

하나로 방사성폐기물 처리 및 저감 연구
Reduction and Treatment of Radioactive Waste at
HANARO

KAERI

제 출 문

한국원자력연구소장 귀하

본 보고서를 2006년도 자체연구개발사업 “하나로 방사성폐기물 처리 및 저감 연구” 과제의 최종보고서로 제출합니다.

2007. .

과 제 명 : 하나로 방사성폐기물
처리 및 저감 연구

과제책임자 : 임 성 팔

참 여 자 : 정 홍 석
김 광 락
최 희 주
이 호 진
안 병 길
이 민 수

요 약 문

I. 제 목

하나로 방사성폐기물 처리 및 저감 연구

II. 연구개발의 목적 및 필요성

하나로는 시설 내에서 발생하는 방사성폐수, 폐이온교환수지 및 고체 방사성 폐기물은 방사성폐기물처리시설로 이송하여 처리, 저장하고 있다. 그런데 방사성 폐기물처리시설은 원래 조사후시험시설(PIEF)에서 발생하는 방사성폐기물 처리를 주목적으로 설계, 건설되었기 때문에 하나로에서 발생하는 폐기물 가운데 특히 트리튬에 오염된 폐기물에 대한 적절한 처리 기술 및 장비를 보유하고 있지 않아 매우 낮은 농도의 트리튬을 함유한 방사성폐수에 대하여만 자연증발 처리하고 있다.

지금까지는 하나로에 축적되거나 발생하는 방사성폐기물의 부피가 비교적 작았고 방사성준위도 낮았기 때문에 방사성폐기물처리시설에서 수용하여 관리하는데 큰 어려움이 없었으나, 하나의 운전이 본격화되고, 그 이용 수요가 증가함에 따라 방사성폐기물의 부피와 그 방사성준위도 아울러 증가하는 추세에 있어 방사성폐기물 처리시설 운영에 많은 부담을 주고 있는 실정이며 이러한 부담이 앞으로는 역으로 작용하여 하나의 원활한 운영에도 지장을 줄 수 있다.

따라서 하나로 방사성폐기물 관리 전반에 대하여 문제점을 짚어보고 체계적인 진단과 함께 점차 규제가 강화되고 있는 방사성폐기물의 관리기준을 만족시킴은 물론 하나의 안전 운영에 도움을 줄 수 있는 방사성폐기물의 처리 및 저감 방안을 적극 강구할 필요가 있다.

III. 연구개발의 내용 및 범위

본 연구에서는 하나로에서 발생하는 방사성폐수, 폐이온교환수지 및 고체 방사성폐기물에 대하여 발생부피를 줄이기 위한 방법과 아울러 현장에 직접 적용이

가능한 안전한 취급 및 처리 방법을 함께 개발하였다.

IV. 연구개발결과

방사성폐수에 대하여는 방사성폐기물 처리시설에서 처리가 곤란한 일정 준위 이상의 방사성폐수의 발생 부피를 줄이기 위하여 방사성폐수의 준위별 수집과 관리를 현장에 권고한 바 있으며 현장에서는 이를 받아들여 적극 시행하고 있다. 또한 트리튬을 함유한 극 저준위 방사성폐수를 효율적으로 증발 처리할 수 있는 증발 장치를 개발하여 3 건의 발명 특허를 출원하였다. 이 중 한 건은 등록이 완료되었다. 폐이온교환수지에 대하여도 그 발생량을 줄이기 위하여 현 이온교환 장치 및 공정을 세밀하게 검토하고 개선점을 도출하였다. 또한 폐이온교환수지와 관련하여 취급 및 보관이 편리하고 작업자의 피폭을 줄일 수 있는 용기를 개발하여 특허(실용신안) 출원 및 등록이 되었으며, 이온교환장치에 수지의 충전을 원활히 함으로써 폐이온교환수지의 발생량을 줄이기 위한 이온교환수지 충전 장치를 개발하고 특허를 출원하였다. 고체 방사성폐기물에 대하여도 건조 장치를 개발하여 특허(실용신안) 출원 및 등록을 완료하였다.

V. 연구개발결과의 활용계획 및 건의사항

본 연구 결과는 하나로 운영과 직접 연계되어 하나로 방사성폐기물의 저감 및 처리에 활용될 것이다. 이미 방사성폐수에 대하여는 방사성폐기물 처리시설에서 처리가 곤란한 일정 준위 이상인 방사성폐수의 발생 부피를 줄이기 위하여 준위별 수집과 관리를 현장에 권고한 바 있으며 현장에서는 이를 받아들여 적극 시행하고 있다. 또한 방사성폐수 처리 관련 기술, 폐수지 처리 기술, 폐수지 발생량을 줄이기 위한 이온교환기 성능 개선 방안, 고체폐기물 처리 기술들도 가까운 시일 내에 현장에 적용함으로써 하나로의 원활하고 안전한 운영에 크게 기여할 수 있을 것이다.

SUMMARY

(영문 요약문)

I. Project Title

Reduction and Treatment of Radioactive Waste at HANARO

II. Objective and Importance of Project

At present the radioactive wastes, either in solid or liquid state, generated from HANARO are transferred to and treated or stored in Radioactive Waste Treatment Facility(RWTF). However the RWTF does not have proper technology to treat radioactive waste contaminated with tritium from HANARO. Neither does RWTF have enough space to store it. Accordingly it is imperative to have proper means to reduce the amount of radioactive waste generated from HANARO and to treat them more safely.

III. Scope and Contents of Project

This study was performed to develop the methods to reduce, safely handle and treat the radioactive wastewater, spent ion exchange resins and solid radioactive waste contaminated with tritium generated from HANARO.

IV. Result of the Project

For the radioactive wastewaters, it was recommended to classify and collect them respectively according to the level of radioactivity. This would be effective in reducing the generation of the radioactive wastewater which cannot be treated in RWTF due to its high activity. And some equipments were developed to evaporate the low level radioactive wastewater containing tritiated water. With the concerns over these equipments, three patent applications have been

submitted to the Korean Intellectual Property Office and one of them has been registered already.

The ion exchange beds and processes in HANARO have been examined to reduce spent ion exchange resins and it was proposed that improvements of equipments and operating procedures in the field be necessary for the effective reduction of the spent ion exchange resins. And new container was invented to safely store the spent ion exchange resins. In addition, new equipment to fill the ion exchange resins into the bed was developed to reduce the spent ion exchange resins because the proper filling of ion exchange resins into the ion exchange bed can extend the life of the bed.

The RWTF imposes restrictions on the solid wastes contaminated with tritiated water to be carried in because it does not proper way to treat the solid wastes contaminated with tritiated water. And solid wastes containing tritiated water has been stored in HANARO. To store in the RWTF, the solid waste contaminated with tritiated water must be dried prior to transportation to the RWTF. A dryer has been developed and patented to effectively dry the solid waste contaminated with tritiated water.

V. Proposal for Applications

Results of this study could be applied to the operation of the HANARO. And some of them have already been adopted and used in the filed of HANARO. Efforts to reduce and treat the radioactive waste in HANARO will continue and will contribute greatly to the improvement of reliability and safety of HANARO.

CONTENTS

(영문목차)

1. Introduction	1
2. States of the Arts	2
3. Methods and Results	4
4. Achievements and Industrial Contribution	26
5. Proposal for Application	27
6. References	28
Appendix	29

목 차

제 1 장 서론	1
제 2 장 국내외 기술개발 현황	2
제 3 장 연구개발수행 내용 및 결과	4
제 1 절 방사성폐수의 처리	4
1. 현 처리 방법	4
2. 해결 방안	4
3. 증발 처리 방법 및 장치	7
제 2 절 폐(이온교환)수지의 처리	9
1. 현 처리 방법	9
2. 해결 방안	9
제 3 절 이온교환기 관련 개선 방안	11
1. 이온교환기 현황	11
2. 해결 방안	11
제 4 절 고체폐기물 처리	24
제 4 장 연구개발목표 달성도 및 대외 기여도	26
제 5 장 연구개발결과의 활용계획	27
제 6 장 참고문헌	28
부 록	29

표 목 차

표 1 국내 트리튬의 유도한도 기준	2
표 2 하나로 시설 원자로(Rx)실과 RCI에서의 트리튬 방출량	6
표 3 방사성폐수 증발량에 따른 월 트리튬 방출량	6

그림 목 차

그림 1 폐수지 운반, 탈수 및 보관 용기	10
그림 2 수조 고온층 정화용 이온교환기의 구조	12
그림 3 수조 고온층 정화용 이온교환기 전도도 변화 (2003년~2005년)	15
그림 4 수조 고온층 정화용 이온교환기 전도도 변화 (2006년)	15
그림 5 이온교환수지 충전기	16
그림 6 1차 냉각수 정화용 이온교환기 카트리지	16
그림 7 1차 냉각수 정화용 이온교환기 카트리지 부착 O-링	19
그림 8 1차 냉각수 정화용 이온교환기 전도도 변화(2004년~2005년) ...	20
그림 9 사용후 핵연료 저장수조 정화용 이온교환기 전도도 변화 (2004년~2005년)	20
그림 10 1차 냉각수 정화용 이온교환기 전도도 변화 (2006년)	21
그림 11 순수 정화기용 이온교환기의 구조	23
그림 12 교체 방사성폐기물 건조장치	25

제 1 장 서론

하나로에서 발생하는 방사성폐기물에는 대부분이 수소의 방사성동위원소인 트리튬에 오염된 것이 포함되어 있다. 트리튬은 방사선 위해도 측면에서 다른 핵종에 비해 낮은 수준이지만, 외부 환경에 누출되어 지하수에 오염되면 매우 빠른 속도로 확산되며 이후에는 별다른 처리 방법이 없다는 문제점이 있다.[1]

현재 하나로는 시설 내에서 발생하는 방사성폐기물을 방사성폐기물처리시설로 이송하여 처리, 저장하고 있다. 그런데 방사성폐기물처리시설은 원래 조사후시험시설에서 발생하는 방사성폐기물 처리를 주목적으로 설계, 건설되었기 때문에 하나로 발생 폐기물 가운데 특히 트리튬 오염 폐기물에 대한 적절한 처리 기술 및 장비를 보유하고 있지 않아 매우 낮은 농도의 트리튬을 함유한 방사성폐수에 대하여만 자연증발 설비를 이용하여 적정한 수준에서 방사성 준위를 낮춘 후 대기로 방출하고 있다.[2]

지금까지는 하나로에 축적되거나 발생하는 방사성폐기물의 부피가 비교적 작았고 방사성준위도 낮았기 때문에 방사성폐기물처리시설에서 수용하여 관리하는데 큰 어려움이 없었으나, 하나의 운전이 본격화되고, 그 이용 수요가 증가함에 따라 방사성폐기물의 부피와 그 방사성준위도 아울러 증가하는 추세에 있어 방사성폐기물처리시설 운영에 많은 부담을 주고 있는 실정이며 이러한 부담이 앞으로는 역으로 작용하여 하나의 원활한 운영에도 지장을 줄 수 있다.

따라서 본 연구에서는 하나로 방사성폐기물 관리 전반에 대하여 문제점을 짚어 보고 체계적인 진단과 함께 방사성폐기물을 지금보다 더욱 안전하게 처리할 수 있고 그 발생 부피를 저감시킬 수 있는 방안을 적극 강구함으로써 점차 규제가 강화되고 있는 방사성폐기물의 관리기준을 만족시킴은 물론 하나의 안전 운영에 도움을 주고자 한다.

