                    년    월    일<br>성명 :                    서명 :                    일시 :                    년    월    일<br>성명 :                    서명 :                    일시 :                    년    월    일 |   |

#### 4. 성능시험 결과보고서

##### 가. KT500B 성능시험

###### (1) 시험 전 누설평가

시험용 트리튬 운반용기 KT500B에서 저장용기 내부에 2기압의 헬륨 기체를 충전하고, 성능시험 평가전 사전 누설평가를 실시하였다. 시험 방법은 ANSI N14.5-1997 A.5.4와 ISO 12807-1996 A.3.4에 따라 수행하였다. 표 3.7은 평가 결과를 나타낸 것이다. 사전 누설 시험 결과, KT500B의 누설 검출량은  $1.9 \times 10^{-6} \text{ cm}^2/\text{s}$ 로서, 허용누설을  $9.2 \times 10^{-4} \text{ cm}^2/\text{s}$ 을 충분히 만족하였다. 그림 3.22에 관련 사진을 첨부하였다.


표 3.7. KT500B 사전 누설시험 결과

|             |  |            |   |
|-------------|--|------------|---|
| 측정 장비       | ASM 142                                    | 정밀도        | $1.0 \times 10^{-11} \text{ cm}^2/\text{s}$ |
| 환경 조건       | 온도   | 24 °C      |   |
|             | 대기압  | 101.3 KPa  |   |
|             | 날씨   | 맑음         |   |
| 시험 시간       | 시작   | 11시 10분    |   |
|             | 종료   | 11시 50분    |   |
| 누설시험 압력     | 공기압력                                       | 101.3 KPa  |   |
|             | 헬륨압력                                       | 101.3 KPa  |   |
|             | 총 압력                                       | 202.6 KPa  |   |
| 압력 유지시간     | 30분  |            |   |
| 허용 누설율      | $9.2 \times 10^{-4} \text{ cm}^2/\text{s}$ |            |   |
| Back-Ground | $6.5 \times 10^{-6} \text{ cm}^2/\text{s}$ |            |   |
| 누설 검출량      | $1.9 \times 10^{-6} \text{ cm}^2/\text{s}$ |            |   |
| 누설 시험결과     | 만족 (○), 불만족 ( )                            |            |   |
| ● 시험수행자     | 성명: 방경식                                    | 소속: 원자력연구소 | 사용후핵연료기술개발부                                 |
| ● 기술책임자     | 성명: 서기석                                    | 소속: 원자력연구소 | 사용후핵연료기술개발부                                 |

(2) 1차 9m 수직 낙하시험

시험용 트리튬 운반용기 KT500B의 1차 9m 수직 낙하시험을 실시하였다. 시험 방법은 과학기술부 고시 제 2001-23호(2001), IAEA Safety Standard Series No. TS-R-1(2000) 및 미국 10 CFR Part 71(1994)에 따라 수행하였다. 표 3.8는 평가 결과를 나타낸 것이다. 낙하 시험 결과, 운반용기 하단부가 약간 찌그러드는 현상을 나타내었다. 그림 3.23에 관련 사진을 첨부하였다.

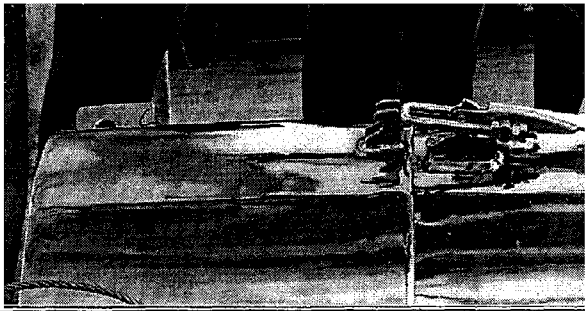
표 3.8. KT500B 9m 수직 낙하시험 결과

| 내 용                            | 확 인 사 항  |             | 비 고 |
|--------------------------------|--|-------------|-----|
|                                | 1. 시험시편의 적절성 여부  | 적합/부적합      |     |
| 2. 시험 전 시편의 제원                 | 직경(mm)   | 418.97      |     |
|                                | 길이(mm)   | 838.98      |     |
| 3. 시험 전 시편의 누설 여부              | 유/무  | 무           |     |
| 4. 낙 하 조 건                     | 낙하 높이(m)   | 9           |     |
|                                | 낙하 중량(kg)  | 132         |     |
|                                | 낙하 방향  | 길이 방향(수직)   |     |
| 5. 시험 후 시편의 제원                 | 직경(mm)   | 410.51±0.14 |     |
|                                | 길이(mm)   | 830.17±0.35 |     |
| 낙하 시험 결과                       | 만족/불만족   | 만 족         |     |
| * 측정 불확도 (신뢰수준 95.45%, K=2.65) |  |             |     |
| 특이 사항                          |  |             |     |
| ● 시험수행자                        | 성명: 박홍윤 소속: 원자력연구소 기계공학연구부   |             |     |
| ● 기술책임자                        | 성명: 서기석 소속: 원자력연구소 사용후핵연료기술개발부   |             |     |

(3) 2차 9m 수평 낙하시험

시험용 트리튬 운반용기 KT500B의 2차 9m 수평 낙하시험을 실시하였다. 시험 방법은 과학기술부 고시 제 2001-23호(2001), IAEA Safety Standard Series No. TS-R-1(2000) 및 미국 10 CFR Part 71(1994)에 따라 수행하였다. 표 3.9은 평가 결과를 나타낸 것이다. 낙하 시험 결과, 운반용기 상단부 덮개가 약간 이탈되었다. 그림 3.24에 관련 사진을 첨부하였다.


표 3.9. KT500B 9m 수평 낙하시험 결과

| 내 용                            | 확 인 사 항  |             | 비 고   |
|--------------------------------|--|-------------|-------|
|                                | 적합/부적합   | 적 합         |       |
| 1. 시험시편의 적절성 여부                | 적합/부적합   | 적 합         |       |
| 2. 시험 전 시편의 재원                 | 직경(mm)   | 427.09      |       |
|                                | 길이(mm)   | 839.18      |       |
| 3. 시험 전 시편의 누설 여부              | 유/무  | 무           |       |
| 4. 낙 하 조 건                     | 낙하 높이(m)   | 9           |       |
|                                | 낙하 중량(kg)  | 132         |       |
|                                | 낙하 방향  | 직경 방향(수평)   |       |
| 5. 시험 후 시편의 재원                 | 직경(mm)   | 410.41±0.18 |       |
|                                | 길이(mm)   | 857.98      | 덮개 이탈 |
| 낙하 시험 결과                       | 만족/불만족   | 만 족         |       |
| * 측정 불확도 (신뢰수준 95.45%, K=2.65) |  |             |       |
| 특이 사항                          |  |             |       |
| ● 시험수행자                        | 성명: 박홍윤 소속: 원자력연구소 기계공학연구부   |             |       |
| ● 기술책임자                        | 성명: 서기석 소속: 원자력연구소 사용후핵연료기술개발부   |             |       |

(4) 3차 1m 수평 붕위 낙하시험

시험용 트리튬 운반용기 KT500B의 3차 1m 수평 붕위 낙하시험을 실시하였다. 시험 방법은 과학기술부 고시 제 2001-23호(2001), IAEA Safety Standard Series No. TS-R-1(2000) 및 미국 10 CFR Part 71(1994)에 따라 수행하였다. 표 3.10은 평가 결과를 나타낸 것이다. 낙하 시험 결과, 충격을 받은 운반용기 몸체 부분이 약간 찌그러 들었다. 그림 3.25에 관련 사진을 첨부하였다.

표 3.10. KT500B 9m 수평 붕위 낙하시험 결과

| 내 용                            | 확 인 사 항  |           | 비 고 |
|--------------------------------|--|-----------|-----|
|                                | 적합/부적합   | 적 합       |     |
| 1. 시험시편의 적절성 여부                | 적합/부적합   | 적 합       |     |
| 2. 시험 전 시편의 제원                 | 직경(mm)   | 410       |     |
|                                | 길이(mm)   | 857       |     |
| 3. 시험 전 시편의 누설 여부              | 유/무  | 무         |     |
| 4. 낙 하 조 건                     | 낙하 높이(m)   | 1         |     |
|                                | 낙하 중량(kg)  | 132       |     |
|                                | 낙하 방향  | 직경 방향(수평) |     |
| 5. 시험 후 시편의 제원                 | 깊이(mm)   | -         |     |
|                                | 길이(mm)   | -         |     |
| 낙하 시험 결과                       | 만족/불만족   | 만 족       |     |
| * 측정 불확도 (신뢰수준 95.45%, K=2.65) |  |           |     |
| 특이 사항                          |  |           |     |
| ● 시험수행자                        | 성명: 박홍윤 소속: 원자력연구소 기계공학연구부   |           |     |
| ● 기술책임자                        | 성명: 서기석 소속: 원자력연구소 사용후핵연료기술개발부   |           |     |

(5) 시험 후 누설평가

시험용 트리튬 운반용기 KT500B를 9m 수직낙하, 9m 수평낙하 그리고 1m 봉위 파열시험을 거친 후, 누설평가를 실시하였다. 시험 방법은 ANSI N14.5-1997 A.5.4와 ISO 12807-1996 A.3.4에 따라 수행하였다. 표 3.11은 평가 결과를 나타낸 것이다. 누설 평가 결과, KT500B의 누설 검출량은  $2.4 \times 10^{-7} \text{ cm}^2/\text{s}$ 로서, 허용누설을  $9.2 \times 10^{-4} \text{ cm}^2/\text{s}$ 을 충분히 만족하였다. 그림 3.26에 관련 사진을 첨부하였다.

표 3.11. KT500B 시험후 누설시험 결과

| 측정 장비       | ASM 142                                    | 정밀도       | $1.0 \times 10^{-11} \text{ cm}^2/\text{s}$ |
|-------------|--|-----------|---|
| 환경 조건       | 온도   | 18 °C     |   |
|             | 대기압  | 101.3 KPa |   |
|             | 날씨   | 맑음        |   |
| 시험 시간       | 시작   | 15시 20분   |   |
|             | 종료   | 15시 50분   |   |
| 누설시험 압력     | 공기압력                                       | 101.3 KPa |   |
|             | 헬륨압력                                       | 101.3 KPa |   |
|             | 총 압력                                       | 202.6 KPa |   |
| 압력 유지시간     | 28시간 10분(수직, 수평 낙하, 파열시험 후 누설시험)           |           |   |
| 허용 누설율      | $9.2 \times 10^{-4} \text{ cm}^2/\text{s}$ |           |   |
| Back-Ground | $4.6 \times 10^{-7} \text{ cm}^2/\text{s}$ |           |   |
| 누설 검출량      | $2.4 \times 10^{-7} \text{ cm}^2/\text{s}$ |           |   |
| 누설 시험결과     | 만족 (○), 불만족 ( )                            |           |   |
| ● 시험수행자     | 성명: 방경식 소속: 원자력연구소 사용후핵연료기술개발부             |           |   |
| ● 기술책임자     | 성명: 서기석 소속: 원자력연구소 사용후핵연료기술개발부             |           |   |



## 나. KT500A 성능시험

### (1) 시험 전 누설평가

시험용 트리튬 운반용기 KT500A에서 저장용기 내부에 2기압의 헬륨 기체를 충전하고, 성능시험 평가전 사전 누설평가를 실시하였다. 시험 방법은 ANSI N14.5-1997 A.5.4와 ISO 12807-1996 A.3.4에 따라 수행하였다. 표 3.12은 평가 결과를 나타낸 것이다. 사전 누설 시험 결과, KT500B의 누설 검출량은  $1.9 \times 10^{-6} \text{ cm}^2/\text{s}$ 로서, 허용누설을  $9.2 \times 10^4 \text{ cm}^2/\text{s}$ 을 충분히 만족하였다. 그림 3.22에 관련 사진을 첨부하였다.

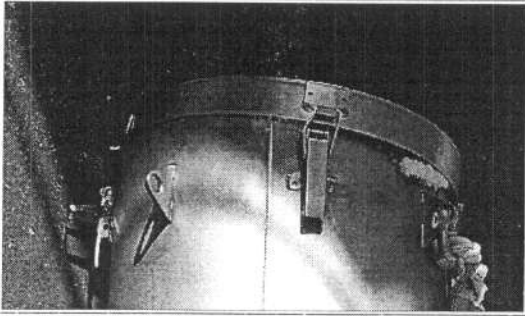
표 3.12. KT500B 사전 누설시험 결과

|             |  |           |   |
|-------------|--|-----------|---|
| 측정 장비       | ASM 142                                    | 정밀도       | $1.0 \times 10^{-11} \text{ cm}^2/\text{s}$ |
| 환경 조건       | 온도   | 20 °C     |   |
|             | 대기압  | 101.3 KPa |   |
|             | 날씨   | 맑음        |   |
| 시험 시간       | 시작   | 10시 30분   |   |
|             | 종료   | 11시 10분   |   |
| 누설시험 압력     | 공기압력                                       | 101.3 KPa |   |
|             | 헬륨압력                                       | 101.3 KPa |   |
|             | 총 압력                                       | 202.6 KPa |   |
| 압력 유지시간     | 시험 전 누설 시험                                 |           |   |
| 허용 누설율      | $9.2 \times 10^4 \text{ cm}^2/\text{s}$    |           |   |
| Back-Ground | $5.0 \times 10^{-6} \text{ cm}^2/\text{s}$ |           |   |
| 누설 검출량      | $1.8 \times 10^{-6} \text{ cm}^2/\text{s}$ |           |   |
| 누설 시험결과     | 만족 (○), 불만족 ( )                            |           |   |
| ● 시험수행자     | 성명: 방경식 소속: 원자력연구소 사용후핵연료기술개발부             |           |   |
| ● 기술책임자     | 성명: 서기석 소속: 원자력연구소 사용후핵연료기술개발부             |           |   |

(2) 1차 9m 경사 낙하시험

시험용 트리튬 운반용기 KT500A의 1차 9m 경사 낙하시험을 실시하였다. 시험 방법은 과학기술부 고시 제 2001-23호(2001), IAEA Safety Standard Series No. TS-R-1(2000) 및 미국 10 CFR Part 71(1994)에 따라 수행하였으며, 경사시험은 수평에서 10도 기울어진 형태로 실시하였다. 표 3.13은 평가 결과를 나타낸 것이다. 낙하시험 결과, 운반용기 상단부 덮개가 약간 이탈되었다. 그림 3.27에 관련 사진을 첨부하였다.

