KINS/HR-470

1차년도 최종보고서

방사성폐기물 규제기술개발

방사성폐기물 처분을 위한 핵종 재고량 평가방법에 관한 연구(I)

Research on the Assessment Technology of the Radionuclide Inventory for the Radioactive Waste Disposal(I)

2002. 3.

연구기관 : 한국과학기술원 원자력 · 양자공학과

한국원자력안전기술원

제 출 문

한국원자력안전기술원장 귀하

본 보고서를 "방사성폐기물 처분을 위한 핵종 재고량 평가방법에 관한 연구(I)"과제의 최종보고서로 제출합니다.

2002년 3월 31일

연구기관명 : 한 국 과 학 기 술 원

연구책임자 : 이 건 재 (한국과학기술원 원자력 및 양자공학과 교수)

연 구 원 : 홍 대 석 (한국과학기술원 원자력 및 양자공학과 박사과정)
황 기 하 (한국과학기술원 원자력 및 양자공학과 박사과정)
신 재 전 (한국과학기술원 원자력 및 양자공학과 석사)
육 대 식 (한국과학기술원 원자력 및 양자공학과 석사)

요 약 문

Ⅰ. 제목

방사성폐기물 처분을 위한 핵종 재고량 평가방법에 관한 연구(I)

Ⅱ. 연구개발의 목적 및 필요성

1) 연구 개발의 목적

방사성폐기물 처분장의 핵종 재고량 평가 방법에 대한 요건 및 이행지침의 개발

-연구 개발의 1단계 목표

핵종 재고량 평가 방법 현황 분석 및 요건방향 설정

2) 필요성

- 2008년 중·저준위 방사성폐기물 처분장 건설 예정
- 중·저준위 방사성 폐기물 처분 시설의 운영과 관리에 관한 연구의 필요성
- 폐기물 분류기준 및 인도기준의 준수
- 처분대상 폐기물의 핵종별 농도, 총방사능량에 대한 정확한 이력의 명시의 필요성
- 처분 대상 방사성폐기물 드럼내 핵종 재고량의 평가 방법에 대한 이해의 필요
- 방사성폐기물 드럼의 핵종 재고량의 평가를 위한 체계 및 지침 설정의 필요성

Ⅲ. 연구개발의 내용 및 범위

가. 처분 대상 중·저준위 방사성폐기물의 특성 및 발생 현황

- 폐기물별 관리 현황
- 중·저준위 고체 방사성폐기물의 특성
- 중·저준위 고체 방사성폐기물의 관리 현황

나. 국외 중·저준위 처분장의 운영현황 및 특성 파악
- 처분장 운영 현황
- 국외 처분 대상 폐기물 분류 기준 및 분석 대상 핵종

다. 핵종 재고량 평가 방법 분석 및 요건방향 설정
- 핵종 재고량 결정 방법
- 고리 원전 핵종분석 시스템 분석
- 평가 기술 관련 요건 방향 설정

Ⅳ. 연구개발 결과

a) 처분 대상 중·저준위 방사성폐기물 특성 및 발생 현황 부분에서 폐기물별 처리 현황과 중·저준위 고체 방사성폐기물의 특성, 그리고 중·저준위 고체 방사성폐기물의 관리 현황을 살펴보았다. 이 부분에서 중·저준위 방사성 폐기물의 처분 측면의 연구시에는 발생량 측면에서 잡고체, 농축폐액, 폐수지, 폐필터의 순으로, 방사능량 측면에서는 폐필터, 폐수지, 농축폐액, 잡고체의 순으로 그 비중을 두어 연구가 이루어져야 하며, 분석 대상 발전소로는 그 전체 폐기물 발생량이 많은 고리 1발, 고리 2발, 영광 1발, 울진 1발의 순서로 그 비중을 두어야 하며, 노형이 다른 점을 고려하여 월성 원전 특히 1발에 비중을 둔 연구가 필요하다고 판단된다.

b) 국외 중·저준위 처분장의 운영현황 및 특성 파악에서는 국외의 처분장 운영 현황과 국외 처분 대상 폐기물 분류 기준 및 분석 대상 핵종에 대하여 살펴보았다. 또한, 국가별 평가 대상 핵종의 분석을 통해 일반적으로 규제 측면에서 공통의 관심이 되는 핵종이 있음을 알 수 있었다. 이에는 H-3, C-14, Ni-59, Ni-63, Co-60, Sr-90, Nb-94, Tc-99, I-129, Cs-137, Total Alpha가 있으며, 향후 국내의 규제 측면의 평가 대상 핵종 선정시 중점적으로 논의되어야 할 핵종들로 판단된다.

c) 마지막으로 핵종 재고량 평가기술 및 요건방향 설정에서는 핵종 재고량 결정 방법과 고리 원전 핵종분석 시스템을 살펴본 후, 향후의 평가 기술 관련 요건 방향을 설정하는 작업을 하였다. 여기서는 국가별 평가 대상 핵종과 척도인자를 활용한 평가

대상 핵종을 국내의 핵종분석시스템과 비교하여 살펴보았을 때 국내의 기존 및 신규 핵종 분석 시스템에 이를 반영할 필요가 있음을 알 수 있다. 또한 경우에 따라서는 고리의 핵종 분석 시스템의 경우는 분석대상 핵종 및 척도인자에 대한 업그레이드가 필요하다고 판단된다.