제 2 장 국내외 기술개발 현황

국내의 경우 방사성 물질인 트리튬의 유도한도(연간섭취한도, 유도공기중 농도 및 배출관리기준)는 표 1과 같이 과학기술부 고시 “방사선방호등에 관한 기준”에 명시되어 있다.[3] 트리튬의 화학적 형태를 4 가지로 분류하였는데, 물리적 상태(기체와 액체)와 유기물과의 결합상태를 기준하였다. 배기 또는 배수 중의 배출관리 기준은 일반인이 이러한 농도를 갖고 대기 또는 수중으로 트리튬을 흡입하거나 섭취할 경우에 받는 피폭선량이 일반인의 선량한도에 해당하는 유도된 수치이다. 삼중수소가 결합된 물(tritiated water) 즉 삼중수소수의 경우 배수 중의 배출관리 기준은 40,000 Bq/ℓ 이다.

표 1 국내 트리튬의 유도한도 기준

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

트리튬 폐기물 처리 연구와 관련하여 트리튬 폐기물 발생의 근본 원인이 되는 중수 중의 트리튬 제거에 관하여는 비교적 많은 연구 및 기술개발이 이루어지고 있다.[4] 그러나 삼중수소수를 함유하는 실제 트리튬 폐기물에 대한 처리 방법은 아직까지 잘 확립되어 있지 않다. 이 까닭은 삼중수소수의 물리·화학적 거동이 물과 매우 유사하며, 폐기물내의 화학적 농도는 매우 낮기 때문이다. 따라서 일단 트리튬 폐기물이 다량 발생하면 그 처리가 매우 곤란하다. 이러한 점은 국내외를 막론하고 거의 유사하다.

현재 국내에서 트리튬에 오염된 방사성폐기물은 월성 원전의 중수로에서 주로 발생하고, 중수를 반사체로 사용하는 하나로에서도 발생하고 있다. 트리튬 오염 방사성폐기물은 근본적으로 트리튬 오염 중수에서 기인하는 것이기 때문에 트리튬 오

염 중수로부터 트리튬을 제거하기 위한 연구 및 기술개발이 월성 원자력 발전소를 대상으로 다음과 같이 진행된 바 있다.

한국원자력연구소는 1983년부터 트리튬 오염 중수로부터 트리튬을 제거하기 위한 기반기술을 확보하기 위해 초저온 증류기술(CD), 액상촉매 교환(LPCE)용 촉매 개발 등 트리튬 제거용 단위공정 장치개발에 주안점을 두고 연구를 수행하여 왔으며[5~10], 1987년에는 KMRR(현 하나로) 중수관리 및 수처리 방안 연구를 통하여 중수 계통 내 연간 삼중수소 생성량을 계산하고 그 누설율을 산출한 바 있다.[11] 1989년에는 과기부의 요구에 따라 전력연구원과 공동으로 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 제시하였다.[12] 또한 1995년에는 전력연구원과 공동으로 TRF 설계 건설을 위한 소수성 고분자 촉매 개발 및 삼중수소 분리 실증 및 공정설계를 위한 최적화 전산코드를 개발한 바 있다.[13] 월성 2, 3, 4호기의 건설 이후 한국수력원자력주식회사는 AECL을 설계 주계약자로 하여 TRF를 건설 중에 있으며, 2007년 이후 가동될 예정이다.

최근 원자력 중장기연구사업의 일환으로 “트리튬 배기체 및 삼중수소수 처리기술 개발” 연구가 진행되었다.[14] 이 과제의 연구 목표는 다양한 원자력 시설에서 발생하는 트리튬 배기체와 삼중수소수를 원천적으로 처리하기 위한 산화 및 흡착 기술, CECE 공정 등을 개발하는 데 있다.

그러나 지금까지 트리튬 오염 중수로부터 트리튬을 제거하기 위한 연구 및 기술 개발 이외에 하나로와 같은 시설에서 발생하는 일반적인 트리튬 오염 폐기물에 관한 연구개발 실적은 거의 없는 실정이다.

제 3 장 연구개발수행 내용 및 결과

제 1 절 방사성폐수의 처리

1. 현 처리 방법

하나로 시설에서 발생하는 방사성폐수는 방사성동위원소생산시설에 설치되어 있는 극 저준위 저장탱크(2기, 각 용량 25 m³) 및 저준위 저장탱크(2기, 각 용량 25 m³)에 저장하였다가 방사성폐기물처리시설(RWTF)로 이송하여 자연증발 방법에 의하여 처리하고 있다.

하나로에서 발생하는 방사성폐수의 가장 큰 특징은 폐수 중에 삼중수소수(Tritiated water)가 포함되어 있는 폐수가 있다는 점이다. 그런데 방사성폐기물처리시설은 원래 조사후시험시설에서 발생하는 방사성폐기물 처리가 주목적이었기 때문에 삼중수소수에 오염된 방사성폐수를 처리할 수 있는 기능을 갖추고 있지 않다. 따라서 자연증발 처리에 의하여 대기 중으로 증발 처리할 수밖에 없어 인수 시 방사성폐수 중의 트리튬 농도를 4x10⁷ Bq/m³으로 엄격하게 규정하고 있다. 이에 따라 그 이상의 트리튬 농도를 갖는 방사성폐수는 방사성폐기물처리시설로의 이송이 곤란하다. 그러나 실제 하나로 시설에서는 그 이상의 트리튬 농도를 갖는 방사성폐수가 종종 발생하고 있어 그 처리에 매우 큰 어려움을 겪고 있다.

지금까지 방사성폐수 저장 탱크에 저장된 방사성폐수의 트리튬 농도를 조사한 결과, 최고 5x10⁹ Bq/m³의 트리튬 농도를 갖는 폐수가 일부 발생된 것으로 나타났다. 그런데 시멘트 고화 등의 방법으로 처리하기에는 부피가 커 적용이 곤란하다. 따라서 이러한 폐수는 별 다른 처리 없이 그대로 보관하고 있다.

2. 해결 방안

방사성폐수 처리에 앞서 현장에서 가장 먼저 이루어져야 할 과제는 방사성폐수의 발생 억제이다. 이와 관련하여 당연히 공정 또는 계통 내에서 불필요한 물의 사용이 통제되어야 함은 물론이거니와 아울러 농도가 서로 다른 방사성폐수의 혼합도 철저히 관리되어야 할 것이다. 이를 위하여 방사성농도에 따른 방사성폐수의 분류 기준, 분류 수집 또는 저장 방안이 마련되어야 한다. 방사성폐수의 분류 수집 및 분류 저장의 중요성은 다음 예로 잘 설명할 수 있다. 트리튬 농도 2.9x10¹¹ Bq/L

인 방사성폐수 50 L가 발생하였을 때를 가정하면, 이 폐수만을 별도로 잘 수집하여 저장한다면 폐수의 발생 부피는 50L로 제한할 수 있다. 그러나 부주의로 이 폐수가 다른 낮은 농도의 방사성폐수와 혼합이 된다면 큰 문제가 야기된다. 만약 방사성폐기물처리시설로 보내질 트리튬 농도 4×10^7 Bq/m³ 이하의 방사성폐수 25 m³을 저장하고 있는 저장탱크에 트리튬 농도 2.9×10^{11} Bq/L인 방사성폐수가 10 mL 정도의 소량이라도 혼입된다면 이 저장탱크 중의 방사성폐수의 농도는 즉시 4×10^7 Bq/m³를 초과하게 되어 방사성폐기물처리시설로의 이송이 어렵게 될 수 있다. 따라서 앞으로 방사성폐수의 발생 단계에서부터 수집, 저장에 이르는 모든 과정에 대한 철저한 관리가 필요하다.

다음은 방사성폐기물처리시설에서 처리하기가 곤란한 비교적 높은 트리튬 농도를 갖는 방사성폐수에 대한 처리 방안이다.

하나로 시설의 대기 중 트리튬 유도방출허용량은 1,690 Ci/day로 이는 1.88×10^{15} Bq/month에 해당한다. 표 2는 2003년 및 2004년도 하나로 시설의 트리튬 방출량을 나타낸 것이다. 비록 유도방출허용량은 1.88×10^{15} Bq/month 이지만 실제 월 평균 방출량은 그에 훨씬 못 미치는 10^{11} Bq 정도인 것으로 나타났다. 따라서 지금까지의 트리튬 월 평균 방출량의 1/10 수준으로 방사성폐수를 증발시킬 수 있다면 큰 문제 없이 방사성폐수를 처리할 수 있다고 판단된다. 표 3은 방사성폐수의 월 증발처리량에 따른 월 트리튬 방출량을 나타낸 것으로 5×10^9 Bq/m³의 트리튬 농도를 갖는 폐수의 경우, 월 3 m³ 처리 시에는 하나로 시설 전체 월 방출량이 약 10% 정도 증가하는 수준에서, 월 10 m³ 처리 시에는 약 25% 정도 증가하는 수준으로 방출이 가능할 것으로 판단된다.

표 2 하나로 시설 원자로(Rx)실과 RCI에서의 트리튬 방출량

	원자로실(Rx)		RCI	
	2003년	2004년	2003년	2004년
1월	2.46×10^{10}	4.94×10^9	1.15×10^{11}	8.79×10^{10}
2월	1.72×10^{10}	0	2.83×10^{11}	1.50×10^{11}
3월	4.26×10^{10}	7.95×10^9	3.68×10^{11}	1.69×10^{11}
4월	5.64×10^{10}	1.61×10^{12}	4.36×10^{11}	7.02×10^{12}
5월	3.52×10^{10}	1.63×10^{12}	4.21×10^{11}	7.15×10^{12}
6월	8.08×10^9	6.75×10^{10}	1.19×10^{11}	1.47×10^{11}
7월	6.99×10^9	1.55×10^{11}	1.36×10^{10}	1.75×10^{11}
8월	5.21×10^{10}	5.11×10^{10}	9.14×10^{10}	5.39×10^{10}
9월	4.20×10^{10}	3.49×10^{10}	1.90×10^{11}	1.45×10^{11}
10월	6.82×10^{10}	5.44×10^{10}	1.24×10^{11}	1.32×10^{11}
11월	8.41×10^9	3.21×10^{10}	9.99×10^{10}	1.41×10^{11}
12월	9.77×10^9	7.24×10^{10}	1.04×10^{10}	1.26×10^{11}
누적	3.10×10^{11}	3.72×10^{12}	2.36×10^{12}	1.55×10^{13}
월평균	2.51×10^{10}	3.10×10^{11}	1.97×10^{11}	1.29×10^{12}

표 3 방사성폐수 증발량에 따른 월 트리튬 방출량

월 증발 처리량, m ³	월 트리튬 방출량, Bq
1	5×10^9
3	1.5×10^{10}
5	2.5×10^{10}
7	3.5×10^{10}
10	5×10^{10}

* 방사성폐수 중 트리튬 농도 : 5×10^9 Bq/m³ 기준

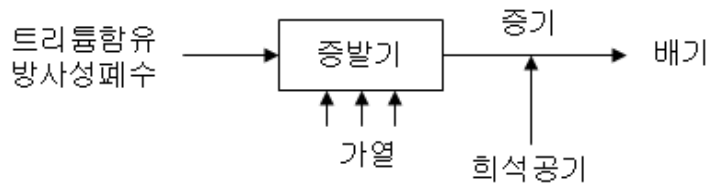
3. 증발 처리 방법 및 장치

하나로 시설에서 발생된 삼중수소수(트리튬) 함유 방사성폐수를 증발시키기 위하여 3 종류의 처리 방법 및 장치를 제안하였으며 간략하게 설명하면 다음과 같다.