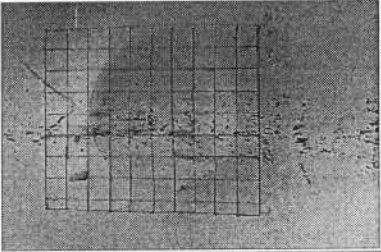
표 3.13. KT500A 9m 경사 낙하시험 결과

| 내 용  | 확 인 사 항  |             | 비 고   |
|--|--|-------------|-------|
|  | 적합/부적합   | 적 합         |       |
| 1. 시험시편의 적절성 여부  | 적합/부적합   | 적 합         |       |
| 2. 시험 전 시편의 제원   | 직경(mm)   | 348.87      |       |
|  | 길이(mm)   | 887.50      |       |
| 3. 시험 전 시편의 누설 여부  | 유/무  | 무           |       |
| 4. 낙 하 조 건   | 낙하 높이(m)   | 9           |       |
|  | 낙하 중량(kg)  | 137         |       |
|  | 낙하 방향  | 직경 방향(10°)  |       |
| 5. 시험 후 시편의 제원   | 직경(mm)   | 410.37±0.04 |       |
|  | 길이(mm)   | -           | 덮개 이탈 |
| 낙하 시험 결과   | 만족/불만족   | 만 족         |       |
| * 측정 불확도 (신뢰수준 95.45%, K=2.65)   |  |             |       |
| 특이 사항  |  |             |       |
| <ul style="list-style-type: none"> <li>● 시험수행자</li> <li>● 기술책임자</li> </ul> | 성명: 박홍운 소속: 원자력연구소 기계공학연구부<br>성명: 서기석 소속: 원자력연구소 사용후핵연료기술개발부                         |             |       |

(3) 2차 1m 수평 붕괴 낙하시험

시험용 트리튬 운반용기 KT500A의 2차 1m 수평 붕괴 낙하시험을 실시하였다. 시험 방법은 과학기술부 고시 제 2001-23호(2001), IAEA Safety Standard Series No. TS-R-1(2000) 및 미국 10 CFR Part 71(1994)에 따라 수행하였다. 표 3.14는 평가 결과를 나타낸 것이다. 낙하 시험 결과, 충격을 받은 운반용기 몸체 부분이 약 20 mm 찌그러 들어갔다. 그림 3.28에 관련 사진을 첨부하였다.

표 3.14. KT500A 1m 수평 붕괴 낙하시험 결과

| 내 용                            | 확 인 사 항  |            | 비 고   |
|--------------------------------|--|------------|-------|
|                                | 적합/부적합   | 적 합        |       |
| 1. 시험시편의 적절성 여부                | 적합/부적합   | 적 합        |       |
| 2. 시험 전 시편의 제원                 | 직경(mm)   | 348.87     |       |
|                                | 길이(mm)   | -          |       |
| 3. 시험 전 시편의 누설 여부              | 유/무  | 무          |       |
| 4. 낙 하 조 건                     | 낙하 높이(m)   | 1          |       |
|                                | 낙하 중량(kg)  | 137        |       |
|                                | 낙하 방향  | 직경 방향(수평)  |       |
| 5. 시험 후 시편의 제원                 | 깊이(mm)   | 19.44±0.47 |       |
|                                | 길이(mm)   | -          | 뒹개 이탈 |
| 낙하 시험 결과                       | 만족/불만족   | 만 족        |       |
| * 측정 불확도 (신뢰수준 95.45%, K=2.65) |  |            |       |
| 특이 사항                          |  |            |       |
| ● 시험수행자                        | 성명: 박홍윤 소속: 원자력연구소 기계공학연구부   |            |       |
| ● 기술책임자                        | 성명: 서기석 소속: 원자력연구소 사용후핵연료기술개발부   |            |       |

(4) 3차 800도 열시험

시험용 트리튬 운반용기 KT500A의 3차 1800도 열시험을 실시하였다.

시험 방법은 과학기술부 고시 제 2001-23호(2001), IAEA Safety Standard Series No. ST-1 (2001)에 따라 수행하였다. 표 3.15에 그 결과를 나타내었으며, 그림 3.20 및 그림 3.21에 열시험 온도 그래프를 나타내었다. 열시험 결과, 완충재인 폴리우레탄은 연소되었으며, 3M 단열재의 바깥층도 열에 의해 손상되었다. 저장용기의 온도는 최고 83℃로 나타났으며, 화재시험 중 저장용기는 상온을 유지하였다. 그림 3.29~3.31에 관련 사진을 첨부하였다.

표 3.15. KT500A 열시험 결과

| 가열 장비      | 방재시험연구원 급속 가열로  |              | 비고                |
|------------|---|--------------|-------------------|
| 800℃ 도달 시간 | 5 min   |              |                   |
| 800℃ 시험 시간 | 가열 7분 이후 30 min   |              |                   |
| 시험 시간      | 화로 밀폐   | 14시 12분      |                   |
|            | 가열 시작   | 14시 15분      |                   |
|            | 가열 종료   | 14시 52분      |                   |
|            | 화로 개봉   | 14시 53분      |                   |
|            | 화염 진화   | 14시 54분      |                   |
|            | 로외 이송   | 15시 40분      |                   |
| 냉각방식       | 자연 냉각   |              | 화염 진화             |
| 온도 측정 방법   | <ul style="list-style-type: none"> <li>● ERTCO Data Recorder 실시간 30 sec 2차 저장용기 내부 온도 측정</li> <li>● 온도 변색 표지 2차 저장용기 및 1차 저장용기 벽체 부착</li> </ul> |              |                   |
| 온도 분포      | 2차 저장용기 몸체  | 95℃ 온도 표지 변색 | 가열시간 중 저장용기 상온 유지 |
|            | 저장용기 몸체   | 70℃ 온도 표지 변색 |                   |
|            | 저장용기 상부 Recorder  | 최고 온도 83℃    |                   |
| 열시험결과      | 만 족 ( ○ ), 불만족 ( )  |              |                   |

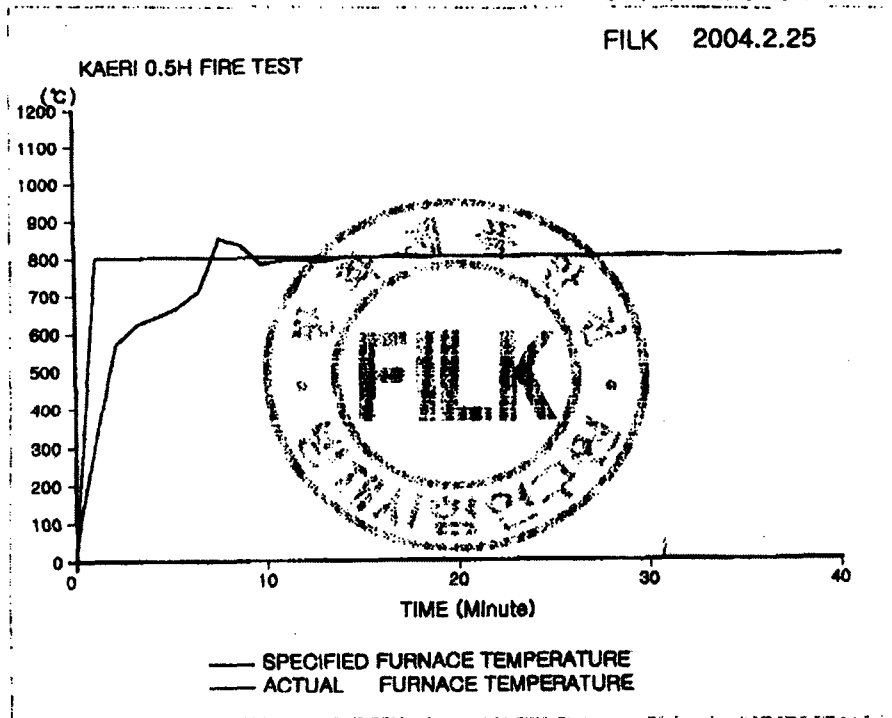


그림 3.20. KT500A 방재시험연구원 열시험 가열 그래프

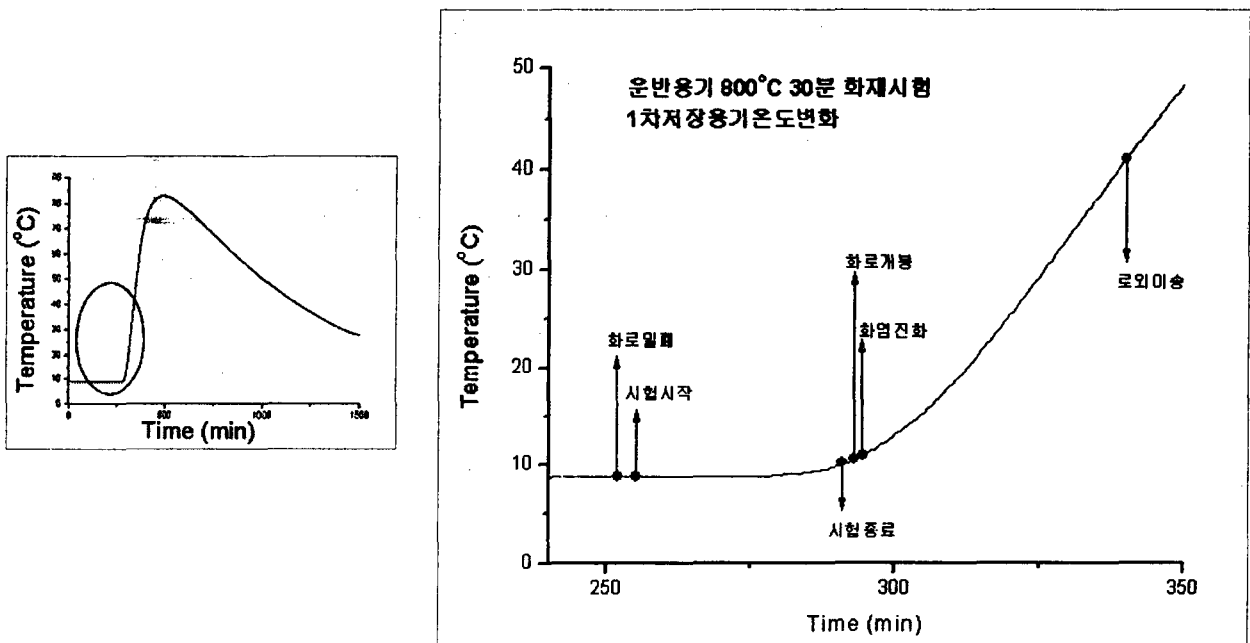


그림 3.21. KT500A 방재시험연구원 열시험 Data Recorder 온도 분포 그래프(좌),  
가열시험 구간 확대 그래프(우)

(5) 시험 후 누설평가

시험용 트리튬 운반용기 KT500A을 9m 경사낙하, 1m 봉위 파열시험 및 800도 열 시험을 거친 후, 누설평가를 실시하였다. 시험 방법은 ANSI N14.5-1997 A.5.4와 ISO 12807-1996 A.3.4에 따라 수행하였다. 표 3.16은 평가 결과를 나타낸 것이다. 누설 평가 결과, KT500B의 누설 검출량은  $2.1 \times 10^{-7} \text{ cm}^2/\text{s}$ 로서, 허용누설을  $9.2 \times 10^{-4} \text{ cm}^2/\text{s}$ 을 충분히 만족하였다. 그림 3.32에 관련 사진을 첨부하였다.

표 3.16. KT500B 시험후 누설시험 결과

| 측정 장비       | ASM 142                                    | 정밀도       | $1.0 \times 10^{-11} \text{ cm}^2/\text{s}$ |
|-------------|--|-----------|---|
| 환경 조건       | 온도   | 20 °C     |   |
|             | 대기압  | 101.3 KPa |   |
|             | 날씨   | 맑음        |   |
| 시험 시간       | 시작   | 14시 30분   |   |
|             | 종료   | 15시 10분   |   |
| 누설시험 압력     | 공기압력                                       | 101.3 KPa |   |
|             | 헬륨압력                                       | 101.3 KPa |   |
|             | 총 압력                                       | 202.6 KPa |   |
| 압력 유지시간     | 28시간 10분(수직, 수평 낙하, 파열시험 후 누설시험)           |           |   |
| 허용 누설율      | $9.2 \times 10^{-4} \text{ cm}^2/\text{s}$ |           |   |
| Back-Ground | $1.3 \times 10^{-7} \text{ cm}^2/\text{s}$ |           |   |
| 누설 검출량      | $2.1 \times 10^{-7} \text{ cm}^2/\text{s}$ |           |   |
| 누설 시험결과     | 만족 (○), 불만족 ( )                            |           |   |
| ● 시험수행자     | 성명: 방경식 소속: 원자력연구소 사용후핵연료기술개발부             |           |   |
| ● 기술책임자     | 성명: 서기석 소속: 원자력연구소 사용후핵연료기술개발부             |           |   |

**다. 성능시험 결과**

트리튬 시험용 운반용기 KT500B 및 KT500A에 대하여 운반사고조건인 9m 낙하시험, 1m 봉위 파열시험 및 800℃ 30분 화재시험을 실시한 결과, 운반용기의 격납경계인 2차 저장용기 및 저장용기가 외관상 손상이 없음을 확인하였다. 800℃ 30분 화재조건에서 저장용기는 허용누설을 계산조건인 200℃보다도 훨씬 낮은 83℃를 유지하고 있음을 확인하였으며, 표 3.17에 나타난 바와 같이 운반사고조건 시험 후 누설량은 허용누설율의 약  $10^{-11}$  수준으로 평가되었다.

표 3.17. 트리튬 운반용기 성능시험 누설평가결과

| 항 목                          | 누설 검출량                                     |
|------------------------------|--|
| 허용누설율                        | $9.2 \times 10^4 \text{ cm}^2/\text{s}$    |
| KT500B 시험전 누설율               | $1.9 \times 10^{-6} \text{ cm}^2/\text{s}$ |
| KT500B 수직낙하, 수평낙하, 파열시험후 누설량 | $2.4 \times 10^{-7} \text{ cm}^2/\text{s}$ |
| KT500A 시험전 누설율               | $1.8 \times 10^{-6} \text{ cm}^2/\text{s}$ |
| KT500A 경사낙하, 파열시험, 열시험후 누설율  | $2.1 \times 10^{-7} \text{ cm}^2/\text{s}$ |
| 열시험 저장용기 최대 상승 온도            | 83℃  |

라. 성능시험 관련 사진

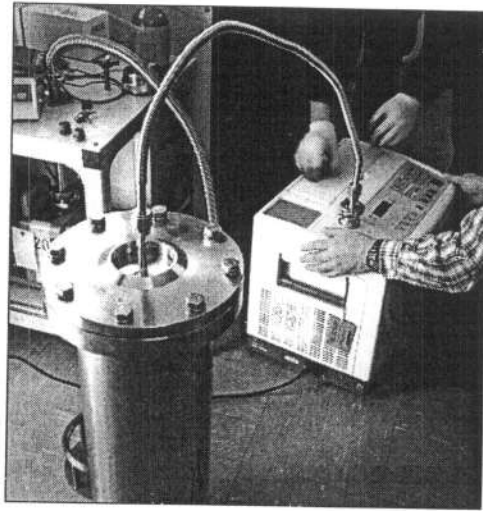
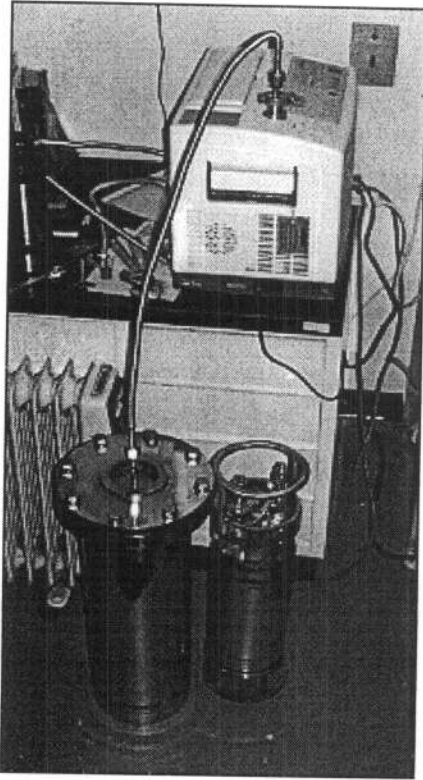