V. 연구 개발 결과 활용방안

국내 중·저준위 처분장을 위한 핵종 재고량 평가 방법의 요건과 지침 개발은 궁극적으로 국내 고유의 핵종 재고량 평가 체계의 구축에 이바지할 것이며, 핵종분석시스템의 설정시 규제 요건과의 일관성은 처분장 설계, 건설 및 운영과정에서 중요한 역할을 할 것으로 기대된다. 이를 통한 핵종 재고량 평가의 정확성은 처분장 안전성 평가에 있어 정확한 선원항을 제공하게 되고 이는 처분장의 설계에도 반영됨으로써 건실한 폐기물 처분시설의 건설과 운영의 기반을 구축하는데 이바지 할 것으로 기대된다.

SUMMARY

Ⅰ. TITLE

Research on the Assessment Methods of the Radionuclides Inventory for the Radioactive Waste Disposal (I)

Ⅱ. PURPOSE AND NECESSITY OF THE STUDY

1) Objectives

Development of requirement and fulfillment guide for the assessment methods of the radionuclides inventory in radioactive waste disposal facility

- Analysis of state of art on the assessment methods of the radionuclides inventory and establishment the direction of requirement

2) Necessity

- Construction of a low and intermediate level radioactive waste disposal facility is planned in 2008.
- Necessity of study on the operation and management in a low and intermediate level radioactive waste disposal facility
- Compliance of waste classification criteria and acceptance requirement
- Necessity of explicit statement of radionuclide concentrations and total activity of radioactive waste
- Necessity of understanding of the assessment methods for radionuclides

inventory in radioactive waste

- Necessity of establishment of the system and guideline for assessing the radionuclides inventory in radioactive waste drum

Ⅲ. CONTENTS AND SCOPE OF THE STUDY

a. Characteristics and states of management of low and intermediate level radioactive waste in site

- State of management for each type of wastes
- Characteristics of low and intermediate level solid radioactive waste
- State of management of low and intermediate level solid radioactive waste

b. Survey of state of management and characteristics of low and intermediate level radioactive waste disposal facility in foreign countries

- State of management of disposal facilities
- Classification criteria and target radionuclides for assessment in foreign disposal facilities

c. Survey of the assessment methods of the radionuclides inventory and establishing the direction of requirement

- Assessment methods of the radionuclides inventory
- Analysis of radionuclides assay system in KORI site
- Establishment the direction of requirement in the assessment methods

Ⅳ. RESULTS

a) Based on the analysis of characteristics and state of management of low and intermediate level radioactive waste in site, management method of each waste type (gas, liquid, solid waste) is analyzed. And the characteristics of low and intermediate level solid radioactive waste are examined. In the view of the disposal, it is important to know the characteristic of waste such as the amount of generation, radioactivity and reactor type.

b) Base on the literature survey of management and characteristics of low and intermediate level radioactive waste disposal facility in foreign countries, the classification criteria and the target radionuclides for assessment in foreign disposal facilities are compared and analyzed. In the respect of regulation, there are common interest radionuclides such as H-3, C-14, Ni-59, Ni-63, Co-60, Sr-90, Nb-94, Tc-99, I-129, Cs-137 and Total Alpha. All these radionuclides are important to the selection of radionuclides in the regulation.

c) The survey of the assessment methods of the radionuclides inventory carried out and the direction of requirement was established. Based on the Analysis of radionuclides assay system in KORI site, we know that it is necessary to reflect and update the assessing target radionuclides and scaling factors for the Korean existing and new radionuclides assay system.

V. APPLICATION

By the development of requirement and fulfillment guide for the assessment methods of the radionuclides inventory in low and intermediate level radioactive waste disposal facility, it can contribute to the establishment of the radionuclides assay system applicable to Korea. And it plays an important role to the consistent of regulation criteria in design, construction and operation of disposal facility.

Also, it helps to increase the accuracy of radionuclides for the inventory assessment. And, it can contribute greatly to the design, construction and operation of the disposal facility.