- 가열 증발

가장 손쉬운 방법으로 방사성폐수를 끓는점 이상으로 가열하여 증발시키는 방법이다. 이 방법은 방사성폐수의 제염에 널리 사용되고 있으며, 비휘발성 방사성 핵종에 대한 제염계수는 10,000 이상이다. 그러나 트리튬에 대한 제염계수는 1 정도로 제염효과는 없다. 일반 증발기의 경우, 증발된 증기를 냉각기로 응축시켜 회수하지만 여기서는 증기를 응축할 필요 없이 바로 배기관을 통하여 배출한다, 이때 증기가 배기관 또는 굴뚝에서 응축하는 것을 방지하기 위하여 과잉의 공기로 희석하는 것이 바람직하다.

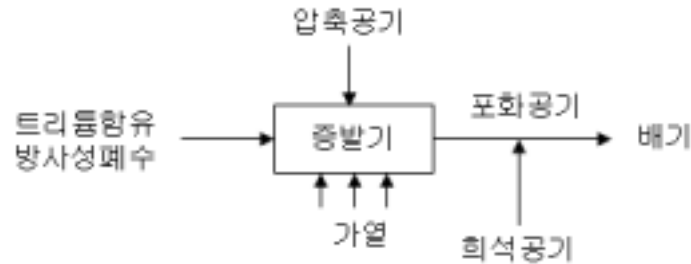
간략한 공정은 다음과 같으며 이 방법에 대하여 특허 출원을 완료하였다.
(특허 출원 제2005-115462호)



- 가열 및 압축공기에 의한 증발

이 방법은 방사성폐수를 끓는점 이하에서 가열하면서 여기에 압축공기를 불어넣어 방사성폐수를 증발시킨다. 폐수를 40~80 ℃로 가열하면서 압축공기를 가하게 되면 낮은 온도에서도 끓는점으로 가열하는 것과 마찬가지로 많은 양의 폐수를 증발시킬 수 있다. 앞서의 가열 증발과 마찬가지로 비휘발성 방사성 핵종에 대한 제염계수를 높게 유지할 수 있으나 트리튬에 대한 제염계수는 1로 제염효과가 없을 것으로 예상된다. 약 5 kg/cm³ 압력의 압축공기는 건조한 상태로 물과 접촉시키면 80 ℃에서는 1 m³ 당 약 280 g의 수분을 포화시킬 수 있다. 따라서 끓는점 이하로 가열하면서도 많은 양의 폐수를 증발시킬 수 있다. 이때 증발기로부터 발생하는 포화공기는 앞서와 마찬가지로 배기관 또는 굴뚝에서 응축하는 것을 방지하기 위하여 과잉의 공기로 희석하는 것이 바람직하다.

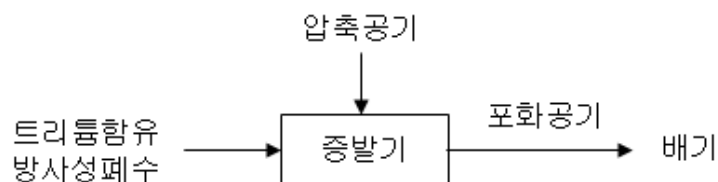
간략한 공정은 다음과 같으며 이 방법에 대하여 특허 출원을 완료하였다.
(특허 출원 제2005-115463호)



- 폭기에 의한 증발

이 방법은 폐수를 전혀 가열하지 않고 공기 또는 압축공기만을 이용하여 폭기에 의해 폐수를 증발시킨다. 건조 공기 단위 부피당 수분의 제거 능력은 폐수를 가열할 때보다 떨어지지만, 회석공기가 필요 없으며 가열에 따른 운전상의 부담이 없다는 장점이 있다.

간략한 공정은 다음과 같으며 이 방법에 대하여 특허 출원 및 등록을 완료하였다.(특허 출원 제2005-115464호, 등록 제659154호)



제 2 절 폐(이온교환)수지의 처리

1. 현 처리 방법

현재 하나로 시설에서 발생하는 폐수지는 200 L 드럼 당 표면선량이 대부분 200 mR/hr 이하로, 다른 시설에서 발생하는 폐수지에 비하여 비방사능은 낮다. 지금까지는 각각의 이온교환기에서 수거된 폐수지를 건조하여 비닐 팩에 넣은 후 드럼에 보관하는 방식을 취하였으나, 방사성폐기물처리시설에서의 요구에 의하여 탈수만 한 상태로 비닐 팩에 넣은 후 드럼에 보관하고 있다. 이들 드럼은 필요시 방사성폐기물처리시설로 운반된 다음, 그대로 보관되거나 아스팔트 고화 처리될 예정이다.

폐수지 보관에 있어서 중요한 점은 탈수가 잘 된 상태로 보관이 이루어져야 한다는 것이다. 너무 건조되거나 탈수가 덜 되어서는 안 된다. 현재 탈수 작업에서는 탈수에 대한 기준 및 조절 방법이 없기 때문에 경험에 의하여 탈수 작업이 이루어지고 있다. 또한 습수지가 담긴 비닐 팩을 일반 드럼에 보관하고 있기 때문에 장기간 보관 시 부식 등의 우려가 있다고 판단된다. 또한 현재 방사성폐기물처리시설에서는 트리튬 농도가 높은 폐수지를 아스팔트 고화 처리하기가 곤란하므로 앞으로 일부 트리튬 농도가 높은 폐수지를 고화 처리하기 위하여는 별도의 대책이 필요할 것으로 판단된다.

2. 해결 방안

앞에서 언급한 문제점들을 해결하기 위하여 폐수지를 간편하게 수집하고 탈수한 후 보관할 수 있는 용기를 고안하였다. 이 용기는 폐수지를 안전하게 수집하고 탈수하여 보관하기 위한 내통, 전체적인 용기를 보호하기 위한 외통, 내통 및 외통 사이에서 외부로부터의 충격을 완화하고 내통 파열로 인한 폐수지의 외부 분산을 방지하기 위한 물질로 충전된 중간층등 3중의 구조로 구성되어 있는데 폐수지의 주입 및 배출이 용이하고, 폐수지 작업의 안정성과 편의성이 뛰어나 뿐만 아니라, 폐수지의 탈수를 신속하게 할 수 있으며, 유사 시 폐수지의 분산을 저지할 수 있는 기능들이 하나의 용기 내에서 이루어질 수 있도록 설계되었다. 구조는 그림 1과 같으며, 이 방법에 대하여 특허(실용신안) 출원 및 등록을 완료하였다.(실용신안 출원 제2005-33779호, 등록 제0408259)

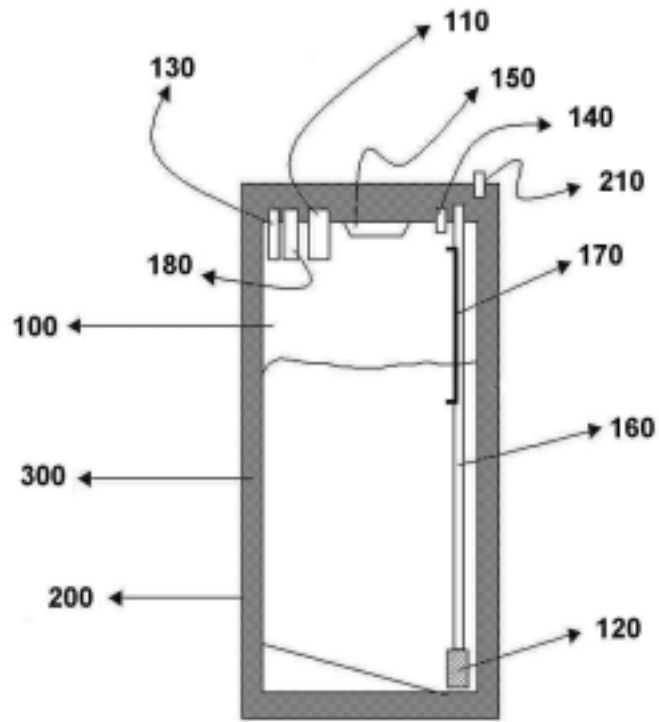


그림 1 폐수지 운반, 탈수 및 보관 용기

- 100 : 내통 110 : 폐수지 주입/배출관
- 130 : 수지 높이 측정관
- 140 : 벤트
- 150 : 비상용 뚜껑
- 160 : 탈수 및 급수관
- 170 : 수지 눈금자
- 180 : 예비관
- 200 : 외통
- 300 : 중간층

제 3 절 이온교환기 관련 개선 방안

1. 이온교환기 현황

하나로에 설치되어 있는 이온교환기의 종류는 다음과 같다.

- 수조 고온층 정화용 이온교환기
- 1차 냉각수 정화용 이온교환기
- 사용후 핵연료 저장수조 정화용 이온교환기
- 순수 정화기용 이온교환기
- 반사체 정화용 이온교환기

위 5 종류의 이온교환기 중 동일한 사양의 이온교환기는 1차 냉각수 정화용 이온교환기와 사용후 핵연료 저장수조 정화용 이온교환기 두 종류뿐이며 나머지 이온교환기의 사양은 각기 다르게 설계, 설치되어 있다.

그런데 이온교환기의 성능이 완전하지 않으면 수질 관리가 힘들어짐은 물론 아울러 폐수지의 발생량도 증가하게 되므로 이온교환기의 성능을 완전하게 유지하는 것이 매우 중요하다.

본 연구에서는 반사체 정화용 이온교환기를 제외한 다른 4 종류의 이온교환기에 대한 설계, 운전 조건 등을 검토하고 성능 향상을 위한 개선 방안을 제시하고자 한다.

2. 해결 방안

- 수조 고온층 정화용 이온교환기

수조 고온층은 수조 상부의 방사선 준위를 저감하기 위하여 형성시키는데, 이때 수조 고온층에 포함되어 있는 입자성 및 이온성 방사성핵종을 제거하기 위하여 이온교환기가 설치되어 있다. 이온교환기내의 이온교환수지가 입자성 물질 등을 포획하여 이온교환기 상하단의 압력차가 50 kPa에 이르거나 이온교환기 하단의 전도도가 1 μ S/cm에 이르면 이온교환수지를 교체하도록 되어 있다. 이온교환기의 구조를 그림 2에 나타내었다.