그림 3.22. KT500B(좌) 및 KT500A(우) 2차 및 저장용기 사전누설평가

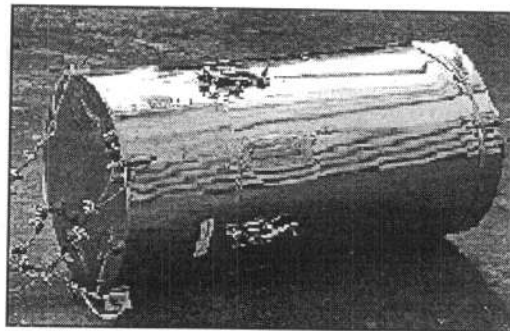
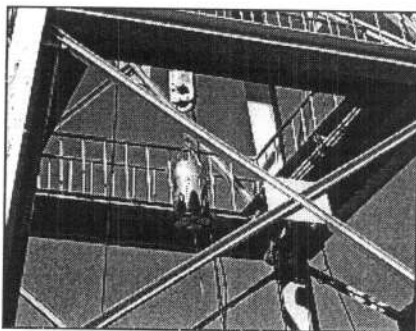


그림 3.23. KT500B 1차 9m 수직 낙하 시험. 크레인 장착 모습(좌), 낙하 후 모습(우)



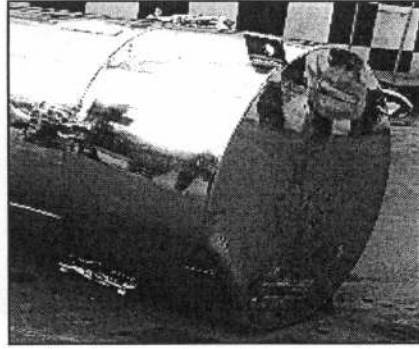
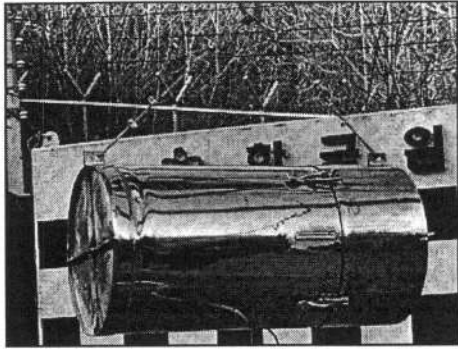


그림 3.24. KT500B 2차 9m 수평 낙하 시험. 크레인 장착 모습(좌), 낙하 후 모습(우)

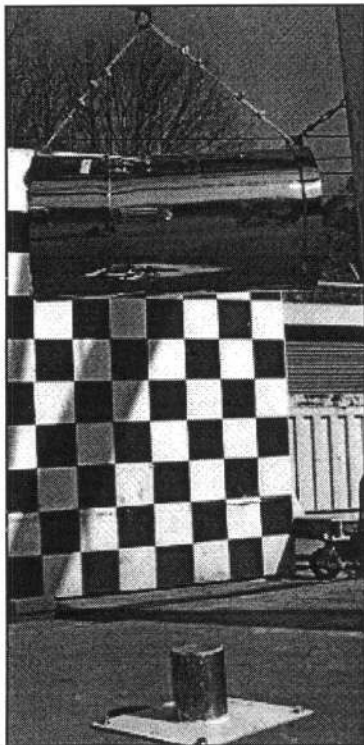


그림 3.25. KT500B 3차 1m 수평 붕위 낙하시험. 크레인 장착 모습(좌), 낙하 후 모습(우)

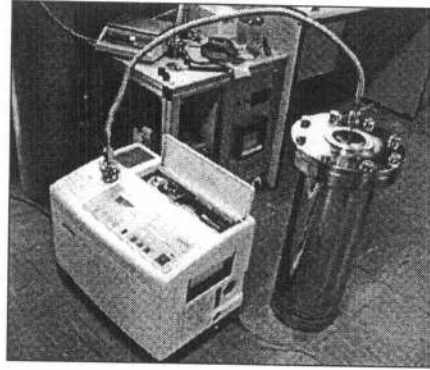


그림 3.26. KT500B 시험후 분해 모습(좌)과 성능 시험후 누설평가(우)

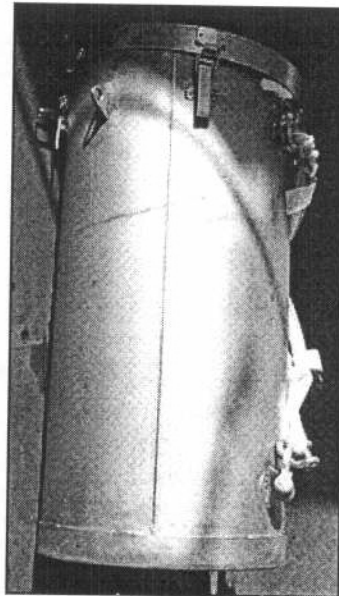
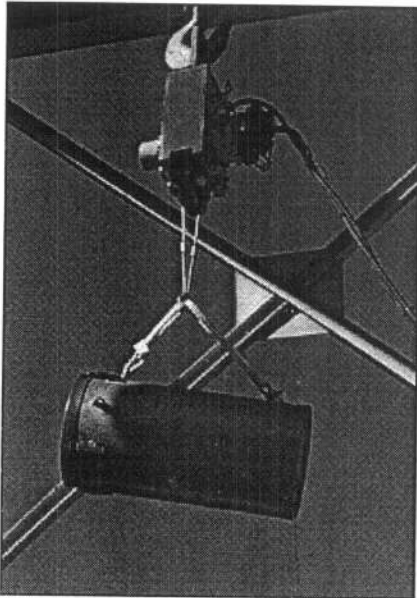


그림 3.27. KT500A 1차 9m 경사 낙하 시험. 크레인 장착 모습(좌), 낙하 후 모습(우)

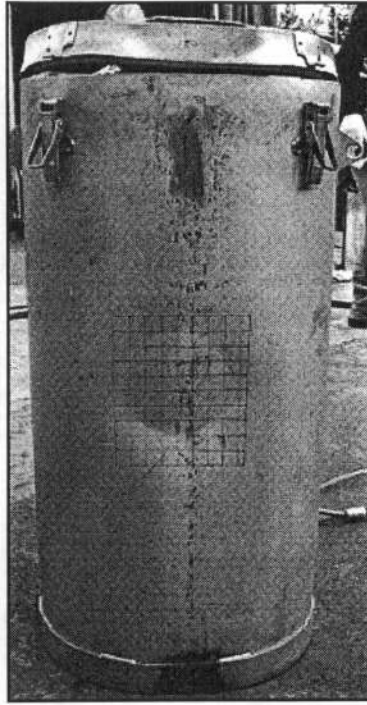
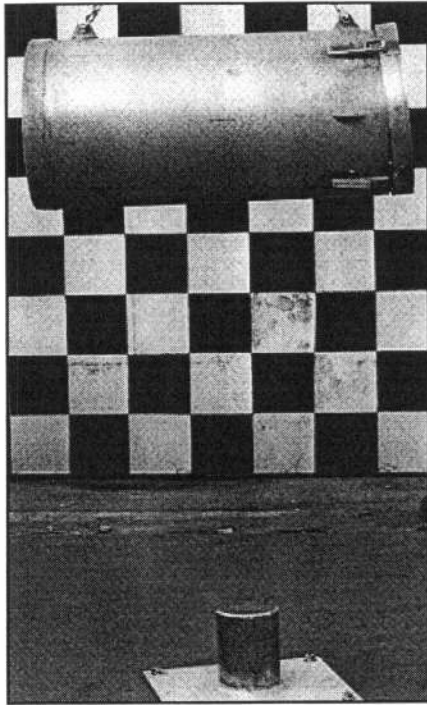


그림 3.28. KT500A 2차 1m 수평 봉위 낙하시험. 크레인 장착 모습(좌), 낙하 후 모습(우)

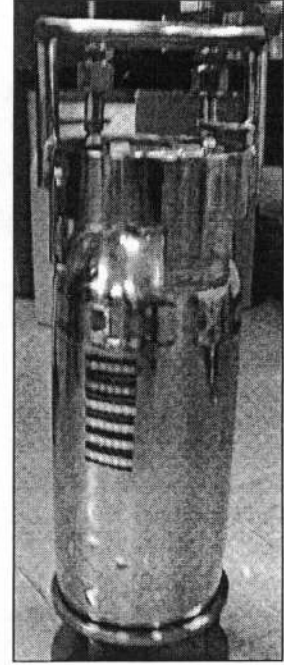
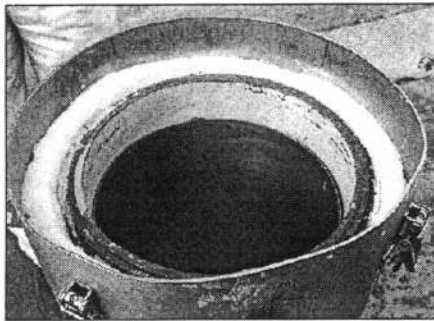


그림 3.29. KT500A 낙하 시험후 분해 모습(좌)과 2차 저장용기(중), 저장용기(우) 온도 표지 부착

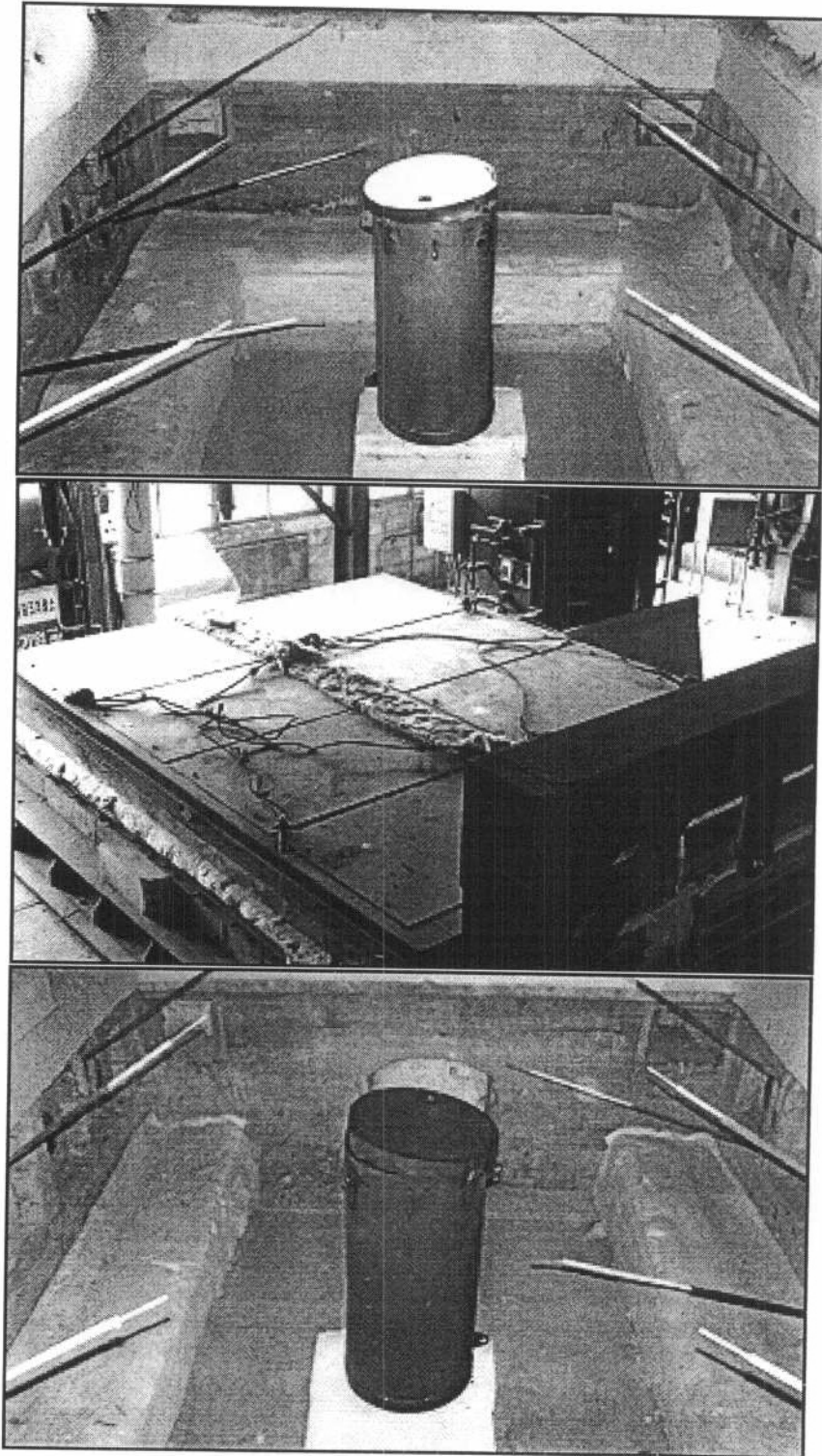


그림 3.30. KT500A 열시험 전 가열로 내 모습(상), 화로 밀폐 후 가열(중) 및 열시험 후 가열로 내 모습(하)



그림 3.31. KT500A 열시험 후 드럼 개봉 후 모습(좌상), 드럼을 제거한 모습(우상), 3M 단열재를 제거하는 모습(좌하) 및 저장용기 온도 표지 변색 모습

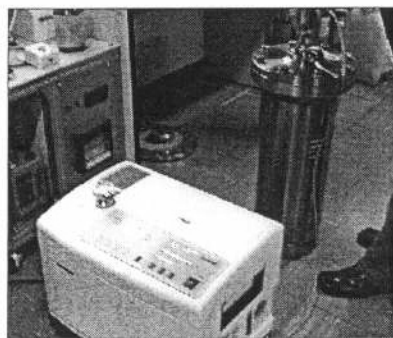


그림 3.32. KT500B 열시험 후 누설평가

## 5. 트리튬 운반용기 유지 및 보수

### 가. 목 적

본 절차서는 운반용기의 결함을 신속히 발견하고 결함 발견시, 운반에 지장을 초래하지 않기 위하여 트리튬 운반 용기의 유지 및 보수와 관련된 업무가 기술 요건 및 품질보증요건에 맞게 수행할 수 있도록 보증하기 위한 제반요건에 대하여 기술한다.

### 나. 적 용 범 위

본 절차서는 트리튬 운반용기의 유지 및 보수와 관련된 업무 수행과 관련된 업무에 대하여 적용한다.

### 다. 참조 문서

트리튬 운반용기의 설계, 제작 및 시험평가 품질보증계획서

### 라. 책임 및 업무절차

#### (1) 책임사항

##### (가) 트리튬 과제책임자

- 운반용기 유지 및 보수 절차서 검토 및 승인
- 유지 및 보수 절차서에 따라 수행여부 감독
- 운반용기 유지 및 보수 점검 항목별 점검주기 설정
- 운반 용기 유지 및 보수 수행결과에 대한 보고서 검토 및 승인

##### (나) 운반용기 유지 및 보수 참여요원

- 운반용기 유지 보수 방안 선정
- 운반용기 유지 및 보수 절차서 작성
- 절차서에 따른 운반용기 유지 및 보수
- 유지 및 보수 결과 보고서 작성
- 운반용기 유지 및 보수관련 소요 자재 구매 및 관리

##### (다) 품질보증 담당 및 실장

- 주요 운반용기 유지 및 보수관련 입회 및 검사 수행



- 점검 항목별 점검주기 설정 및 시행여부 검사
- 운반용기 유지 및 보수 절차서 검토
- 운반용기 유지 및 보수 절차 및 결과에 대한 품질보증

## (2) 업무절차

### (1) 유지 및 보수 계획서 및 절차서 작성

- ① 유지 및 보수계획은 다음과 같은 유형중 필요에 따라 다음 사항을 전부 또는 일부 적용하여 작성한다.
  - 운반용기 품목별 결함 확인 주기
  - 결함 발견시 성능 기준 및 보수 방법/절차
  - 유지 및 보수 기록
- ② 트리튬 운반 용기의 결함 발견시 보수 방법 및 절차서는 유지 및 보수 요원에 의해 작성되며 품질보증담당자의 검토 후 과제책임자의 승인을 득하여야 한다.
- ③ 유지 및 보수 절차서에는 최소한 다음사항이 포함되어야 한다.
  - 발견된 운반용기 결함 세부내용 및 발생원인 추정
  - 결함사항 보수를 위한 설비, 장비 내역
  - 결함사항 보수를 위한 방법 및 절차
  - 보수 후 합부판정기준(또는 기대 결과치 범위)
  - 제 3 검사자의 입회점 및 필수 확인점 설정
  - 용기 유지 및 보수 결과기록 및 문서화 방법

### (나) 운반용기 보수 방안 선정

- ① 운반용기 보수 관리대장에 등재된 결함 처리방안 선정 및 조치내역을 확정하기 위하여 과제책임자 및 운반용기 유지 보수담당자 또는 팀으로 이관한다.
- ② 운반용기의 결함 보수방안은 다음 중 한가지로 결정되며 필요한 조치 및 시정되어야 할 관련 조건을 제시하여야 한다. 이때 요구내역에 대한 적절한 보충자료, 적용시의 절차 및 재 보수에 대한 요건을 제시한다. 보수후에도 재사용불가

- 인 용기의 경우 첨부 6.3의 사용중지 꼬리표를 부착하여 철저히 격리하고 적절한 폐기처분을 위하여 보관
- 사용가: 어떤 결함사항이 원래의 기능에 영향을 주지 않으며 성능, 보수성, 적합성 및 안전성을 포함한 모든 원래의 기능상의 요건과 일치한다고 판단 될 때 별도의 조치 없이 현상태로 사용될 수 있도록 결정하는 것.
  - 보수: 어떤 결함사항이 원래의 요건에는 만족하지 못하지만 기능상 안전하고 실외할 수 있는 상태까지 부적합한 특성을 충족시키는 작업.
  - 재작업: 부적합한 결함부위 및 품목을 재가공, 재조립 또는 기타 수정 방법에 의해 본래의 특성에 일치하도록 하는 작업.
  - 사용불가: 운반용기관련 어떤 품목이 본래의 의도하는 목적에 만족하지 않는 상태로서 재작업이나 보수로는 원래의 성능기준의 회복이 불가능하여 사용불가 품목으로 처리하는 것.

(다) 결함 운반 용기의 보수 수행

- ① 결함 운반 용기의 보수 수행은 승인된 운반용기 유지 및 보수절차서,
  - 관련규격 및 코드 또는 규제기관의 요구사항 등에 따라 수행된다.
- ② 결함 운반 용기의 보수 수행은 훈련된 자격요원에 의해 수행된다.
- ③ 운반용기의 결함부위의 보수작업 후 합부판정기준은 품질보증책임자 및 제 3검사자의 입회하에 확인하여 검증한다.
- ④ 운반 용기의 유지 보수 전.후에 품질보증관련 정보 및 검사내용을 상세히 기록한다.

(라) 운반용기 유지 및 보관 방안 선정

- ① 운반용기 실내 저장 환경 설정
  - 재료 부식등을 고려 건조 및 청결한 별도의 보관실에 보관한다.
  - 사용전에는 보호 물질 등으로 감싸서 운반용기 보관



② 필요시 실외 보관 환경 설정

- 운반용기의 모든 외부 노출 표면에 녹방지 보호재를 사용
- 방수용 테이프로 운반용기의 배기구를 막고 보호장치를 밀봉한다.
- 실외 보관시 노출 부분을 방수용 테이프등으로 밀봉하고, 두꺼운 폴리에틸렌 랩으로 운반용기를 보호한다.

③ 점검 항목별 점검주기 설정

운반용기의 항목별 점검주기는 다음과 같다.

- 운반드럼의 도장 상태
- 운반드럼 및 2차용기의 청결 상태
- 운반드럼 및 2차용기의 부식 발생 여부
- 운반드럼 및 2차용기의 외부 및 내부 품목 파손여부
- 2차 용기 O-링의 기밀 성능 상태, 샘플링 밸브의 성능 상태
- 운반용기는 3개월 마다, 그 상태를 항목별로 점검하여 기록하여야 하며, 기록사항은 담당자가 서명하여 보관한다.

(마) 운반용기 유지 및 보수 최종보고서 작성

① 운반용기의 결합부위의 보수가 완료되면 보수 수행자는 보고서를 작성하여 품질보증 담당 및 품질보증 실장의 검토를 거친 후 관련 과제책임자의 책임자의 승인을 득한다.

② 운반용기의 유지 및 보수 결과는 유지 및 보수 절차서의 요건에 따라 문서화되고 관리되어야한다.

③ 운반용기의 유지 및 보수 결과보고서는 최소한 다음 사항을 포함하여 작성한다.

- 유지 및 보수 품목
- 운반용기의 결합 품목 및 부위 등 결합 내용
- 결합부위 확인 및 상위과제 책임자에게 보고된 일자
- 운반용기 유지 및 보수 수행자 및 기록자
- 운반용기의 유지 및 보수를 위한 장비, 방법 및 절차
- 실제의 운반용기의 보수 방법 및 절차 또는 그 절차가 언급된 문서 또는

자료명

- 운반용기의 보수관련 부적합 결함 사항에 관련하여 취한 조치
- 운반용기의 보수 후 합격판정 성능기준 및 보수 결과 여부
- 운반용기 유지 및 보수 결과의 품질보증관련 평가자

**마. 품질보증기록**

완결된 운반용기 유지 및 보수 최종보고서관련 근거자료는 품질보증기록으로 분류되어 품질보증실로 이관되어 보관 및 관리되어야한다.

**바. 첨부 양식**

- (1) 운반용기 결함사항 보고서 양식
- (2) 운반용기 결함 사항 보고서 발행 관리대장 양식
- (3). 사용중지 꼬리표 양식

◎ 운반용기 결함사항 보고서 양식

|  |  |                    |                              |                    |  |
|--|--|--------------------|------------------------------|--------------------|--|
| 발생 품목명:  |  | 관련 문서:             |                              | 발행 장소:             |  |
| 발생 부서:   |  |                    | 관련 보고서:                      |                    |  |
| 발생한 결함사항 내용:   |  |                    |                              |                    |  |
| 작성:            날자:   |  | 검토:            날자: |                              | 승인:            날자: |  |
| 조치 결정 내역 및 결정 방안 :   |  |                    |                              |                    |  |
| 처리방안: <input type="radio"/> 사용자 <input type="radio"/> 보수 <input type="radio"/> 재작업 <input type="radio"/> 사용불가: <input type="radio"/> 기 타 |  |                    |                              |                    |  |
| 작성:  |  | 검토:                |                              | 승인:                |  |
| 조치결과:  |  |                    |                              |                    |  |
| 작성(조치수행자):                    날짜:  |  |                    | 승인(조치수행 책임자):            날짜: |                    |  |
| 처리결과 확인: <input type="radio"/> 만족 <input type="radio"/> 불만족            관련문서/보고서번호:   |  |                    |                              |                    |  |
| 처리결과 확인자:  |  | 날자:                |                              | 확인자:               |  |
| (유지/보수처리팀)   |  |                    |                              | (QA)               |  |
| 비고:  |  |                    |                              | 승인자:               |  |
|  |  |                    |                              | (과제 책임자)           |  |
| 날자:  |  |                    |                              |                    |  |

◎ 운반용기 결함 사항 보고서 발행 관리대장 양식

| 번호 | 보고서<br>번호 | 제 목 | 책임부서 | 발행일자 | 처리방안 | 확인결과 | 완료일자 |
|----|-----------|-----|------|------|------|------|------|
|    |           |     |      |      |      |      |      |
|    |           |     |      |      |      |      |      |
|    |           |     |      |      |      |      |      |
|    |           |     |      |      |      |      |      |
|    |           |     |      |      |      |      |      |
|    |           |     |      |      |      |      |      |
|    |           |     |      |      |      |      |      |
|    |           |     |      |      |      |      |      |

◎ 사용중지 꼬리표 양식

사 용 중 지 꼬 리 표 (HOLD TAG)

|                  |  |     |  |     |  |
|------------------|--|-----|--|-----|--|
| 보고서 번호           |  | 날짜  |  | 작성자 |  |
| 부적합 용기내역         |  |     |  |     |  |
| 사용중지 범위          |  |     |  |     |  |
| 결 함 내 용          |  |     |  |     |  |
| 처 리 방 안          |  |     |  |     |  |
| 조치 확인자           |  | 날 짜 |  |     |  |
| 연구 및 사업<br>부 서 명 |  |     |  |     |  |

## 제 4 절 트리튬 취급시스템 기술

### 1. 트리튬 취급시스템

#### 가. 트리튬 취급시스템의 설계 및 제작

저장용기의 트리튬 저장특성 실험 등을 안전하게 수행할 수 있는 트리튬 취급시스템을 캐나다 CRL[4.1.1]과 일본 JAERI[4.1.2]의 자료 분석을 토대로 독자적으로 설계, 제작하였다. 트리튬 취급시스템은 수소동위원소를 취급하는 glove box로서 상부는 트리튬 취급 rig가 설치되고 UHV 시스템 및 관련배선 그리고, gas 공급라인 등이 통과하는 Ar 분위기의 glove box이며, 하부는 Ar 중의 수소동위원소, 수분과 산소를 정화하는 장치가 설치된다. 트리튬 취급시스템의 설계도와 장치 사진을 그림 4.1.1과 4.1.2에 나타내었다.

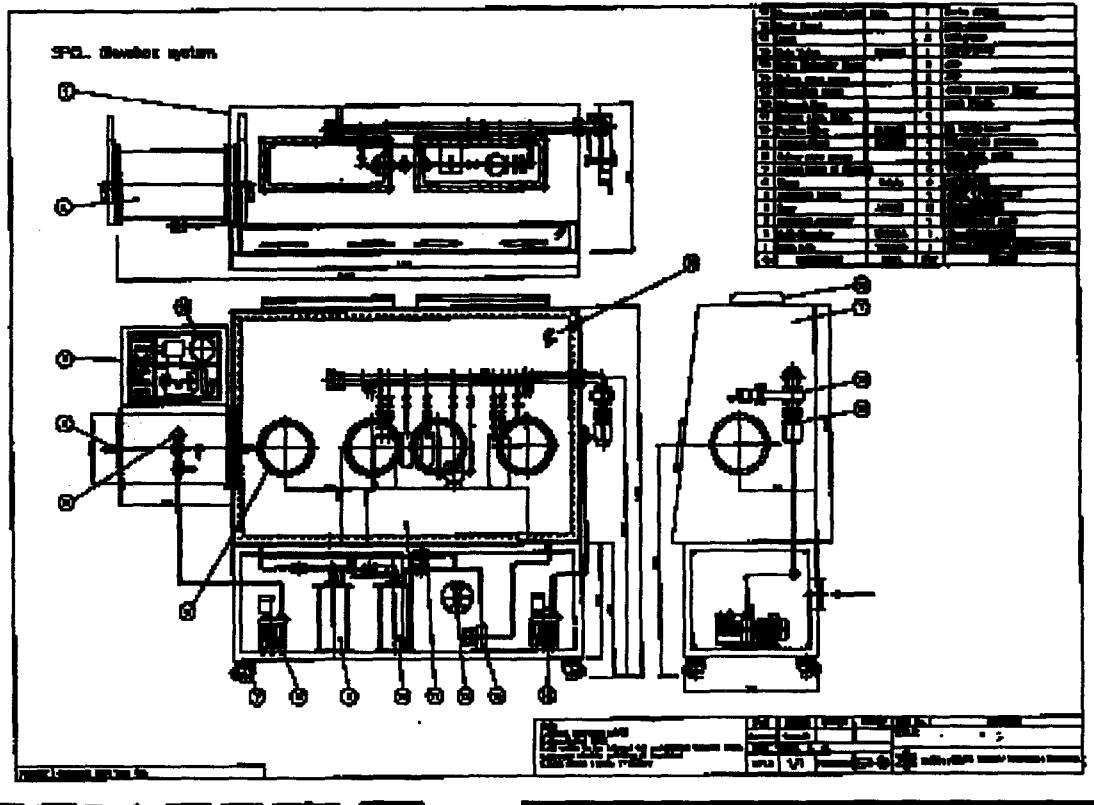


그림 4.1.1. 트리튬 취급시스템의 상세설계도

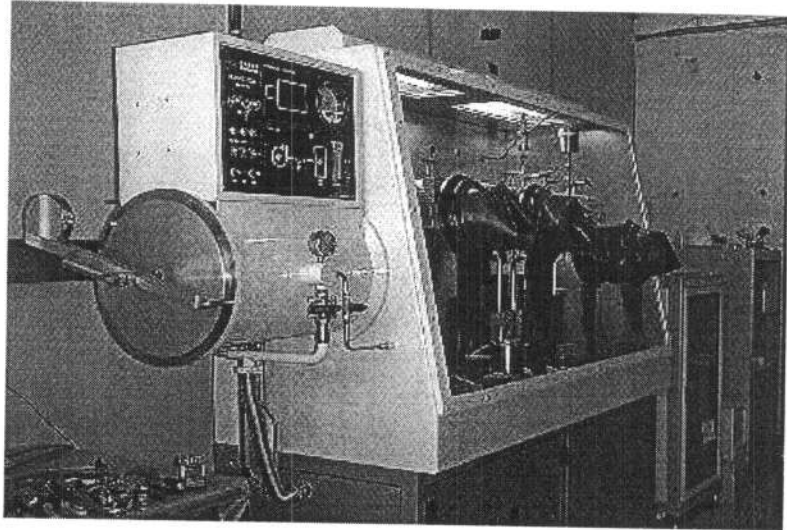


그림 4.1.2. 트리튬 취급시스템의 사진

트리튬을 안전하게 취급할 수 있는 트리튬 취급시스템의 주요 설계요건은 다음과 같다.

- 트리튬 누설량을 최소화할 수 있도록 설계되어야 한다.
- 운전 및 보수를 용이하게 할 목적으로 fitting을 사용하는 것을 제외하고는 용접하여 leak tight가 되도록 하여야 한다.
- 트리튬 취급 rig 등의 모든 계통 기기는 불활성 분위기의 glove box 내에 설치된다.
- 트리튬을 metal hydride로 고정화하기 전 계통내 트리튬의 양과 저장용기내 저장되어 있는 트리튬의 양을 분석할 수 있어야 한다.
- 계통 상태를 연속적으로 감시할 수 있도록 충분한 계측기기 및 장치가 제공되어야 한다.

#### 나. 트리튬 취급 rig

트리튬 취급 rig는 glove box 상부에 설치되어 있는데, 그림 4.1.3과 같이 저장용기의 트리튬 저장특성 실험을 할 수 있도록 설계하였다. 주요 설계사양은 다음과 같다.