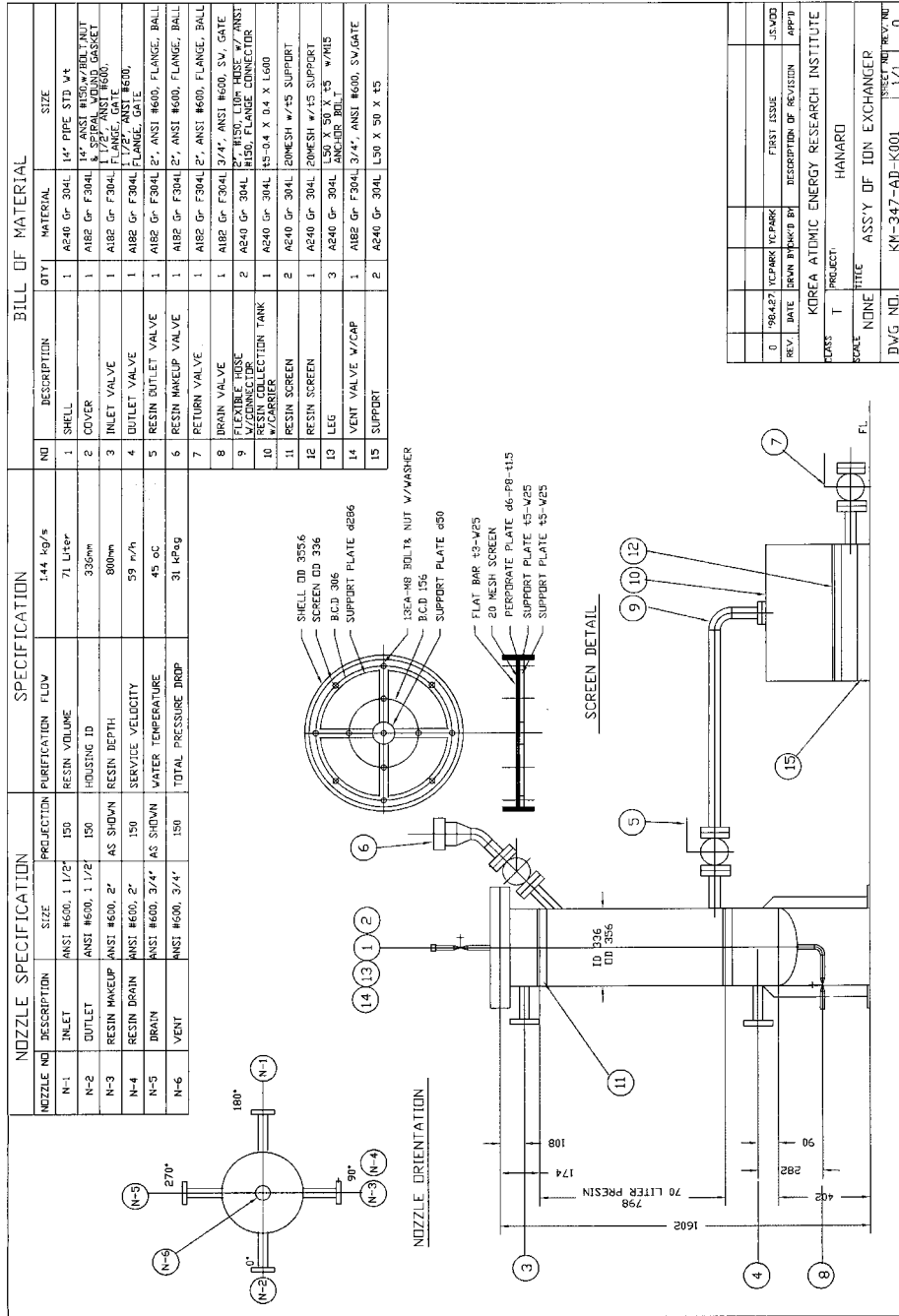


그림 2 수조 고온층 정화용 이온교환기의 구조

REV. NO.	0	198.02.27	TOP MAKE UP WORK	DESCRIPTION OF REVISION	FIRST ISSUE	US. NO.
REV. DATE			DESIGNED BY			APPL.
KOREA ATOMIC ENERGY RESEARCH INSTITUTE						
CLASS	T	PROJECT	HANARO			
SCALE	NONE	TITLE	ASSY OF ION EXCHANGER			
DWG. NO.			KM-347-AD-K001	SHEET NO.	1/1	REV. NO.
						0

수조 고온층 이온교환기의 주요 사양은 다음과 같다.

- 이온교환기 높이 : 800 mm
- 이온교환기 직경 : 336 mm
- 유량 : 1.44 kg/s
- 유속 : 59 m/hr
- 이온교환수지 종류 : Amberlite IRN 150
- 이온교환수지 충전 부피: 71 L

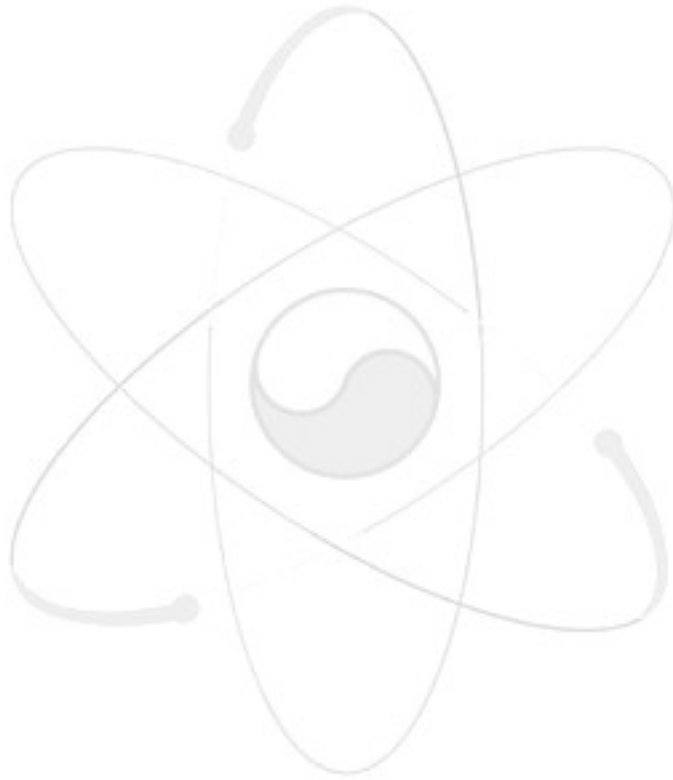
2003년부터 2005년까지의 수조 고온층 정화용 이온교환기 운전시의 전기전도도 변화를 그림 3에 나타내었다.

이온교환기의 정확한 성능을 평가하기 위하여는 이온교환기 입구 및 출구에서의 전기전도도를 비교하여야 하나, 이온교환기 입구에 전기전도도 측정 장치가 설치되어 있지 않아 정확한 평가가 어려웠다. 그러나 그림에서 알 수 있듯이, 수지 교체 후 측정된 전기전도도($0.2 \mu\text{S/cm}$)의 지속 기간이 너무 짧아(약 1달), 성능에 문제가 있는 것으로 판단하였다.

이온교환수지 제조회사(Rohm & Haas사)가 추천한 운전 조건에 따르면 이온교환기내 이온교환수지의 최소 충전 높이는 800 mm로 이온교환기 설계상에 큰 문제는 없어 보이지만, 실제 다른 곳에서 사용되고 있는 이온교환기의 높이보다는 다소 낮게 설계된 듯하다. 반면 유속은 이온교환수지 제조회사에서 추천한 최대 60 m/hr 보다는 다소 낮게 설정되었지만, 이온교환수지 제조회사에서 추천한 유속은 최대 값으로 이보다 훨씬 낮은 속도로 운전하는 것이 일반적이다. 그런데 수조고온층 이온교환탑의 실제 운전에서는 추천 최대 유속보다 더욱 큰 유량인 2 kg/s(유속 81 m/hr)로 운전하고 있어 성능에 영향을 미칠 수 있는 요인이 된다고 판단하였다. 또한 운전 절차서를 검토한 결과, 수지 충전 시 이온교환기에 기포가 다량 포함될 가능성이 높으며 이 때문에 가동 중 이온교환기 내에서 channeling 현상에 의한 이온교환 성능의 저하 가능성 역시 매우 높을 것으로 예상되었다. 따라서 운전 절차서의 문제가 되는 부분을 수정할 것을 권고하였다.

비록 수조 고온층 운영상의 문제 때문에 이온교환기 내의 유속을 낮추어 운전하지는 못하였으나, 이온교환수지 충전 시의 권고를 이행한 후 운전한 결과는 그림 4와 같다. 그림에서 보는바와 같이 수지 교체 후, $0.2 \mu\text{S/cm}$ 이하의 전기전도도를 나타내는 기간이 다소 연장되었음이 관찰되었다.

아울러 더욱 충전을 용이하게 할 수 있는 충전 장치를 설계하고 이 장치에 대한 특허 출원을 완료하였다.(특허 제2005-115460호) 이 장치는 그림 5와 같다. 이 장치는 수조 고온층 정화용 이온교환기 뿐만 아니라 다른 이온교환기에도 적용이 가능하다.



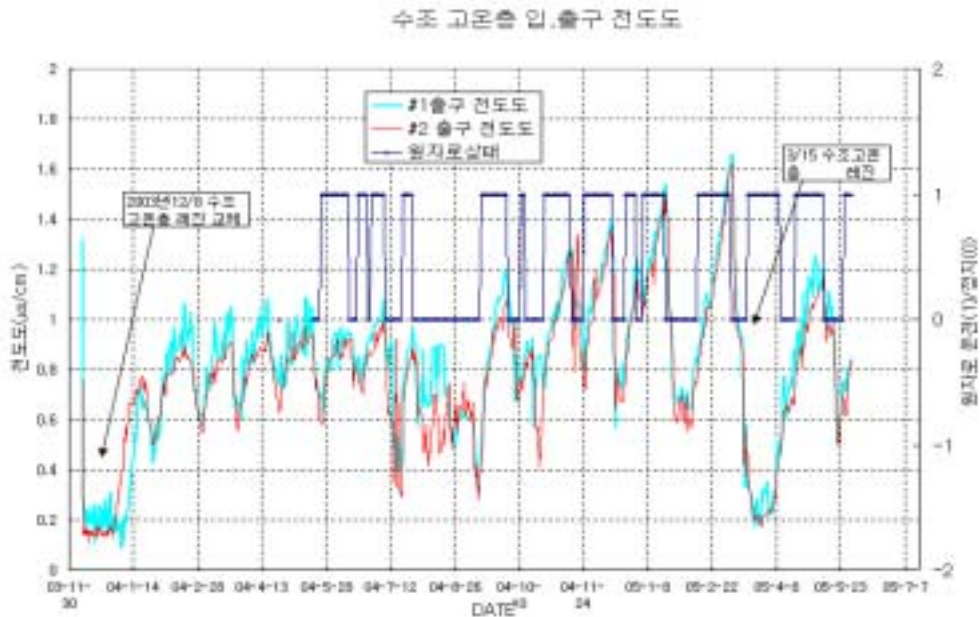


그림 3 수조 고온층 정화용 이온교환기 전도도 변화 (2003년~2005년)