- 진공도 :  $1 \times 10^{-6}$  Torr 이하
  - a turbo molecular pump & a mechanical pump
- 재질: stainless steel
  - socket welded or Cajon VCR with a retainer
  - welded bellows valves

- o Circulation pump : piston & metal bellow
- o 압력계 및 표준 부피
  - Baratron gauges : 0~1,000 & 0~2 Torr
  - Calibrated gas volume : 6.26 ℓ

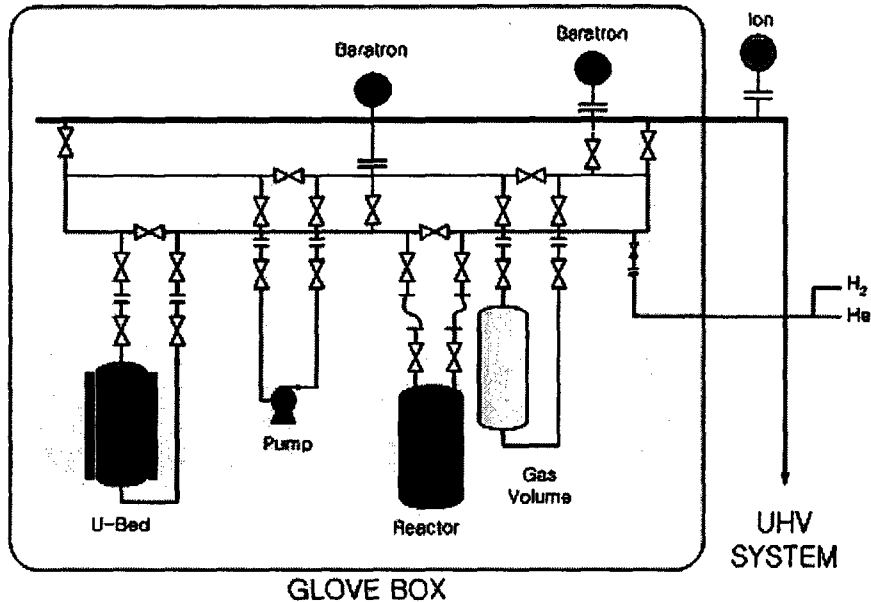


그림 4.1.3. 트리튬 취급 rig의 개략도

트리튬 취급 rig를 이용하여 수소동위원소를 rig 내 임시저장용기에 저장하는 방법은 다음과 같다.

- ① tritium(or hydrogen) transportation package를 해체한다.
- ② 트리튬 용기를 ante-chamber를 통하여 glove box에 넣는다.
- ③ 트리튬 용기를 그림 4.1.3의 rig에 연결한다.
- ④ UHV system을 통하여 rig 내부를 고진공으로 유지한다.
- ⑤ 트리튬 용기측의 밸브를 열어 압력을 측정한다.
- ⑥ 트리튬 용기에 부착된 히터를 작동하여 원하는 온도까지 올린다.
- ⑦ 트리튬의 정량을 위해 압력을 측정하고 필요시 기체의 정량분석을 한다.
- ⑧ 트리튬 용기측의 밸브를 닫고 히터의 전원을 차단한다.
- ⑨ 트리튬의 저장 특성 등의 실험을 수행한다.
- ⑩ Rig 내 잔류한 트리튬의 회수를 위하여 U가 충전된 임시저장용기의 밸브를 열고 압력이 평형에 도달할 때까지 기다린다 (그림 4.1.4는 잔류기체가 128 torr,

- 238 cc의 수소이고 U가 1g인 경우 rig의 압력과 U-bed의 온도를 나타낸다).
- ① 임시저장용기의 밸브를 닫고, Rig 내 남아있는 He 등의 기체는 배기시킨다.

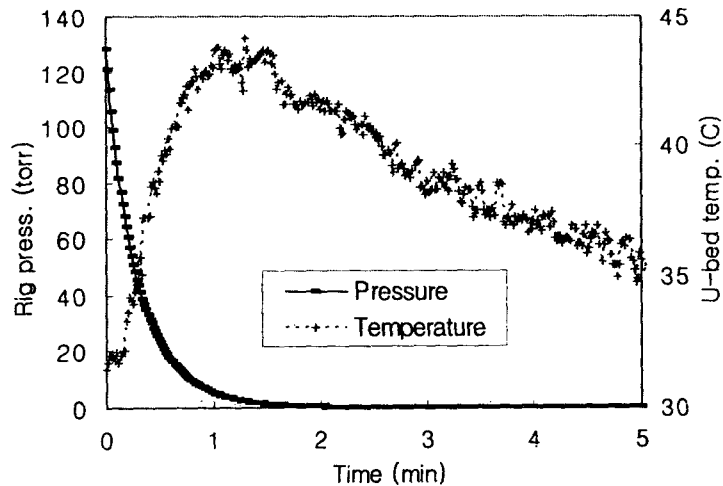


그림 4.1.4. Rig내 잔류수소의 회수에 따른 압력과 임시저장용기의 온도변화

#### 다. Glove box의 건전성 시험

상부 glove box는 10~30 mmH<sub>2</sub>O의 Ar 분위기로 유지되며, glove box 내부 rig로부터 수소가 누출되면 Ar 정화장치로 제거하도록 설계되어 있다. glove box의 건전성을 조사하기 위하여 압력에 따른 Ar의 누출율을 측정하였다. 그림 4.1.5에 나타난 바와 같이 압력이 감소함에 따라 누출율은 낮아지는데, 50 mmH<sub>2</sub>O의 압력에서 단위시간당 약 0.06% of the box volume의 누출율을 나타내었다. 이는 누출률의 설계치인 단위시간당 0.07% of the box volume 보다 낮은 값으로 glove box가 건전함을 나타내는 결과이다.



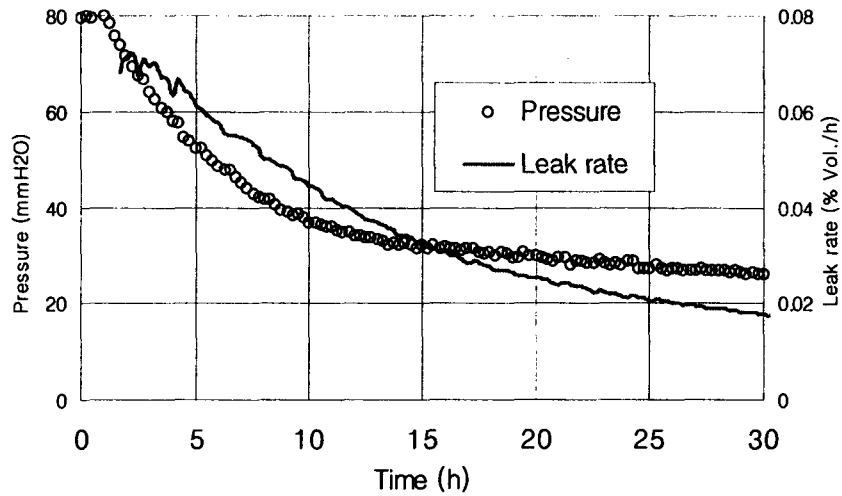


그림 4.15. 트리튬 취급 상부 glove box의 압력에 따른 Ar 누출율

## 라. Ar 정화장치

### (1) Ar 정화장치의 운전 및 재생

트리튬 취급용 glove box내 분위기중의 산소, 수분, 수소동위원소 함량을 제어하는 기능을 수행하는 glove box내 Ar 정화장치는 그림 4.16에 나타난 바와 같이 수분/산소 정화기, 트리튬 정화기, 냉각기, 순환펌프로 구성되어 있다.

순환펌프는 glove box 상부의 Ar 기체를 정화장치로 순환시키며, 냉각기는 순환펌프 또는 트리튬 정화기에서 발생한 열을 제거하여 상부 glove box내 온도가 올라가지 않게 하는 기능을 가진다. 수분/산소와 트리튬 정화기는 원기둥의 용기에 흡착제 등이 충전되며, 처리 기체의 유로, 재생기체의 유로 및 활성화와 재생시 흡착체를 500℃까지 가열할 수 있는 heater가 부착되어 있다.

수분/산소와 트리튬 정화기 형태의 용기 내부에는 수분흡착제로서 molecular sieve, 산소반응제로서 구리가 함침된 알루미나 입자가 충전되어 있다. 산소반응제는 알콘, 헬륨과 질소 등의 기체에 포함된 산소를 제거할 수 있으며, 반응온도는 상온 이하이다. 기체의 유속은 시간당 산소반응제 체적의 6000배까지 가능하다. 산소의 제거 용량은 g 당 2.3cc의 산소이며, 약간의 수소도 제거가 가능하다. 산소반응제의 구리가 산소와 반응하여 Cu<sub>2</sub>O 또는 CuO로 된다. 이러한 구리산화물은 150~300℃에서 수소와의 환원반

응에 의해 재생될 수 있으므로 재생기체로 수소와 알콘의 혼합기체 (수소 5 vol.%)를 사용한다. 재생을 반복하여도 산소와의 반응 활성이 감소되지 않지만, 많은 수분이 존재하면 활성이 떨어질 수 있다. Molecular sieve의 수분 제거 용량은 27°C에서 1g당 0.031g의 수분이며 온도가 내려가면 증가한다. 재생 방법은 205~593°C에서 건조 기체를 흘려보낸 뒤 진공처리하는 것이다.

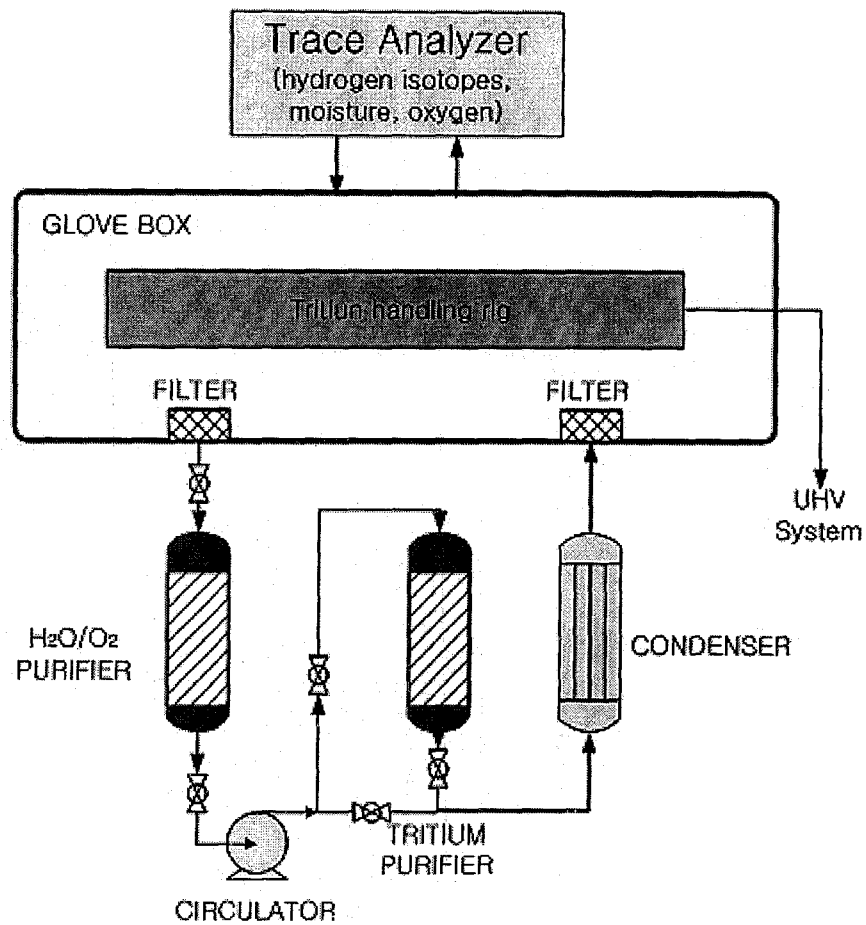


그림 4.1.6. 트리튬 취급 하부 glove box의 Ar 정화장치의 개략도

트리튬 정화기 내에는 수소 게터인 St 707이 충전되어 있는데, St 707은 지르코늄 (70%), 바나듐(24.6%)과 철(5.4%)의 합금 물질이다. 이는 제조과정 중에 외부 피막이 형성되어 있으므로 수소 제거를 위해서는 활성화 과정이 필요하다. 적절한 활성화 조건은 400~500°C의 진공( $10^{-3}$  Torr 이하) 또는 불활성 기체 분위기에서 10분 정도 유지시키는 것이다. 활성화 온도가 내려가면 유지시간이 증가해야 한다. 즉, 350°C의 활성화 온도에서는 3시간이상 유지시켜야 100%의 제거 용량을 나타낸다. St 707은 표면에

접촉하는 수소, 수분, 이산화탄소 및 질소 등을 흡착하고 Ar 등의 불활성 기체는 흡착하지 않으므로 glove box의 분위기를 Ar로 선정하였다. 흡착된 산소, 이산화탄소와 질소는 높은 온도에서도 탈착되지 않으므로 이러한 기체들은 트리튬 정화기 전에서 제거되어야 한다. 수소는 25~350℃에서 흡착되는데, 온도가 증가함에 따라 그 속도도 증가한다. 수소 제거 용량은 g당 100 Torr-ℓ인데, 20 Torr-ℓ 이상의 수소가 흡착하면 흡착제의 미분화가 일어날 수 있다. 재생시의 온도는 PCT 곡선에 의해 결정할 수 있는데, 500℃에서 흡착제중의 수소농도는 1 Torr-ℓ 일 때, 수소 평형압력이  $10^{-3}$  Torr이다. 역으로 수소가 포화된 St 707을 500℃에서  $10^{-3}$  Torr의 진공으로 유지시키면 흡착제중의 수소농도를 1 Torr-ℓ 까지 탈착시킬 수 있다.

## (2) 정화장치의 성능 측정용 분석장치

Glove box 내 Ar 기체 중에 포함되어 있는 미량의 수소, 산소 및 수분의 농도를 측정할 수 있는 분석장치를 설치하였다. 수소, 산소 및 수분 모니터의 특성은 다음과 같다.

- ① 수소 모니터
  - o Trace thermal conductivity analyzer (Model : Teledyne 212R)
  - o range : 0 ~ 20 ppm
- ② 산소 모니터
  - o Trace oxygen analyzer (Model : Teledyne 3000TA)
  - o range : 0 ~ 10 ppm
- ③ 수분 모니터
  - o Moisture analyzer (Model : Teledyne 8800A)
  - o sensor type : high capacitance  $Al_2O_3$

분석장치는 그림 4.1.7에 도시한 바와 같이 glove box 내 Ar 기체를 sampling하여 각각의 모니터로 흘려보내는 물론 모니터의 보정에 필요한 span gas를 공급할 수 있도록 구성하였다. 특히 수소 모니터에는 산소가 미리 제거된 Ar 기체가 유입되어야 하며, reference gas도 항상 공급되어야 함을 알 수 있다.

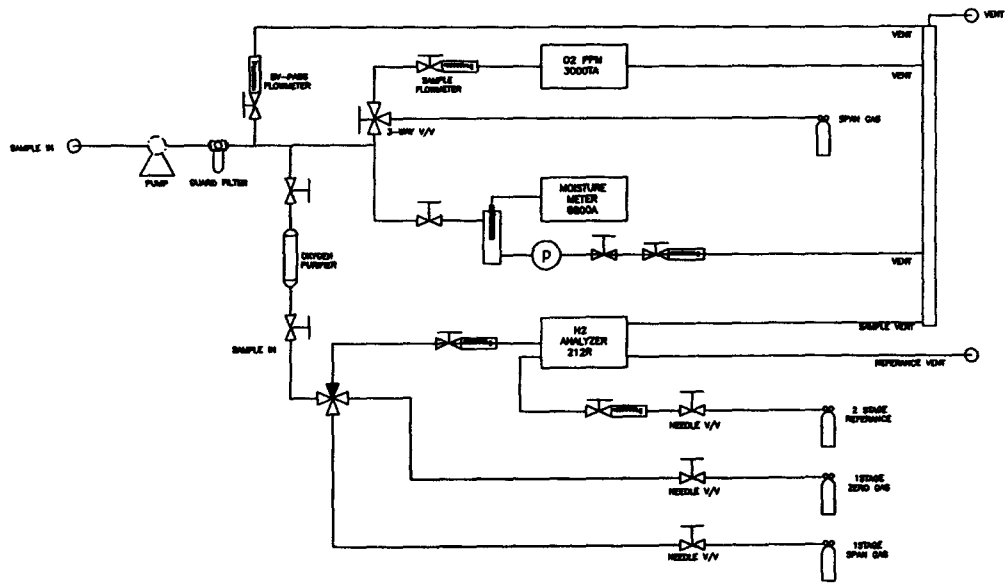


그림 4.1.7. Ar 기체중의 수소/산소/수분 측정장치 구성도

## 2. 기체 크로마토그래피 분석에 의한 수소동위원소/헬륨 분석

### 가. 티타늄 수소화물의 수소동위원소 분석

티타늄 수소화물의 수소동위원소 조성 분석시험을 수행하였다. 수소동위원소 이성질체 분리를 억제하고 용리 시간을 단축하기 위하여,  $MnCl_2$ 로 코팅된 알루미나 고정상 [4.2.1, 4.2.2, 4.2.13]을 액체질소 온도 분위기로 유지한 기체 크로마토그래피에서 열전도도 검출기에 의한 수소동위원소/헬륨의 분리실험을 수행하였다. 기지의 용적과 분압을 가진 기체시료를 분리컬럼으로 주입할 수 있는 진공 시료주입장치를 이용하여 분리 및 용리시험을 수행함으로써 최적의 분리조건을 얻고, 헬륨을 포함한 수소동위원소 동시 분석기술을 확보하고자 하였다.

시료로 사용한 티타늄 금속은 스펀지 형태로 Aldrich사의 99.5% 시약을 사용하였으며, 내부 용적이 389cc의 모의 스테인리스강 저장용기내 3.3-5mm 입자크기의 스펀지형 티타늄을 50g 채웠다. 550℃의 진공상태에서 활성화된 티타늄의 수소화(hydriding) 반응 과정은 스테인리스강으로 구성되어 있는 진공 매니폴드에서 Baratron gauge(0-1000 Torr) 값을 측정하면서 수행되었다. 생성된 티타늄 하이드라이드는 흡장된 수소 동위원소 부피비로 환산하여 일정한 H, D 그리고 Ti의 원자 양론비를 갖게 하였다.

티타늄 수소화물은 상온에서 매우 낮은 수소 증기압을 가지기 때문에 500℃ 이상의 온도에서 어느 정도 수소 분압을 형성시킨 후 시료주입 장치에 의해 기체 크로마토그래피 장치의 이동상 캐리어 기체로 유입되게 하였다.

그림 4.2.1은 기체 크로마토그래피부, 열전도도 검출기부 (thermal conductivity detector, TCD) 및 액체질소온도 분위기(-196℃)의 고정상으로부터 크로마토그램을 얻기 위해 일부 수정하여 설치한 분석장치의 계통도이다. 캐리어 기체에 함유할 수 있는 불순물(특히 수소성분)을 제거하기 위하여 196℃분위기의 molecular sieve column trap을 기체 크로마토그래피의 압력 조절기 전단에 부착하여 불순물을 제거하였다. 사용한 기체 크로마토그래피 장치는 국내 (주)도남인스트루먼트사의 DS6200 GC 모델을 사용하였고 여기에 별도의 고성능 Microvolume TCD모듈(Valco Instruments Co. Inc.)을 사용하였다.

고정상의 분리 컬럼은 수소 이성질체 분리 피크의 억제와 분리용리 시간을 단축할 수 있다고 알려진 10% 함량의 염화망간( $MnCl_2$ )으로 부분 비활성화 시킨 알루미나를 3m 충전시켜 마련하였다. 모든 충전물들을 활성화하기 위하여 약 150℃ 분위기에서 24시간동안 내온 캐리어 기체를 통과시키면서 불순물들을 탈착시켜 날려 보냈다.

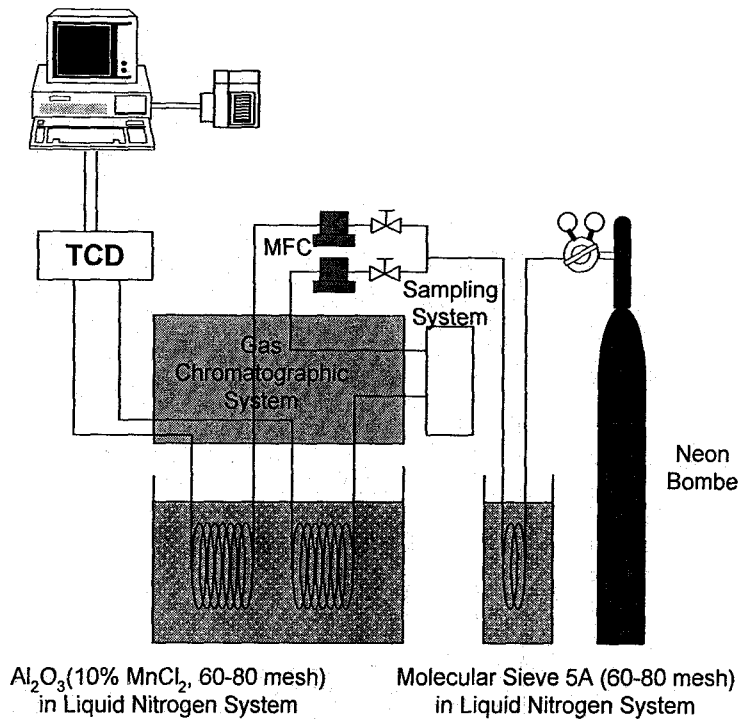


그림 4.2.1 기체 크로마토그래피 연결도.

기체 크로마토그래피 분석조건으로 적용된 열전도 검출기의 필라멘트 온도를 230℃ 검출기 블록의 온도를 100℃로 설정하였다. 이동상 캐리어 기체는 수소와 열전도도 차가 비교적 큰 고순도 네온을 준비하였다. 분리컬럼과 기준컬럼의 네온 캐리어 기체의 유량은 10~50 ml/min 범위에서 변화시켰다.

#### 나. 수소동위원소 분석시험 및 조성 평형

389cm<sup>3</sup>의 내용적을 가진 스테인리스강 저장용기내 고온 진공조건에서 활성화된 스펀지형 티타늄 50g(약 1mole)에 H<sub>2</sub>와 D<sub>2</sub>의 수소동위원소를 각각 반응시켜 티타늄에 함유된 수소화물의 원자 양론비가 1:1이 되도록 반응시켰다. 활성화된 스펀지형 티타늄은 일정 부피의 수소 및 중수소와 반응하여 압력이 줄어들어 약 1시간 이내에 평형 값에 도달하였다. 이렇게 하여 수소화 반응에 따른 압력 변화를 측정하여 원자 양론계산을 해 본 결과 티타늄 수소화물 분자식이 H<sub>0.56</sub>D<sub>0.43</sub>Ti으로 추정되었다.

스펀지형 티타늄의 수소화 반응으로 생성된 티타늄 수소화물에 흡장된 수소동위원소 조성비를 알기 위해 600℃로 가열하여 기체 크로마토그래피 시료 회로에 수소 분압을 형성시켰다. 시료 회로에 채워진 수소동위원소 기체가 캐리어 기체에 주입되어 분리

용리된 크로마토그램을 그림 4.2.2에서 보여주고 있다. 초저온 부분 비활성화 처리된 알루미늄 고정상에서 분리된 크로마토그램의 피크들은 이원자 분자 형태의  $H_2$ , HD 그리고  $D_2$ 의 수소동위원소 기체임을 알 수 있었다. 이들 피크의 면적 비로부터 조성 백분율은 각각 32%, 49% 그리고 19%로 계산되었다. HD의 생성으로  $600^\circ C$ 의 고온에서 스펀지형 티타늄 금속 표면이  $H_2 + D_2 = 2HD$ 의 기상반응에 충분히 활성을 가질 수 있음을 알 수 있었다. 이들 3성분계 수소동위원소  $H_2$ -HD- $D_2$  혼합기체의 평형반응 상수 값은  $600^\circ C$ 에서 약 3.87로 상기 평형조성을 만족함을 알 수 있었다. 티타늄의 상온 수소화 반응과는 달리 고온에서 진행되는 탈수소화 반응시는 평형조성에 해당하는 수소동위원소들이 탈장됨을 예측할 수 있다.

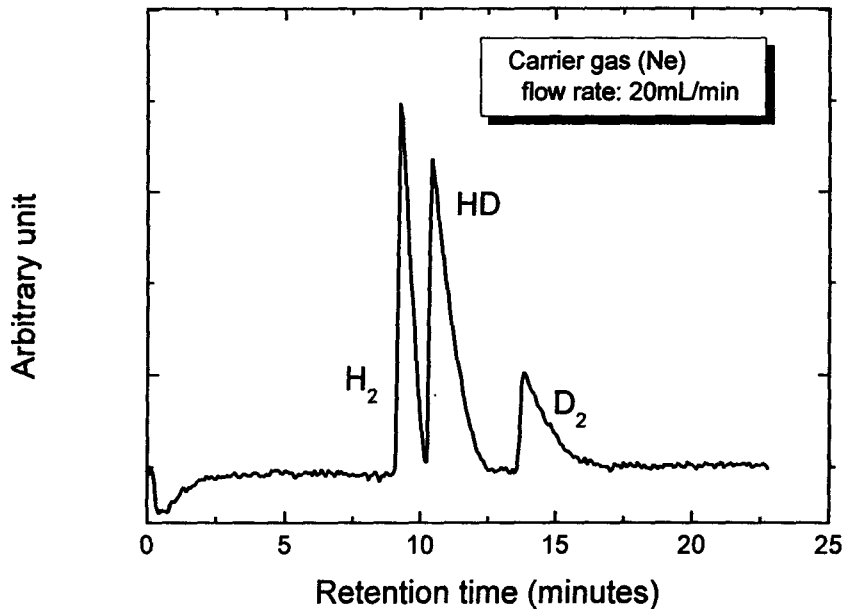


그림 4.2.2. 티타늄 수소화물에서 해리된 수소동위원소 크로마토그램.

#### 다. 헬륨( $He$ ), 수소( $H_2$ ) 및 중수소( $D_2$ ) 혼합시료 분리특성

사용된 미세 체적형 열전도도 검출기의 감도는 검출기 블록의 온도와 필라멘트 온도의 차이에 비례하므로 최대의 감도를 위해 셀 온도를  $100^\circ C$  그리고 필라멘트 온도를 약  $230^\circ C$ 로 설정하였다. 그림 4.2.3은  $5 \sim 80 ml/min$ 의 캐리어 유량조건에서  $3.2 ml$ 의 시료 루프에  $30 \sim 60$  torr.의  $He$ - $H_2$ - $D_2$ 의 혼합기체를 이동상 캐리어에 주입하여  $-196^\circ C$ 의 컬럼에서 분리되어 얻은 캐리어 기체 유량별 크로마토그램을 보여주고 있으며, 표

4.2.1에 자세한 분리결과를 나타내고 있다. 시료주입 후 제일 먼저 He이 그리고 H<sub>2</sub>, D<sub>2</sub> 순으로 분리된 피크를 얻을 수 있었다. 그림 4.2.4는 He-H<sub>2</sub>-D<sub>2</sub>의 혼합기체 시료에 대한 캐리어 기체의 유량과 용리 시간과의 관계를 나타내었다. 캐리어 기체의 유량이 증가할수록 용리시간은 감소함을 나타내는데 10ml/min 이하의 유량조건에서는 장시간의 용리 거동을 나타내었다. 분석에서 소요되는 분리용리 시간은 캐리어 기체의 유량을 증가시킴으로 단축시킬 수가 있으나 이러한 유량을 유지시키기 위해서는 분리 컬럼의 압력강하가 증가하게 된다. 피크 응답 세기는 저 유량에서 크게 나타낼 수 있는 반면, 분석시간이 길어지고 피크의 후미가 늘어지므로 분석시간과 분석의 정밀도를 고려하여 적절한 캐리어 유량을 선정하는 것이 중요하다.

표 4.2.1. He-H<sub>2</sub>-D<sub>2</sub> 혼합물 시료와 이들의 크로마토그래피 분리결과

| No. | Carrier gas flow rate (ml/min) | Sample mixture pressure (torr) |                       |               |                                   |               |                                   |               |
|-----|--------------------------------|--------------------------------|-----------------------|---------------|-----------------------------------|---------------|-----------------------------------|---------------|
|     |                                | Total pressure (torr)          | Retention time for He | Peak area (%) | Retention time for H <sub>2</sub> | Peak area (%) | Retention time for D <sub>2</sub> | Peak area (%) |
| 1   | 5                              | 34.25                          | 8.2                   | 32.4          | 22.7                              | 31.8          | 29.7                              | 35.8          |
| 2   | 10                             | 43.88                          | 4.6                   | 38.1          | 12.5                              | 30.2          | 16.6                              | 30.2          |
| 3   | 30                             | 61.82                          | 1.9                   | 26.4          | 5.2                               | 27.4          | 6.6                               | 46.2          |
| 4   | 50                             | 51.35                          | 1.4                   | 13.2          | 4.2                               | 14.5          | 5.3                               | 72.2          |
| 5   | 80                             | 41.36                          | 1.1                   | 13.1          | 3.1                               | 14.5          | 4                                 | 72.3          |