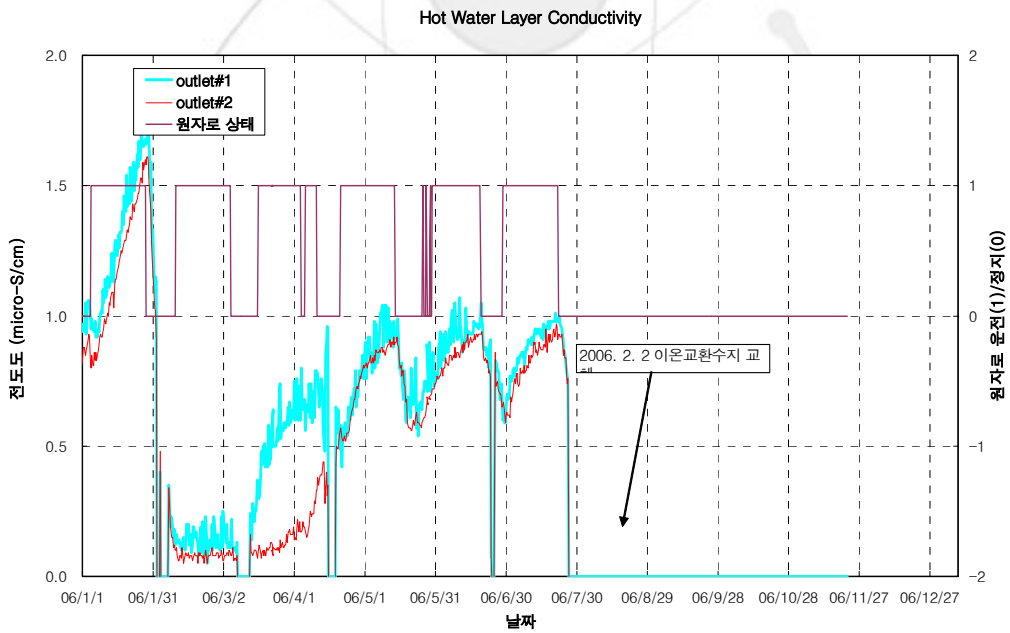


그림 4 수조 고온층 정화용 이온교환기 전도도 변화 (2006년)

도 1

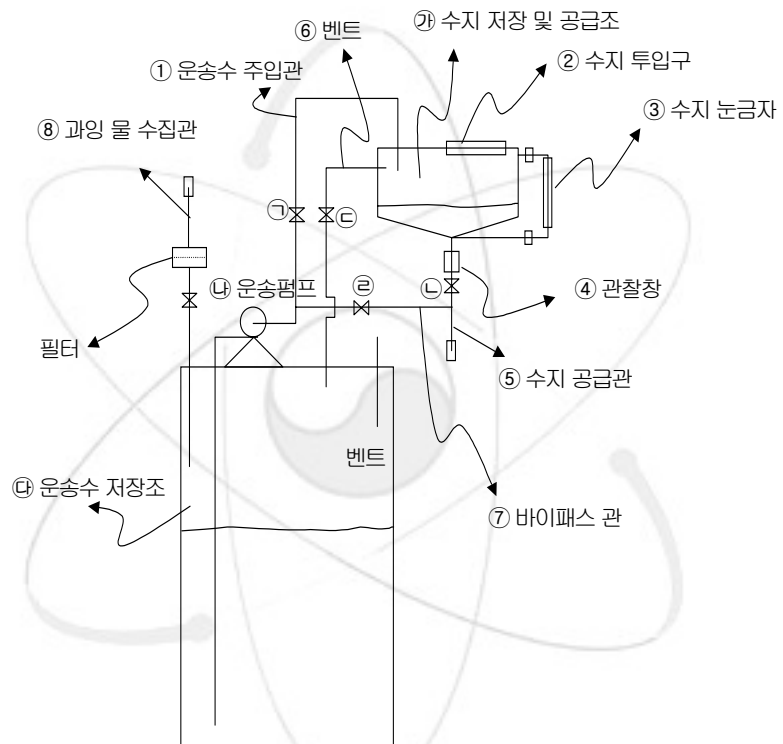


그림 5 이온교환수지 충전기

- 1차 냉각수 정화용 이온교환기 및 사용후 핵연료 저장수조 정화용 이온교환기

1차 냉각수 정화용 이온교환기와 사용후 핵연료 저장수조 정화용 이온교환기는 동일한 사양의 이온교환기로 같은 조건에서 운전되고 있다. 이들 이온교환기는 다른 이온교환기와 달리 “카트리지” 형태로 그 사양은 다음과 같다. 또한 그 구조를 그림 6에 나타내었다.

- 이온교환기 높이 : 1,124 mm
- 이온교환기 직경 : 536 mm
- 유량 : 7.05 L/s
- 유속 : 112 m/hr
- 이온교환수지 종류 : Amberlite IRN 150
- 이온교환수지 충전 부피: 170 L

설계 및 운전 사양상의 문제점으로는 수조 고온층 이온교환기와 마찬가지로 유량이 일반 이온교환기에 비하여 높게 운전되고 있는 것으로 판단되어, 유량을 가급적 낮추어 운전할 것을 권고하였다. 또한 설계도 및 실제 장치를 살펴본 결과, 카트리지의 O-링 부분에서 누수가 일어날 가능성이 매우 큰 것으로 나타났다.

일반적으로 O-링의 경우 힘이 가하여져 변형이 일어남으로써 밀봉(sealing)이 이루어지는데 카트리지에 설치된 O-링은 이러한 작용에 필요한 충분한 힘이 가해지지 않을 것으로 판단되었다. 일반 이온교환기에 있어서도 카트리지 형태를 사용하지 않는 이유는 카트리지와 본체 사이의 밀봉이 힘들기 때문이다. 이온교환기 카트리지의 O-링 부분을 그림 7에 나타내었다. 누수 가능성을 뒤받침 하는 사실은 다음 이온교환기 운전 결과에서도 잘 나타난다.

그림 8에서 보는바와 같이 1차 냉각수 정화용 이온교환기에 유입되는 냉각수의 전기전도도 변화와 비슷한 양상이 이온교환기 출구에서 배출되는 정화수에서도 똑같이 나타나고 있다. 즉, 입구 측의 전기전도도가 높으면 출구 측의 전기전도도도 높게 나타나며, 입구 측의 전기전도도가 낮으면 출구 측의 전기전도도도 낮게 나타난다. 사용후 핵연료 저장수조 정화용 이온교환기에서도 그림 9와 같이 비슷한 경향을 나타내었다. 이러한 현상은 정상적인 이온교환기에서는 관찰되지 않는다. 이온교환기가 제 성능을 발휘하고 있다면, 입구 측의 전기전도도에 무관하게 출구 측의

전기전도도는 일정하게 유지되어야 정상이다.

아울러 운전 절차서상의 수지 교체 방법을 검토하고 직접 현장에서 수지 교체 작업을 관찰한 결과, 앞서와 마찬가지로 이온교환수지 충전 시 이온교환수지 사이에 기포가 포함될 가능성이 매우 높다는 사실을 확인할 수 있었다. 카트리지의 형태의 이온교환기는 충전 시 이온교환수지 사이의 기포를 완전하게 제거하지 않으면 그 후 기포를 제거하기가 매우 어렵다.

이 때문에 이온교환수지 충전 시 기포가 포함되지 않기 위한 절차가 필요하다. 그러나 현재 이와 같은 절차가 수립되어 있지 않으며, 현장 여건상 충전 시 기포를 제거하기도 매우 어렵게 설계, 설치되어 있다.

따라서 앞으로 위에서 언급한 이 두 가지 큰 문제점에 대한 대책과 방법이 시급히 수립되어야 할 것이다. 아울러 벤치, 파일럿 장치에 의한 실험을 병행하여 최적의 정화 효율과 수명을 얻기 위한 노력도 기울여야 할 것이다.

그림 10은 이온교환수지 충전 시 이온교환수지를 최대한 팽윤된 상태로 기포를 최대한 줄이면서 충전한 다음 운전한 결과를 나타내었다. 비록 만족할 정도는 아니지만 과거에 비하여 다소 상태가 나아진 것으로 보인다. 다만, 유입되는 냉각수의 전기전도도 변화와 비슷한 양상이 이온교환기 출구에서 배출되는 정화수에서도 나타나고 있어 이온교환기내의 누수는 개선되지 않은 것으로 판단하였다.

Primary System Conductivity

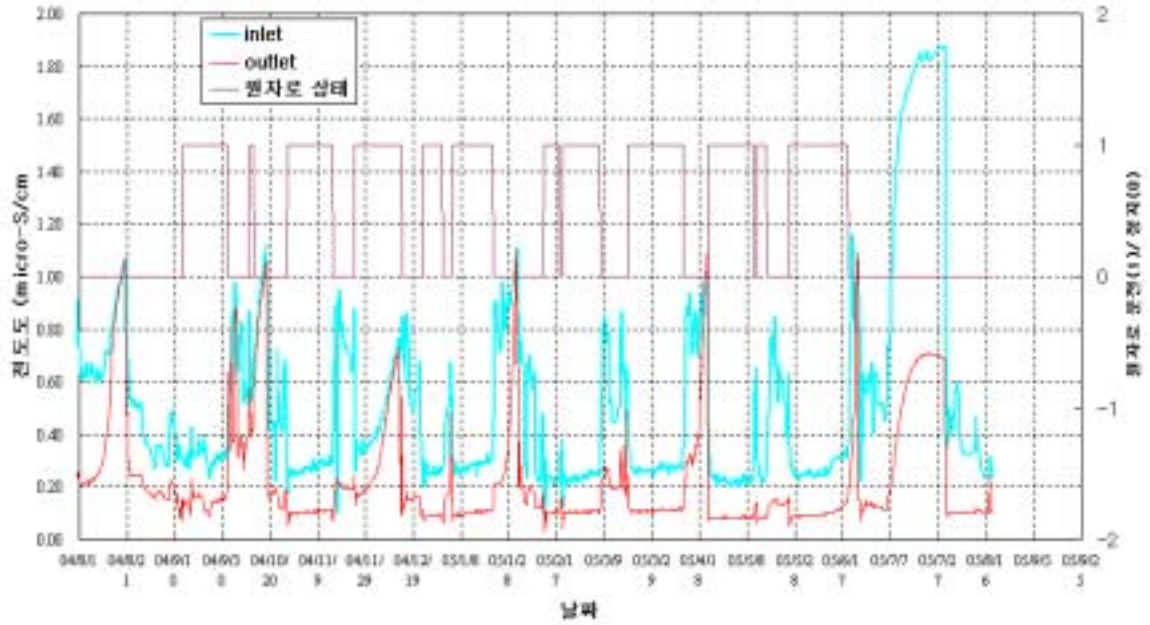


그림 8 1차 냉각수 정화용 이온교환기 전도도 변화(2004년~2005년)