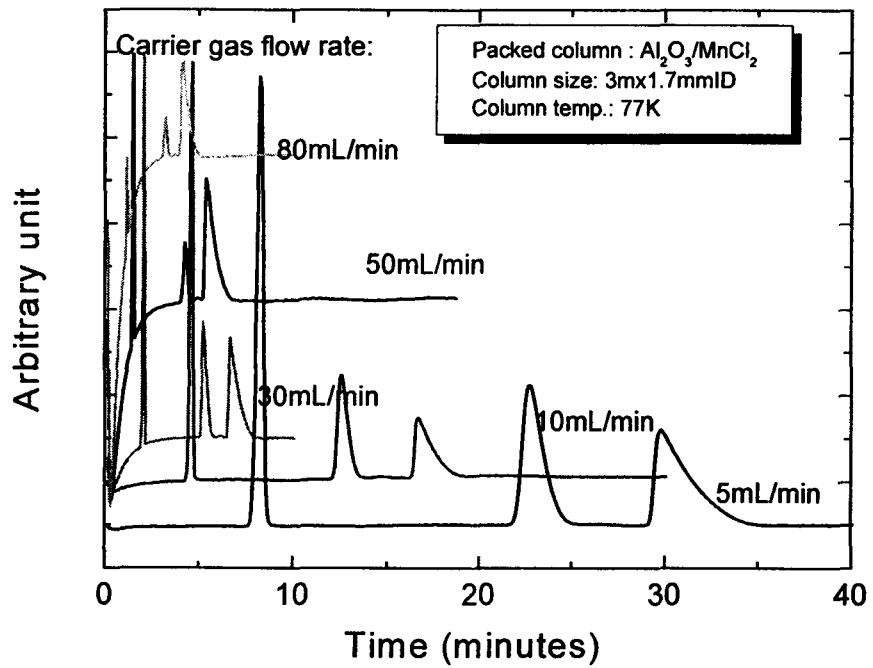


그림 4.2.3. He-H<sub>2</sub>-D<sub>2</sub> 혼합시료의 크로마토그램

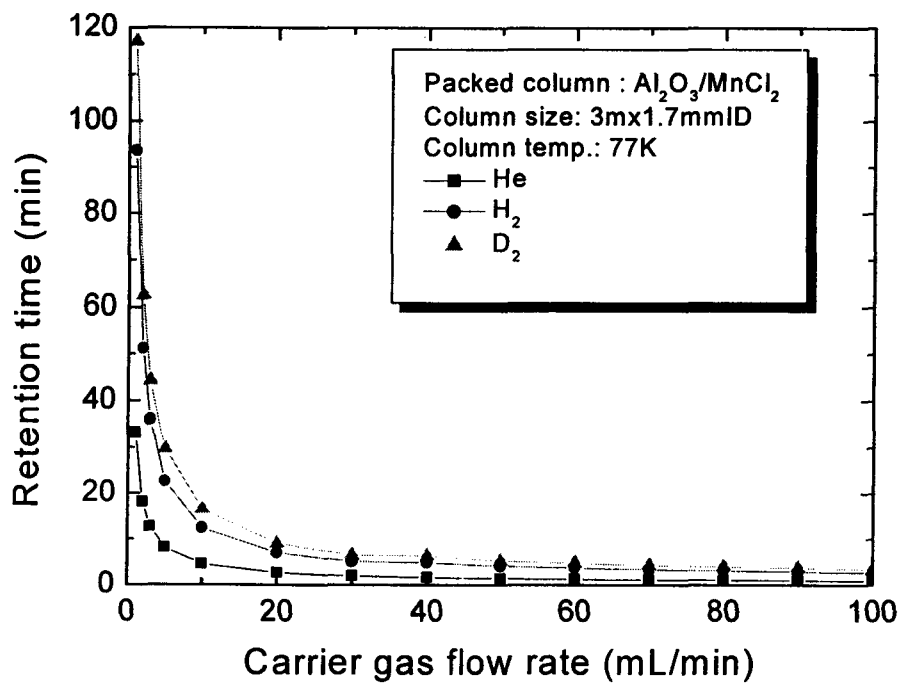


그림 4.2.4. He-H<sub>2</sub>-D<sub>2</sub> 혼합시료의 용리시간

## 라. 수소동위원소 크로마토그래피 분석시험 절차서

### (1) 고정상 컬럼 준비 및 연결

(가) 고정상 분리컬럼과 기준컬럼은 동일하게 내경 3mm의 3m 길이를 가진 스테인리스강 튜브를 원형으로 감아서 이용한다.

(나) 캐리어 기체 속에 불순물(특히 수소성분)을 제거하기 위하여 액체질소 온도 (-196℃)분위기의 molecular sieve 트랩의 정화컬럼은 압력강하를 줄이기 위해 1/4인치 규격의 1m 길이의 스테인리스강 튜브를 이용한다.

(다) 정화컬럼과 고정상 분리컬럼 및 기준컬럼은으로 사용하는 스테인리스강 튜브 내부 표면의 유기물 오염원을 제거하기 위하여 아세톤을 2-3회 흘러내려 세척한 후, 헬륨 기체를 통과시켜 튜브내부를 완전히 건조시킨다.

(라) 고정상 분리컬럼과 기준컬럼은 똑같이 부분적으로 비활성화 처리된 알루미나 (60-80 mesh)를 유리섬유로 막은 컬럼 한쪽을 진공을 유지한 다음, 반대쪽으로 진동을 가하면서 주입하여 완전히 충전시킨다. 마찬가지로 정화컬럼도 molecular sieve(60-80 mesh)를 같은 방법으로 충전시킨다.

(마) 각각의 충전된 고정상 컬럼들은 연결하고 레귤레이터로 감압된 고순도 네온 캐리어 기체를 질량 유량 조절기(mass flow controller, MFC)에서 약 20ml/min의 유량조건으로 약 150℃ 정도로 5시간 이상 활성화시킨다.

(바) 그림 4.2.1에서 보여주는 것과 같이 컬럼들을 연결하고 레귤레이터로 감압된 고순도 네온 캐리어 기체가 정화컬럼에서 액체질소 온도에서 불순물을 흡착 제거되도록 한 후, 2개의 질량 유량 조절기(mass flow controller, MFC)에서 동일한 유량으로 분리컬럼과 기준컬럼을 통과시켜 열전도도 검출기로 보내도록 구성된다.

### (2) 수소동위원소 분석을 위한 표준곡선 마련

(가) 온도 및 압력 그리고 부피를 측정할 수 있는 시료 루프에 각각의 고순도 헬륨 또는 수소동위원소 기체(H<sub>2</sub>, HD, HT, D<sub>2</sub>, DT 그리고 T<sub>2</sub>)중 한 성분을 채운다.

(나) 상기 시료 루프에 채워진 수소동위원소 기체의 온도(T) 및 압력(P)을 측정하여 다음의 이상기체 상태방정식을 이용하여 표준상태(0°C, 1기압)의 부피( $V_{\text{sampler}}$ ) 또는 몰수(n)를 구할 수 있다.

$$V_{\text{sampler}} (ml \text{ at STP}) = \frac{P(\text{torr.})}{760 \text{ Torr.}} \times \frac{273.15 \text{ K}}{T + 273.15 \text{ (K)}} \times V_{\text{sampler}}(ml)$$

$$n_{\text{sampler}} = \frac{P(\text{torr.}) \times V_{\text{sampler}}(ml)}{R \times (T + 273.15 \text{ (K)})}$$

(다) 루프에 충전된 시료 압력 변화에 따라 열전도도 검출기 출력으로 만들어진 크로마토그램의 피크 면적( $\mu\text{V} \cdot \text{min}$ )은 비례하여 늘어나게 된다. 이러한 열전도 출력피크의 면적과 시료 루프에 주입된 표준상태의 용적(ml)이나 몰수와 관련지어 분석을 위한 표준곡선을 마련할 수 있다.

(라) 헬륨과 수소동위원소 기체( $\text{H}_2$ , HD, HT,  $\text{D}_2$ , DT 그리고  $\text{T}_2$ )의 크로마토그램 용리는 He,  $\text{H}_2$ , HD, HT,  $\text{D}_2$ , DT 그리고  $\text{T}_2$ 의 순이며 같은 크로마토그래피 운전 조건일 경우 용리되어 발생하는 피크 시간으로부터 정성분석 또한 가능하다.

## 제 5 절 결 론

월성 원전을 위한 트리튬 저장용기는 50년간 안전하게 500kCi의 트리튬을 저장할 수 있도록 설계되었으며, 제작 시 품질 보증을 적용하고 성능시험을 통해 현장 사용 가능한 수준으로 제작되었다. 용기의 압력 및 온도는 활성화에 필요한 고온, 고진공 조건과 장기 저장에 따른 붕괴 생성물 헬륨의 고압을 견딜 수 있도록 설계 제작한 점이 특징이다. 제작 및 검사 과정에 KEPIC QAP의 18개 항목의 요건에 따른 품질보증계획서를 적용하고, 저장용기 시제품의 검사는 ASME 코드를 적용하였다.

특정기술주제보고서 작성을 위해 연구팀은 트리튬 저장 및 운반특성에 필요한 장치를 제작하고 법규에 따른 시험을 수행하여 안전성을 확보 하였다. 월성 원전 TRF 인터페이스 부분은 전력연구원에 그리고 객관적 안전성 확보 연구는 학계 위탁연구로 수행하였다. 저장 특성 실증 실험을 위해 LabView Data acquisition 체계를 갖춘  $10^{-6}$  torr 이하의 고진공 저장특성 실험 장치를 설치 운영하였다. 월성 원전 TRF 형 희분식 반응 특성 실험은 10회 희분식 반응을 계통 압력 감소로부터 확인하였다. 10회 반응 후 최종 H/Ti = 1.0, 1회 희분식 반응 수소 양은 H/Ti=0.1의 화학 양론으로 확인하였다.

운반용기는 이차용기를 담는 드럼용기 형태로 설계 제작하였으며, 내부에 단열재와 완충재가 설치되었다. 저장 운반 용기의 가상사고 Simulation을 유한요소 모델링으로 수행하였으며, 이를 위해 3만개 이상의 노드로 용기를 구성하였다. ABAQUS를 이용한 저장 운반 시험용 모형의 낙하 충돌 해석을 통해 낙하 후, 용기에 걸리는 응력분포를 시간에 따라 시각적으로 모사 관찰할 수 있었다. 실제 운반용기의 자유 낙하 시험 결과, 내부 1, 2차 저장용기는 전혀 외상이 없었다. 진공 누설실험을 통해 1차 저장용기의 건전성을 확인하였다. 관련 법규에 따라 운반용기의 800℃, 30분 화재 시험 및 붕괴 열 모사실험을 수행하였으며, 화재실험 및 붕괴열 모사실험으로 안전성을 확인하였다. 화재시험 후, 2차 용기 내부온도는 85~90 ℃로 건전성을 유지함이 확인되었다. 삼중수소 저장용기 안전성 분석을 수행하였으며, 최악의 가상사고시에도 안전함이 저장용기 파손의 가상사고시 반경 10km 이내 지역주민의 피폭선량분포의 시뮬레이션에서 확인되었다.

월성 원전 TRF 연계성 확보 및 삼중수소 저장용기 수요량 예측을 위해 삼중수소 취급 및 저장계통 개념 및 상세 설계서를 분석하고, 설계요건 및 운전개념을 분석하였다. 삼중수소 제거 모델링에 이어, 월성 원전 TRF 가동률 및 운전방식 등에 따른 월성 원전 TRF 운전 시나리오를 설정하였다. 모델 식에 대한 전산모사를 수행하고, 월성 원전 감속재 및 냉각재 삼중수소 농도를 예측하였다. 월성 원전 TRF

운전 시나리오에 따른 연간 삼중수소 저장용기 수요량 예측결과 가동 후 초기 6개월간 약 28개의 삼중수소 저장용기가 필요하고, 최종 연간 약 12개의 삼중수소 저장용기가 필요함을 알 수 있었다.

트리튬 취급시스템은 자체 설계 제작하였으며, 안전성은 실험을 통해 실증하였다. Glove box의 건전성 시험을 위해 운전조건은 10-30mmH<sub>2</sub>O의 Ar 분위기로, 설계조건은 50mmH<sub>2</sub>O에서 box volume의 0.07% 이하 되게 하였다. 트리튬 취급 glove box는 box volume = 1.3m<sup>3</sup> 이며 그 건전성이 실험 결과 확인되었다. 기체 크로마토그래피 장치 운전을 위해 분리 칼럼은 부분 비활성 알루미늄으로 하고, 캐리어 가스는 99.999% 네온, 칼럼 온도는 영하 196 ℃로 하여 크로마토그램을 실험으로 구할 수 있었다. 실험으로 수소동위원소와 헬륨 간에 뚜렷한 용리를 구현하였다.

## 제 4 장 연구개발 목표 달성도 및 관련 분야에의 기여도

본 연구를 통해 우리나라는 월성 원전을 위한 500kCi급 트리튬 저장용기 시제품을 완성하고, 특정기술주제보고서를 작성하였으며, 트리튬취급시스템 기술을 확보하였다. 500kCi급 일차용기 시제품 완성 및 종합 성능 평가를 위해, 상세설계 및 부품 설계를 수행하고, 품질보증 절차를 확립하였다. 저장용기의 회분식실험으로 500kCi 흡장 성능을 확인하였다. 이를 위해 월성 원전 TRF 운전 모사 및 저장 시간 간격에 따른 순환 흡장 탈장 특성 실험을 수행하였다. 500kCi급 저장용기를 설계 제작 성능시험하고 기술이전 하여 월성 원전에 사용 가능한 수준까지 개발하였다.

특정기술주제보고서를 위해 트리튬 운반용기 KT-500을 개발하였다. 한국원자력안전기술원에 인허가 승인 신청이 완료 되었으며, 운반 용기 시제품을 설계하고 제작하여 성능 검사를 완료하였다. 단열재, 완충재를 모듈 화하고, 절연 드럼 시제품을 제작하였다. KS 규격으로 설계하고, 기계적 건전성과 단열 및 내열 안전성을 확보하였다. 낙하, 방화, 침수, 내 환경 기준 등 법규에 따른 용기의 시험 평가 및 안전성 종합 평가를 수행하였다. 설계 승인용 안전성분석에 필요한 구조평가, 열 평가, 방사선차폐평가 및 조작, 유지에 관한 절차를 완성하였다. 설계 제작용 품질보증, 제작 방법, 제작설비, 검사 방법 및 성능시험 절차도 완성하였다.

트리튬 취급시스템 기술 확립을 위해 트리튬 취급 시스템 설계문서를 작성하고, 글로브 박스 및 아르곤 정화 장치를 설계 운전하였다. 수소동위원소 크로마토그래피 분석 기술을 분석 실험 수행을 통해 확보하였다.

## 제 5 장 연구개발결과의 활용 계획

한수원(주)는 2005년 월성 TRF를 가동할 예정이며, 월성 TRF에서 우리나라는 매년 7MCi의 트리튬을 분리함으로써, 캐나다에 이어 중요한 트리튬 처리국가가 된다. 현재 우리나라는 매년 6kCi의 트리튬을 전량 수입사용하고 있으며, 향후 정부가 추진 중인 RI(방사성동위원소) 이용 활성화 정책에 따라 우리나라의 트리튬 수요는 점차 증가할 것으로 예상된다. 트리튬 함유 제품이 고부가 상품인 점을 감안할 때, 트리튬의 이용을 확대할 수 있도록 안전관리기술을 개발하는 것은 국가 경쟁력 확보에 필요하다. 트리튬은 현재 그램 당 6,000만원이며, 트리튬 응용제품의 부가가치는 그 10배 정도이다. 향후 트리튬을 다량 산업 제품화 하는 경우, 시장가치는 매우 높을 것으로 판단된다.

최근 정부에서 추진 중인 사업 중, 원전수거물관리센터의 설립은 우리와 우리 후손의 에너지 문제를 해결하기 위한 중요한 사업이다. 우리나라는 에너지 자원의 97%를 외국에서 수입하고 있는 실정이다. 에너지확보는 국가안보 차원에서 매우 중요한 국가과제이다. 다행히 우리나라는 연료비가 거의 들지 않는 원자력기술 개발에 성공하였다. 현재 우리나라에는 총 발전량의 40%이상을 원자력이 담당하고 있다. 우리나라가 IMF 위기를 극복하는데, 외환 지불 비중이 석유에 비해 현저히 적은 원자력에너지가 결정적인 역할을 하였다. 이와 같이 에너지 자원 빈국인 우리나라에서 원자력은 우리 국민의 생존 문제임에도 불구하고, 적지 않은 주민이 방사성폐기물에 대한 의구심과 저항감 때문에 강력하게 원전수거물관리센터의 설립을 반대하고 있는 실정이다. 이에 본 연구에서는 안전하게 트리튬을 저장하는 기술을 개발하여, 국민의 원전 수거물에 대한 수용성 증대에 기여하였다.

향후 월성 원전 TRF에서 발생하는 7MCi의 고순도 트리튬은 유용하게 사용될 수 있다. 현재 전량 수입되고 있는 광학기기용 트리튬 발광체는 조준경, 야시경 등에 사용되고 있다. 광학기기용 고체 트리튬 발광체 합성기술, 트리튬 발광체를 이용한 항공기 야간 활주로 표시기술, 트리튬 안전표지 및 공원 램프 등도 트리튬 제품에 포함된다. 또한 향후 막대한 시장이 형성될 IT분야의 트리튬 반도체, 트리튬 디스플레이, 트리튬 반영구 전원기술, 트리튬 MEMS 전지기술 개발이 예상된다. BT분야는 극미량 트리튬 생체 추적물, 트리튬 라벨링 공정기술, 유기 트리튬화물 합성 및 응용기술 개발이 예상된다. 기타, 중성자원용 트리튬 응용기술, 트리튬을 이용한 반영구 회전자, 트리튬을 이용한 전자선 발생장치, 초음파 트리튬 반응기술, 중성자 계측용 헬륨-3 등 첨단기술 개발이 예상된다.

## 제 6 장. 연구개발과정에서 수집한 해외 과학기술정보(국내참고문헌 포함)

- [1.1] 정홍석 등, “트리튬의 특성 및 취급기술”, 동위원소 회보 제15권 (2000)
- [1.2] 정홍석 등, “트리튬 취급기술 개발”, KAERI/RR-2126/2000 (2001)
- [2.3.1] J.M. Yaraskavich and W.J. Holtslander, Miami International Symposium on Metal-Hydrogen System, p619-632 (1981).
- [2.3.2] W.J. Holtslander and J.M. Yaraskavich, AECL-7151 (1981).
- [2.3.3] W.J. Holtslander, et al., Fusion Technology vol.8, 2473-2477 (1985).
- [2.3.4] S. Duchman, "Vacuum Technique", John Wiley and Sons, Inc., New York (1949).
- [2.3.5] R.S. Carlson, "The Uranium-Tritium System-The Storage of Tritium", Proc.Int. Conf. on the Radiation Effects and Tritium Technology for Fusion Reactors, Gatlinburg, Tennessee, (1976).
- [2.3.6] N.P. Kherani and W.T. Shmayda, Fusion Technology, vol. 82, 399 (1985).
- [2.3.7] J.M. Miller et al., INIS-mf-12730 (1985).
- [2.4.1] ASTM A370, Mechanical Testing of Steel Products의 Standard Test method
- [2.4.2] ASTM Practice A262. Practice E (intergranular corrosion test).
- [2.4.3] L.K. Heung, "Tritium for Long-Term Tritium Storage (U)", WSRC-TR-94-0596, December 1994.
- [2.4.4] W.J. Holtslander and J.M. Yaraskavitch, "Tritium Immobilization and Packing using Metal Hydrides", AECL-7151, 1981.
- [2.4.5] E.A. Evans, "Tritium and its compound", JOHN WILEY & SONS, 1974.
- [2.5.1] C. E. Ells, Tritium in Austenitic Stainless Steel Vessels: the Integrity of the Vessel, AECL-6972, Chalk River, Ontario, Canada (December 1980)
- [2.5.2] L. K. Heung, Titanium for Long-Term Tritium Storage, WSRC-TR-94-0596, Savannah River Site, Alken, SC 29808 (December 1994).
- [2.5.3] J. O. Noga, Investigation of Tritium and Zirconium Hydrides to Determine Suitability of Recoverable Tritium Immobilization for the Pickering Tritium Removal System, OH-81-368-K, Ontario Hydro Research Division, Canada (November, 1981)
- [2.5.4] C. E. Ells, S. A. Kushneriuk and J. H. van der Kuur, Containment of Tritium in Austenitic Stainless Steel Vessels, AECL-7159, Atomic Energy



of Canada Limited, Chalk River Nuclear Laboratories, Chalk River, Ontario, Canada (March 1981)

- [2.5.5] B. Hircq, Tritium Storage , CEA-CONF-10070, Commissariat à l'Energie Atomique, Centre d'Etudes de BRUYERES-LE-CHATEL, France (1989)
- [2.5.6] C. E. Ells and S. A. Kushneriuk, Helium in the Austenitic Stainless Steel of Tritium-Handling Facilities , AECL-6844, Atomic energy of Canada Limited, Chalk River Nuclear Laboratories, Chalk River, Ontario, Canada (February 1980)
- [2.5.7] A. Chanfreau, A. M. Brass, C. Haut and J. Chene, Helium 3 Precipitation in AISI 316L Stainless Steel Induced by Radioactive Decay of Tritium: Growth Mechanism of Helium Bubbles , Metallurgical and Materials Transactions A, Vol. 25A, pp.2131-2143 (October 1994).
- [2.5.8] M. J. Morgan and M. H. Tosten, Tritium and Decay Helium Effects on Cracking Thresholds and Velocities in Stainless Steel , WSRC-MS-2000-00747, Savannah River Site, Alken, SC 29808 (2000).
- [2.5.9] S. Nakamura, Computational Methods in Engineering and Science, John Wiley & Sons, New York, 1977, pp.139-168.
- [2.5.10] L. Lapidus, G. F. Pinder, Numerical Solution of Partial Differential Equation in Science and Engineering, John Wiley & Sons, New York, 1982, pp.214-218.
- [2.5.11] J. E. Klein, Permeation Rates for RTF Metal Hydride Vessels, WSRC-TR-92-258, Savannah River Site, Alken, SC 29808 (May 1992).
- [2.5.12] K. E. Kain, Finite-Difference Program for Hydrogen Diffusion, U.S. DOE Report DP-1738, Savannah River Site, Alken, SC 29808 (March 1987).
- [2.5.13] A. Chanfreau, A. M. Brass, C. Haut, and J. Chene, "Helium 3 Precipitation in AISI 316L Stainless Steel Induced by Radioactive Decay of Tritium: Growth Mechanism of Helium Bubbles", Metallurgical and Materials Transactions A, Vol. 25A, pp.2131-2143, October (1994)
- [2.5.14] J. M. Miller and S. R. Bokawa, "Leaching Behaviour of High Specific Activity Titanium Tritide" , AECL-8770, Atomic Energy of Canada Limited, Chalk River Nuclear Laboratories, Chalk River, Ontario, Canada (June 1985)
- [2.5.15] J. M. Miller and S. R. Bokawa, "Leaching Behaviour of Metal Hydrides Containing Immobilized Tritium", Proc. of the CNS Intl. Conf. on Radioactive

- Waste Management, Winnipeg, Manitoba, Canada (September 12-15, 1982)
- [2.5.16] J. G. Bayly, W. H. Stevens, and W. M. Thurston, "An Infrared Method for Determining Vibrations in Deuterium Content of Natural Water," Canadian Report AECL-2076 (January, 1964)
- [2.6.1] 월성원전 삼중수소제거설비(TRF) 안전성 분석 보고서 Rev.0 (2001)
- [2.6.2] 송규민 등, "Parameter Analysis를 통한 월성 삼중수소 제거시설의 설계요건 분석", TM.96NJ18.R1998.200, KEPRI (1998)
- [2.6.3] 송규민 등, "월성원전 TRF 가동에 따른 삼중수소 저장용기 수요량 예측", Proceedings of the Korean Nuclear Society Spring Meeting, May 29-30 (2003)
- [2.6.4] 월성원자력 2,3,4호기 최종 안전성 분석 보고서 제 7권
- [2.7.1] ICRP 공고 71(1996)의 년보 "방사성 핵종의 섭취로부터 일반대중이 받는 연령별 선량 ; Part 5 음식물 섭취 및 호흡선량계수의 비교"
- [2.7.2] "CANDU 원전의 안전성 분석요건", AECB Consultative Document C-6 1980년 6월
- [2.7.3] "월성 삼중수소 제거시설(WTRF) 인허가 기준 문서", 개정 1, 8609-00580-LBD-001, 개정 1, 2001년 10월
- [2.7.4] CAN/CSA N288.2-M91, "원전 가상사고 조건에서 공기중 방사성 물질 유출로부터 일반인이 받는 선량 계산 지침" (1991)
- [2.7.5] Annals of the ICRP, ICRP 공고 72, "방사성핵종의 흡입으로부터 일반대중이 받는 연령별 선량" (1996)
- [2.7.6] H. Djerassi 및 W. Gulden, "프랑스에서 삼중수소 유출실험의 개관" Fusion Technology 14, 1216-1221. 1988
- [2.7.7] B. Wiener, M. Taeschner 및 C. Bunnerberg, "HT 침적후 토양으로부터 HTO 재방출, 그리고 HT유출에 따른 선량" Fusion Technology 14, 1247-1252, 1988
- [2.7.8] J.W. Thompson, J.A. Kennedy 및 J-M. Lina, "ETMOD software 품질보증 문서화 Volume 1; 프로그램 초록, 이론 지침서 및 문헌조사", CFFTPP-9205, 1992년 8월
- [2.7.9] A. Busigin 및 K.M. Kalyanam, "삼중수소 함유수를 쏟을 경우 삼중수소 유출율의 산정" DND 보고서 90031호, 1990년 2월
- [3.1] K. W. Childs, G. E. Giles, C. B. Bryan and C. K. Cobb, "Heating: a Computer Program for Multidimensional Heat Transfer Analysis (Version 7.2), Sect. F10 of SCALE: a Modular Code System for Performing Standardized Computer

- Analyses for Licensing Evaluation, ORNL/NUREG/CSD-2/V2/R3, Martin Marietta Energy Systems, Inc., Oak Ridge Natl. Lab., February (1990).
- [3.2] 원자력법(법률제5820호), 원자력법 시행령(대통령령16542호), 방사선안전관리등의 기술기준에 관한 규칙(과학기술부령 제17호), 원자력법 시행규칙(과학기술부령 제18), 방사성물질등의 포장 및 운반에 관한 규정(과학기술처 고시 1996-38호), (과학기술부 고시제2001-23)
- [3.3] ANSI N14.5-1987 "American National Standard for Radioactive Materials-Leakage Tests on Packages for Shipment," American National Standards Institute (1987)
- [3.4] ISO 12807 International Standard "Safe Transport of Radioactive Materials-Leakage Testing on Packages," International Organization for Standardization (1996)
- [4.1.1] J.M. Miller, et al., Fusion Eng. and Design, 12, 349-355 (1990)
- [4.1.2] M. Yamada, et al., Fusion Tech., 28, 1376-1381 (1995)
- [4.2.1] T. Yamanishi and H. Kudo, *J.Chromatogr.*, 475, 125 (1988)
- [4.2.2] M. Tanase, M. Kato, K. Kurosawa, S. Motoishi, S. Okane and H. Sugai, *J.Nucl.Sci.Tech.*, 25(2), 198 (1988)
- [4.2.3] M. Tanase, M. Kato, K. Kurosawa, S. Motoishi, S. Okane and H. Sugai, *J.Nucl.Sci.Tech.*, 25(2), 198 (1988)

| 서 지 정 보 양 식        |  |                  |                |           |      |
|--------------------|--|------------------|----------------|-----------|------|
| 수행기관보고서번호          |  | 공동/위탁기관<br>보고서번호 | 표준보고서번호        | INIS 주제코드 |      |
| KAERI/RR-2421/2003 |  |                  |                |           |      |
| 제목                 | 트리튬 취급기술 개발(II)  |                  |                |           |      |
| 연구책임자<br>및 부서명     | 정 홍 석 (핵화학연구부)   |                  |                |           |      |
| 연구자 및<br>부서명       | 안신손, 정김도영, 김순환, 김준환, 김이송, 김관속, 김민대, 김현경, 김철석, 임심광, 임광기, 임성팔, 임화신, 임홍정, 임김성, 임창호, 임수일, 임백승, 임현성, 임우진, 임이강, 임민창, 임건상, 임수재, 임희, 임박송, 임욱이, 임현규, 임민식, 임수민, 임창민, 임과기원  |                  |                |           |      |
| 출판지                | 대전   | 발행기관             | 한국원자력연구소       | 발행년       | 2004 |
| 페이지                | 389  | 도표               | 있음( 0 ), 없음( ) | 크기        | A4   |
| 참고사항               | 최종보고서  |                  |                |           |      |
| 비밀여부               | 공개( 0 ), 대외비( )  |                  | 보고서종류          | 연구보고서     |      |
| 연구위탁기관 과학기술부       |  |                  | 계약 번호          |           |      |
| 초록                 | <p>트리튬 저장용기는 50년간 안전하게 500kCi의 트리튬을 저장할 수 있도록 설계되었으며, 제작 시 품질 보증을 적용하고 성능시험을 통해 현장 사용 가능한 수준으로 제작되었다. 제작 및 검사는 KEPIC QAP의 18개 항목의 요건에 따른 품질보증계획서를 적용하고 저장용기 시제품의 검사는 ASME 코드에 따라 수행하였다. 특정기술주제보고서 작성을 위해 트리튬 저장 및 운반을 위한 용기를 제작하고 범규에 따른 시험을 수행하여 안전성을 확보하였다. 트리튬 취급 시스템의 안전성 시험을 위해 취급rig 내 수소의 취급과 glove box의 건전성 시험을 수행하였다. 저 농도 수소 모니터로 수소농도를 감시하고, 자체 개발한 저온 기체크로마토그래피장치로 동위원소 및 헬륨을 분석하였다.</p> |                  |                |           |      |
| 주제명키워드             | 수소동위원소, 저장용기, 품질 보증, 성능시험, 특정기술주제보고서, 취급   |                  |                |           |      |

| BIBLIOGRAPHIC INFORMATION SHEET |   |  |                  |                        |      |
|---------------------------------|---|--|------------------|------------------------|------|
| Performing Org.<br>Report No.   |   | Sponsoring Org.<br>Report No.  |                  | Standard Report<br>No. |      |
| KAERI/RR-2421/2003              |   |  |                  |                        |      |
| Title / Subtitle                |   | Development of Tritium Handling Technology(II)   |                  |                        |      |
| Project Manager, Department     |   | H. Chung (Nuclear Chemical Engineering Research Team)  |                  |                        |      |
| Researcher and Organization     |   | D. H. Ahn, K. R. Kim, S. P. Yim, S. H. Lee, S. W. Paek, M. S. Lee, H. S. Park, Y. J. Shin, K. H. Kim, M. H. Sim, C. S. Hong, H. S. Choi, C. S. Hwang, K. M. Song, S. H. Shon, S. K. Lee, K. S. Kim, E. S. Chung, S. J. Lee, K. J. Lee, D. S. Yook, H. Y. Jeong, M. C. Song, K. H. Hwang, S. I. Kim, S. C. Lee, S. H. Kang, C. M. Lee, Y. H. Kim, D. S. Hong, J. J. Shin, K. K. Kim (KAERI, KEPRI, KAIST) |                  |                        |      |
| Pub. Place                      | Daejeon   | Publisher  | KAERI            | Pub. Year              | 2001 |
| Page                            | p.389   | Fig.& Tab.   | Yes( 0 ), No ( ) | Size                   | A4   |
| Note                            | Research Report   |  |                  |                        |      |
| Classified                      | Open( 0 ), Restricted( )  |  | Report Type      | Research Report        |      |
| Sponsoring Org.                 | MOST  |  | Contract No.     |                        |      |
| Abstract                        | <p>The buildup rate of tritium in heavy water moderator and coolant of pressurized heavy water reactors in Wolsong Nuclear Power Plant is about 4MCi/a. The control of tritium is of increasing concern to the power reactor industry and general public in Korea. Metal tritides have the advantage of significantly decreasing the volume required to store tritium without increasing the pressure of storage vessel. Titanium hydride was safely used for the long-term storage of tritium. The experimental thermodynamic P-C-T data show that titanium soaks up hydrogen isotope gas at ambient temperature and modest pressures.</p> |  |                  |                        |      |
| Subject Keyword                 | hydrogen isotope, tritium, heavy water, Wolsong Nuclear Power Plant, titanium hydride   |  |                  |                        |      |