Spent Fuel System Conductivity

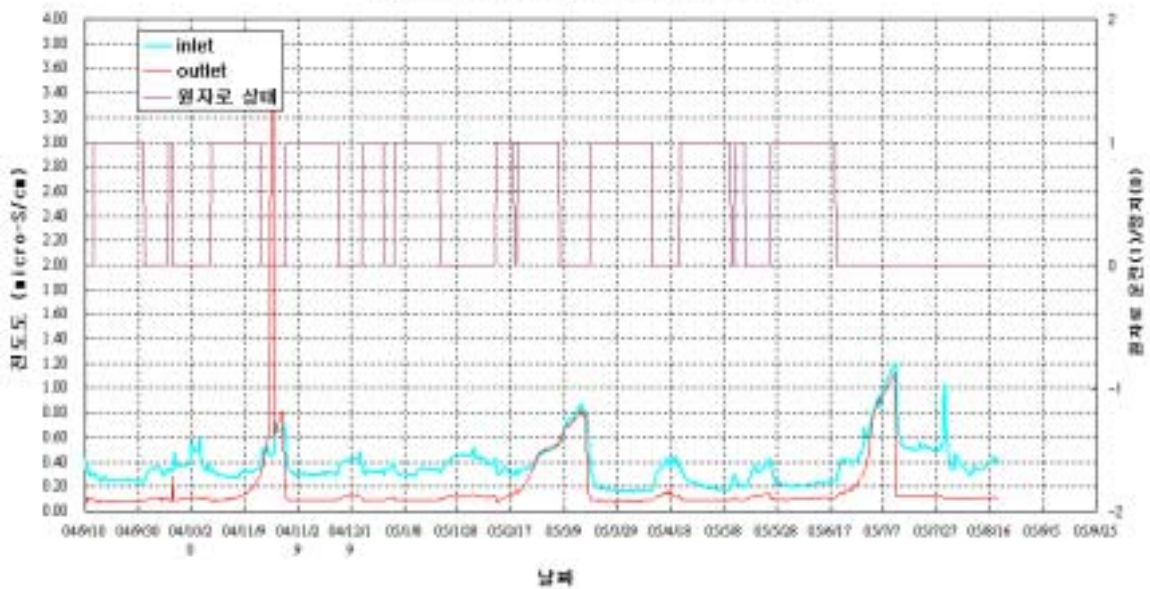


그림 9 사용후 핵연료 저장수조 정화용 이온교환기 전도도 변화(2004년~2005년)

Primary System Conductivity

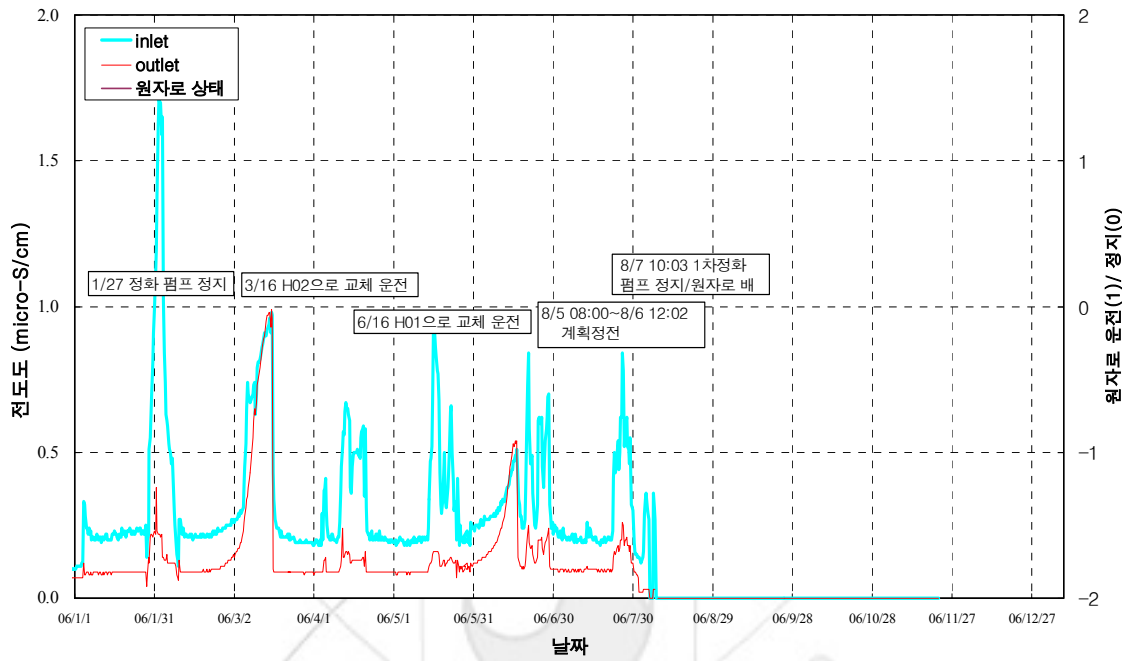


그림 10 1차 냉각수 정화용 이온교환기 전도도 변화 (2006년)

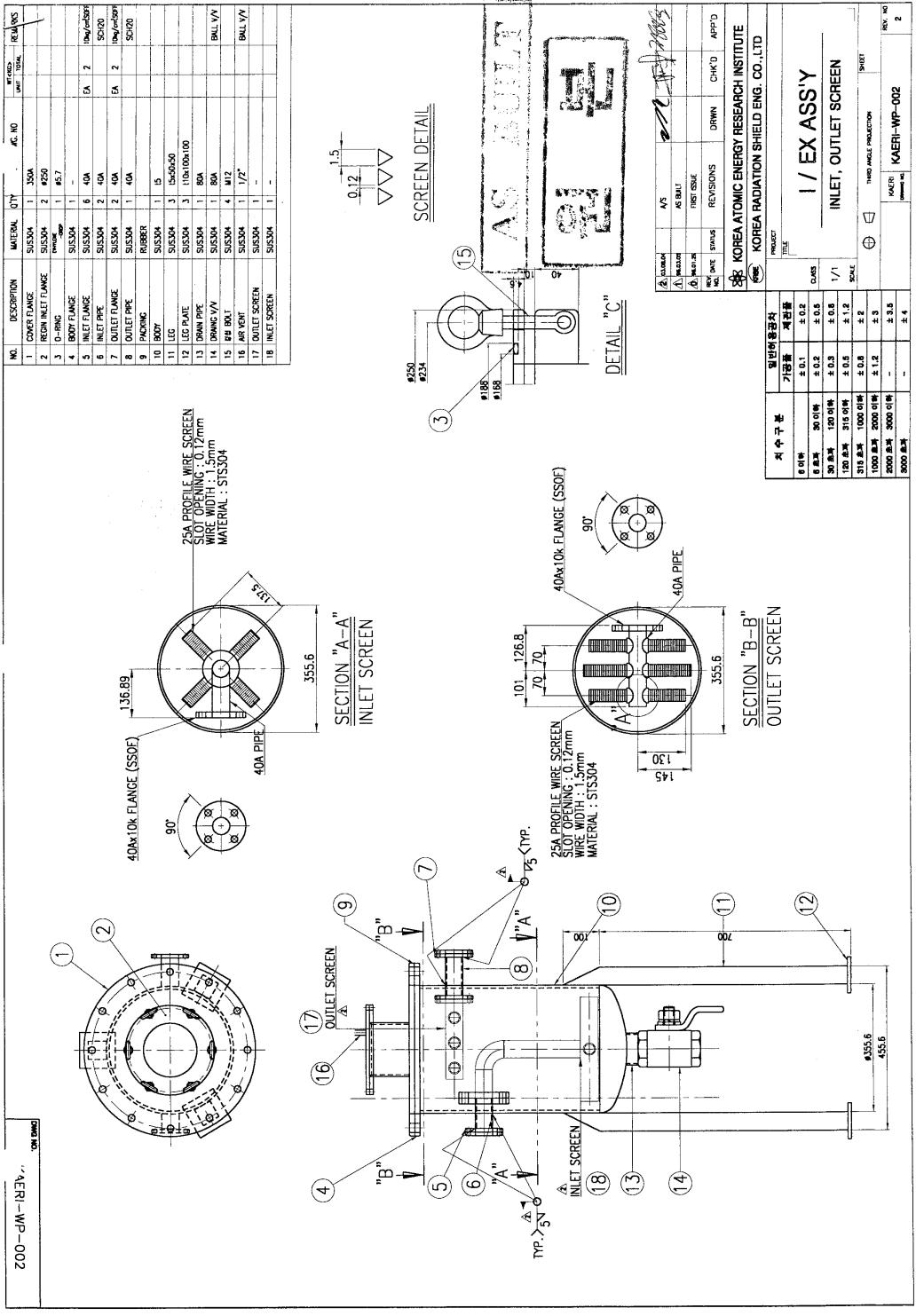
- 순수 정화용 이온교환기

보충수로 사용되는 순수 정화용 이온교환기는 하나로에 설치된 이온교환기 중 유일하게 방사성물질이 포함되지 않은 물을 정화하는 기능을 하고 있다.

그 구조는 그림 11에 나타내었으며 주요 사양은 다음과 같다.

- 이온교환기 높이 : 563 mm
- 이온교환기 직경 : 346 mm
- 유량 : 12 m³/hr
- 유속 : 127 m/hr
- 이온교환수지 종류 : Amberlite IRN 150
- 이온교환수지 충전 부피: 55 L

순수 정화용 이온교환기는 다른 이온교환기와 달리 상향류 방식으로 설계되어 있는데, 이온교환기의 높이는 56.3 cm 이지만, 실제 이온교환을 할 수 있는 이온교환수지층의 높이는 약 40 cm에 불과하며, 운전 유량도 너무 크기 때문에 이온교환수지 제조사에서 권장하는 유속(최고 60 m/s)를 크게 초과한다. 또한 다른 이온교환기와 마찬가지로 이온교환수지 충전 시 기포 제거에 대한 절차가 확립되어 있지 않으며 지금까지 이에 대한 작업이 이루어지지 않았다. 상향류 방식의 이온교환기는 하향류 방식에 비하여 수지 층 내 기포 제거가 비교적 용이하지만, 가급적 충전 때 기포가 함유되지 않는 것이 바람직하다. 이온교환수지 충전 방법은 현장 지도를 통하여 적합한 운전 절차를 수립하였다. 앞으로 이온교환기가 현재 여건에서 최대한 발휘될 수 있는 조건을 찾기 위한 실험과 아울러 차후 장치 보완 등 성능 개선 방향에 대한 노력도 함께 이루어져야 할 것으로 판단된다.



NO.	DESCRIPTION	MATERIAL	QTY	AC. NO.	REMARKS
1	COVER FLANGE	SUS304	1	300A	
2	RESIN INLET FLANGE	SUS304	2	#250	
3	O-RING	BRASS	1	#5.7	
4	BODY FLANGE	SUS304	1		
5	INLET FLANGE	SUS304	6	40A	10kg/2500
6	INLET PIPE	SUS304	2	40A	10kg/2500
7	OUTLET FLANGE	SUS304	2	40A	10kg/2500
8	OUTLET PIPE	SUS304	1	40A	SC100
9	PACKING	RUBBER	1		SC100
10	BODY	SUS304	1	15	
11	LEG	SUS304	3	15-50x50	
12	LEG PLATE	SUS304	3	110x100x10	
13	DRAIN PIPE	SUS304	1	80A	
14	DRAINING V/V	SUS304	1	80A	BALL V/V
15	2# BOLT	SUS304	4	M12	
16	4# BOLT	SUS304	1	1/2"	
17	OUTLET SCREEN	SUS304	1		BALL V/V
18	INLET SCREEN	SUS304	1		

REV.	DATE	BY	CHK'D	DRWN	CHK'D	APP'D
1						

PRODUCT: KAERI-WP-002
 TITLE: I / EX ASS'Y
 INLET, OUTLET SCREEN
 SHEET: 2

구분	범위	단위	허용 오차
외경	±0.1	mm	±0.2
내경	±0.2	mm	±0.5
길이	±0.3	mm	±0.8
중량	±1.2	kg	±2.2
표면 거칠기	±1.2	μm	±2.2
표면 거칠기	±1.2	μm	±2.2
표면 거칠기	±1.2	μm	±2.2
표면 거칠기	±1.2	μm	±2.2
표면 거칠기	±1.2	μm	±2.2
표면 거칠기	±1.2	μm	±2.2

그림 11 순수 정화용 이온교환기의 구조

제 4 절 고체폐기물 처리

하나로 시설에서는 2004년까지 가연성 고체폐기물 233 드럼, 비가연성 고체폐기물 20 드럼 정도가 발생하였으며, 연도별 발생량은 매년 일정하지는 않지만, 가연성의 경우 20드럼 안팎, 비가연성의 경우 3~8 드럼 정도인 것으로 추산할 수 있다. 2005년부터 고체 방사성폐기물 저감화 노력의 일환으로 다음과 같은 방안이 시행되고 있으며, 이에 따라 앞으로는 고체 방사성폐기물의 발생을 크게 줄 것으로 기대하고 있다.

- 무세제 세탁 처리에 의한 작업 가운 및 방호복 등 의류의 재사용
- 방사성 오염 분류에 의한 비방사성 오염 제염지, 장갑, 비닐 등 물질의 재사용.
- 가연성 폐기물에 대한 방사성 오염도 검사 및 분류를 통한 비방사성 오염 물질의 방사성폐기물로의 혼입 방지
- 불필요한 장비, 물품, 기기 등의 원자로 내 반입 억제

고체폐기물의 경우, 드럼 내에 여러 가지 물질이 혼입되고 그 구성비, 종류 등이 일정하지 않기 때문에 그 특성을 정확히 파악하기가 매우 어렵지만, 가연성 폐기물의 경우 주로 작업 가운 및 방호복, 제염지, 장갑, 비닐류 등으로 구성되어 있다. 이들은 현장에서는 수분을 많이 함유한 상태로 고체폐기물 드럼에 불가피하게 혼입되기 때문에 습윤 상태의 고체폐기물을 건조할 수 있는 장치의 필요성이 제기되었다. 본 연구에서는 이러한 습윤 상태의 고체 폐기물을 효과적으로 건조할 수 있는 그림 12와 같은 장치를 개발하였으며, 이 장치에 대한 특허 출원 및 등록을 완료하였다. (실용신안 출원 제06-25590호, 등록 제432283호)

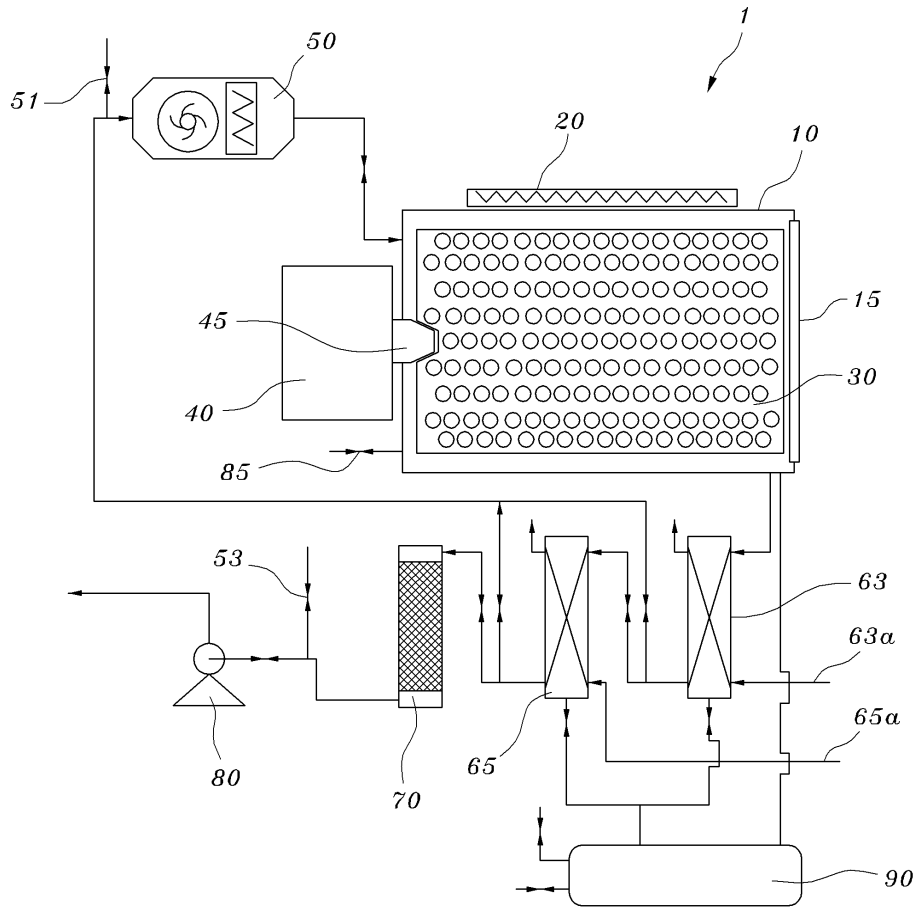
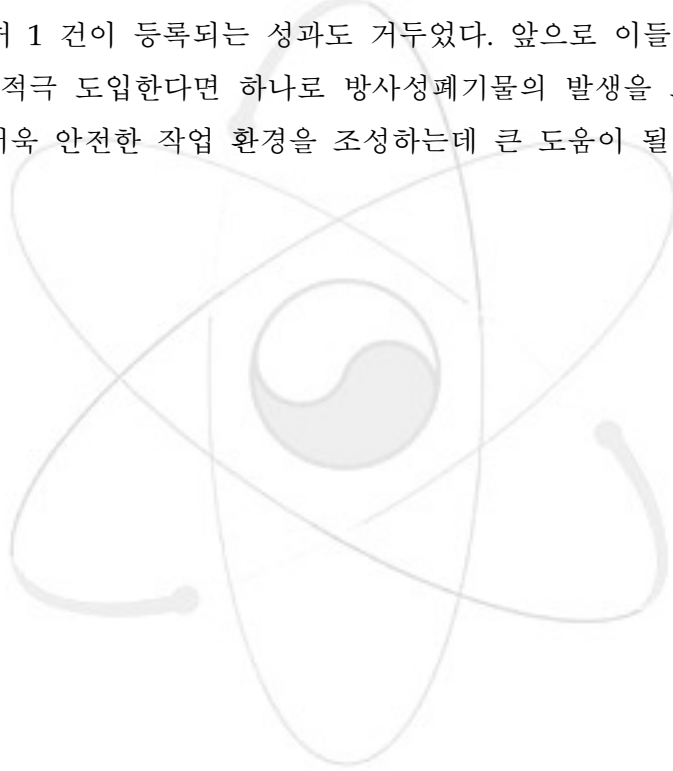


그림 12 고체 방사성 폐기물 건조장치

- 1: 고체 방사성 폐기물 건조장치
- 10 : 본체 15: 고체 방사성 폐기물 투입·투출구
- 20: 본체 가열용 히터
- 30: 내통
- 40: 모터 45: 모터축
- 50: 가열 송풍기 51: 흡입밸브 53: 배기밸브
- 63: 상온 응축기 63a: 상온 냉각수
- 65: 저온 응축기 65a: 저온 냉각수
- 70: 흡착기
- 80: 감압기 85: 감압조절용 밸브
- 90: 회수 저장탱크

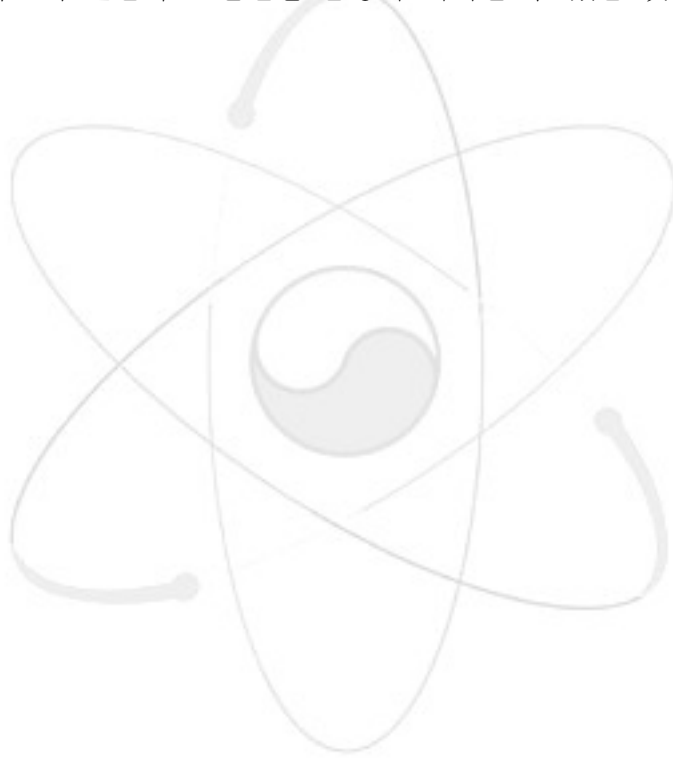
제 4 장 연구개발목표 달성도 및 대외 기여도

본 연구를 통하여 하나로 방사성폐기물 관리 전반에 대하여 문제점을 짚어보고 체계적인 진단과 함께 방사성폐기물을 지금보다 더욱 안전하게 처리할 수 있고 그 발생 부피를 저감시킬 수 있는 방법을 적극 개발함으로써 원래 계획하였던 목표를 성공적으로 달성하였다고 평가할 수 있다. 특히 하나로 운영진과의 긴밀한 협조 하에 본 연구에서 제안한 방법들이 현장에 적용되어 그 실용성이 일부 입증되었으며, 방사성폐수 관련 특허 3건, 폐수지 관련 특허 2건, 고체폐기물 처리 관련 특허 1건을 출원하여 현재 방사성폐수 관련 특허 1건, 폐수지 관련 특허 1 건, 고체폐기물 처리 관련 특허 1 건이 등록되는 성과도 거두었다. 앞으로 이들 개발된 장치 및 기술들을 현장에 적극 도입한다면 하나로 방사성폐기물의 발생을 크게 줄일 수 있을 뿐만 아니라 더욱 안전한 작업 환경을 조성하는데 큰 도움이 될 것이다.



제 5 장 연구개발결과의 활용계획

본 연구 결과는 하나로 운영과 직접 연계되어 하나로 방사성폐기물의 저감 및 처리에 활용될 것이다. 이미 방사성폐수에 대하여는 방사성폐기물 처리시설에서 처리가 곤란한 일정 준위 이상인 방사성폐수의 발생 부피를 줄이기 위하여 준위별 수집과 관리를 권고한 바 있으며 현장에서는 이를 받아들여 적극 시행하고 있다. 또한 방사성폐수 처리 관련 기술, 폐수지 처리 기술, 폐수지 발생량을 줄이기 위한 이온교환기 성능 개선 방안, 고체폐기물 처리 기술들도 가까운 시일 내에 현장에 적용함으로써 하나로의 원활하고 안전한 운영에 기여할 수 있을 것이다.

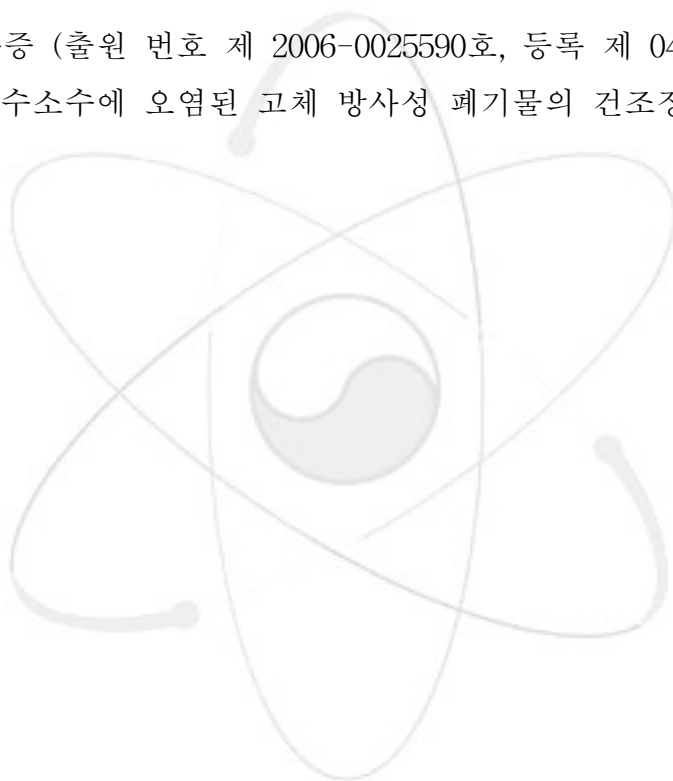


제 6 장 참고문헌

- [1] U.S. Department of Energy, "DOE Hand Book Tritium Handling and Safe Storage," DOE-HDBK-1129-99 (1999)
- [2] 한국원자력연구소, "방사성 폐기물처리시설운영," KAERI/MR-438/2005 (2005)
- [3] 과학기술부, "방사선방호 등에 관한 기중," 과학기술부 고시 제2001-2호 (2001)
- [4] Vasaru G., "Tritium Isotope Separation," CRC Press (1993)
- [5] 한국에너지연구소, "중수중의 삼중수소 분리연구," KAERI/AR/170/83 (1983)
- [6] 한국에너지연구소, "중수 국산화 및 삼중수소제거기술개발," KAERI/RR/469/85 (1985)
- [7] 한국에너지연구소, "삼중수소제거기술개발," KAERI/RR/545/86 (1986)
- [8] 한국원자력연구소, "삼중수소제거기술개발," KAERI/RR/1264/93 (1993)
- [9] 한국원자력연구소, "삼중수소제거기술개발," KAERI/RR/1435/94 (1994)
- [10] 한국원자력연구소, "액상 촉매교환공정을 이용한 삼중수소 제거," KAERI/TR/1852/2001 (2001)
- [11] 한국에너지연구소, "KMRR 중수관리 및 수처리방안 연구," KAERI/RR-642/87 (1987)
- [12] 한국전력공사기술연구원, "월성 원자력1호기 삼중수소 제거방안 연구," KRC-87N-J04 (1989)
- [13] 전력연구원, "삼중수소 분리용 고분자 촉매 및 교환공정 개발," KEPRI-93N-J02 (1995)
- [14] 한국원자력연구소, "트리튬 배기체 및 삼중수소수 처리기술 개발," 보고서 작성중 (2007)

부록

- 특허증 (출원 번호 제 2005-0115464호, 등록 제 10-0659154호)
“폭기에 의한 극 저준위 방사성 폐수의 기체화 처리 방법 및 장치”
- 실용신안 등록증 (출원 번호 제 2005-0033779호, 등록 제 0408259호)
“삼중 구조의 폐 이온교환수지 수집, 탈수 및 보관용기”
- 실용신안 등록증 (출원 번호 제 2006-0025590호, 등록 제 0432283호)
“삼중수소수에 오염된 고체 방사성 폐기물의 건조장치”





특 허 증

CERTIFICATE OF PATENT

특 허 제 10-0659154 호	출원번호	제 2005-0115454 호
(PATENT NUMBER)	출원일	2005년 11월 30일
	등록일	2006년 12월 12일
	(REGISTRATION DATE)	(KIPRO)

발명의명칭 (TITLE OF THE INVENTION)
 폭기에 의한 극 저준위 방사성 폐수의 기체화 처리 방법 장치

특허권자 (PATENTEE)
 한국원자력연구소(150122-0*****)
 대전 유성구 먹진동 150번지

발명자 (INVENTOR)
 등록사항만에 기재

위의 발명은 「특허법」에 의하여 특허등록원부에 등록
 되었음을 증명합니다.
 [THIS IS TO CERTIFY THAT THE PATENT IS REGISTERED ON THE REGISTER OF THE KOREAN
 INTELLECTUAL PROPERTY OFFICE.]

2006년 12월 12일



특 허 청
 COMMISSIONER, THE KOREAN INTELLECTUAL PROPERTY OFFICE





실용신안등록증

CERTIFICATE OF UTILITY MODEL REGISTRATION

등록 제 0408259 호 (REGISTRATION NUMBER)	출원번호 (APPLICATION NUMBER)	제 2006-0333779 호
	출원일 (FILING DATE)	2006년 11월 30일
	등록일 (REGISTRATION DATE)	2006년 03월 01일

고안의 명칭 (TITLE OF THE DEVICE)
삼중 구조의 폐 이온교환수지 수집, 탈수 및 보관용기

실용신안권자 (OWNER OF THE UTILITY MODEL RIGHT)
한국원자력연구소(160122-0*****)
대전 유성구 덕진동 150번지

고안자 (DEVISOR)
등록사항관에 기재

위의 고안은 「실용신안법」에 의하여 실용신안등록원부에
등록되었음을 증명합니다.
(THIS IS TO CERTIFY THAT THE DEVICE IS REGISTERED ON THE REGISTER OF THE KOREAN
INTELLECTUAL PROPERTY OFFICE.)

2006년 03월 01일



특 허 청
COMMISSIONER, THE KOREAN INTELLECTUAL PROPERTY OFFICE





실용신안등록증

CERTIFICATE OF UTILITY MODEL REGISTRATION

등록 제 20-0432283 호	출원번호	제 2006-002550 호
(REGISTRATION NUMBER)	(APPLICATION NUMBER)	
	출원일	2006년 09월 22일
	(FILING DATE)	
	등록일	2006년 11월 23일
	(REGISTRATION DATE)	

고안의 명칭 (TITLE OF THE DEVICE)
성공 수소수에 오염된 고체 방사성 폐기물의 건조장치

실용신안권자 (OWNER OF THE UTILITY MODEL RIGHT)
한국원자력연구소 (160122-0*****)
대전 유성구 덕진동 150번지

고안자 (DESIGNER)
등록사항관에 기재

위의 고안은 「실용신안법」에 따라 실용신안등록원부에
등록되었음을 증명합니다.

(THIS IS TO CERTIFY THAT THE DEVICE IS REGISTERED ON THE REGISTER OF THE KOREAN
INTELLECTUAL PROPERTY OFFICE.)

2006년 11월 23일



특 허 청

COMMISSIONER, THE KOREAN INTELLECTUAL PROPERTY OFFICE



서 지 정 보 양 식

서 지 정 보 양 식							
수행기관보고서번호		위탁기관보고서번호		표준보고서번호		INIS 주제코드	
KAERI/RR-2733/2006							
제목 / 부제		하나로 방사성폐기물 처리 및 저감 연구					
연구책임자 및 부서명		임성팔 (핵화공연구부)					
연구자 및 부서명		정홍석, 김광락, 안병길, 이민수 (핵화공연구부) 최희주 (방사성폐기물처분연구부) 이호진 (원자력재료기술개발부)					
출판지	대전	발행기관	한국원자력연구소	발행년	2007		
페이지	32p.	도표	있음(○), 없음()	크기	Cm.		
참고사항							
공개여부	공개(○), 비공개()		보고서종류		연구보고서		
비밀여부	대외비 (), __ 급비밀						
연구위탁기관				계약번호			
초록 (15-20줄내외)		<p>하나로 방사성폐기물 관리 전반에 대하여 문제점을 짚어보고 체계적인 진단과 함께 점차 규제가 강화되고 있는 방사성폐기물의 관리기준을 만족시키는 물론 하나로의 안전 운영에 도움을 줄 수 있는 방사성폐기물의 처리 및 저감 방안을 적극 강구하였다.</p> <p>방사성폐수에 대하여는 방사성폐기물 처리시설에서 처리가 곤란한 일정 준위 이상인 방사성폐수의 발생 부피를 줄이기 위하여 준위별 수집과 관리를 현장에 권고한 바 있으며 현장에서는 이를 받아들여 적극 시행하고 있다. 또한 본 연구에서 개발된 방사성폐수 처리 관련 기술, 폐수지 처리 기술, 폐수지 발생량을 줄이기 위한 이온교환기 성능 개선 방안, 고체폐기물 처리 기술들도 가까운 시일 내에 현장에 적용함으로써 하나로의 원활하고 안전한 운영에 크게 기여할 수 있을 것이다.</p>					
주제명키워드 (10단어내외)		하나로, 방사성폐기물, 트리튬, 삼중수소, 삼중수소수 방사성폐수, 폐이온교환수지, 방사성 고체 폐기물					

BIBLIOGRAPHIC INFORMATION SHEET

Performing Org. Report No.		Sponsoring Org. Report No.		Standard Report No.		INIS Subject Code	
KAERI/RR-2733/2006							
Title / Subtitle		Reduction and Treatment of Radioactive Waste at HANARO					
Project Manager and Department		Sung Paal YIm (Nuclear Chemical Engineering Division)					
Researcher and Department		Hongsuk CHUNG, Kwang-Rak KIM, Byung Gil AN, Min Soo LEE (Nuclear Chemical Engineering Division) Heui-Joo CHOI (Radwaste Disposal Research Division) Ho Jin LEE((Nuclear Material Development Div.)					
Publication Place	Daejon	Publisher	Korea Atomic Energy Research Institute		Publication Date	2007	
Page	32p.	Ill. & Tab.	Yes(○), No ()		Size	Cm.	
Note							
Open	Open(○), Closed()		Report Type		Research Report		
Classified	Restricted(), ___Class Document						
Sponsoring Org.				Contract No.			
Abstract (15-20 Lines)		<p>At present the radioactive wastes, either in solid or liquid state, generated from HANARO are transferred to and treated or stored in Radioactive Waste Treatment Facility(RWTF). However the RWTF does not have proper technology to treat radioactive waste contaminated with tritium from HANARO. Neither does RWTF have enough space to store it. Accordingly it is imperative to have proper means to reduce the amount of radioactive waste generated from HANARO and to treat them more safely. This study was performed to develop the methods to reduce, safely handle and treat the radioactive wastewater, spent ion exchange resins and solid radioactive waste contaminated with tritium generated from HANARO. Results of this study could be applied to the operation of the HANARO. And some of them have already been adopted and used in the filed of HANARO.</p>					
Subject Keywords (About 10 words)		<p>HANARO, Radioactive Waste, Tritium, Tritiated Water Radioactive Wastewater, Spent Resin, Radioactive Solid Waste</p>					