목 차

제 출 문 i
요 약 문 ii
SUMMARY v
목 차 viii
표 목 차 xii
그 림 목 차 xiv

제 1 장 서 론 1
제 1 절 연구개발의 목적 및 필요성 1
제 2 절 연구개발 목표 및 내용 2
1. 연구개발의 최종목표 및 내용 2
2. 연구 추진전략 및 방법 2

제 2 장 처분 대상 중·저준위 방사성폐기물 특성 및 발생 현황 4
제 1 절 개 요 4
제 2 절 폐기물별 관리 현황 4
1. 발전소 기체 방사성폐기물 관리 4
1.1 발생원 4
1.2. 처리방법 5
1.3. 배출관리 5
2. 발전소 액체 방사성폐기물 관리 7
2.1. 발생원 7
2.2. 처리방법 7
2.3. 배출관리 8
3. 발전소 중·저준위 고체 방사성폐기물 관리 8
3.1. 종류 9
3.2. 처리방법 9
3.3. 저장관리 및 연간 발생량 10
4. 방사성동위원소(RI) 폐기물 관리 10
4.1. 발생 및 특성 10
4.2. 관리체계 11
4.3. 관리 현황 13

제 3 절 중·저준위 고체 방사성폐기물의 특성 15
1. 잡고체 15
1.1. 레이온 15
1.2. 면 16
1.3. 천연고무 16
1.4. 폴리에스테르 16
1.5. 플라스틱류 (ABS, PE(Polyethylene), PVC(Polyvinyl chloride)) 16
2. 폐수지 19
3. 농축폐액 23
4. 폐필터 26
제 4 절 중·저준위 고체 방사성폐기물의 관리 현황 27
1. 원전 부지별 폐기물 관리 27
2. 폐기물별 발생량 분석 29
2.1. 방사능적 특성 30
2.2. 폐기물 발생량 측면의 특성 31
2.3. 잡고체의 발생 현황 32
2.4. 농축폐액의 발생 현황 33
2.5. 폐수지 발생 현황 34
2.6. 폐필터의 발생 현황 35
3. 논의 36

제 3 장 국외 중·저준위 처분장의 운영현황 및 특성 파악 37
제 1 절 개 요 37
제 2 절 처분장 운영 현황 37
1. 처분장의 필요성과 개념 37
2. 국내의 폐기물 처분장 추진 현황 38
2.1. 원자력법령과 방사성폐기물 관리사업 38
2.2. 방사성폐기물 사업 추진 현황 39
2.3. 방사성폐기물 관리 대책 40
3. 해외 방사성폐기물 관리 현황 42
3.1. 미국 42
3.2. 프랑스 43
3.3. 스웨덴 44
3.4. 핀란드 44

3.5. 일본 45
3.6. 영국 45
3.7. 독일 46
3.8. 스페인 46
4. 처분장 운영시 규제 측면의 주요 고려 사항 49
4.1. 규제 측면의 일반 요건 49
4.2. 인·허가 및 검사 50
4.3. 일반원칙 51
4.4. 폐기물의 인수 51
제 3 절 국외 처분 대상 폐기물 분류 기준 및 분석 대상 핵종 54
1. 처분대상 폐기물 분류 현황 54
1.1. 미국 54
1.2. 프랑스 56
1.3. 국제원자력위원회 (IAEA) 59
2. 평가 대상 핵종 및 척도인자 활용 분석 62
2.1. 일본 65
2.2. 스웨덴 69
3. 논의 72

제 4 장 핵종 재고량 평가 기술 및 요건방향 설정 73
제 1 절 개 요 73
제 2 절 핵종 재고량 결정 방법 73
1. 직접적인 계측 방법 73
2. 반실험적(Semi-empirical) 간접 방법 73
3. 해석적 방법 77
4. 선택 기준 77
5. 적용 기준 78
6. 실질적인 방사능 결정 79
제 3 절 고리 원전 핵종분석 시스템 분석 81
1. 핵종분석 시스템 구성 및 원리 81
1.1. 폐기물 드럼의 방사능 측정방법 81
1.2. 핵종분석 시스템 통합제어 84
1.3. 핵종분석장치 87
2. 척도인자 계산 프로그램 89

2.1. 척도인자의 개념 89
2.2. 척도인자의 장·단점 90
2.3. 척도인자 적용 핵종 90
2.4 국내의 척도인자 적용 방안 93
3. 표면선량률을 이용한 드럼내 방사능량 계산프로그램 97
4. 핵종 분석 대상 98
4.1. 분석대상 폐기물 98
4.2. 핵종분석 대상 핵종 99
4.3. 척도인자 99
5. 논의 101
제 4 절 평가 기술 관련 요건 방향 설정 101

참 고 문 헌 104

표 목차

표 2-1 . 개봉선원의 저장현황(1998.12) 13
표 2-2 . 밀봉선원의 저장현황(1998.12) 14
표 2-3 . 가연성 잡고체의 유형별 종류 및 성분 17
표 2-4 . 가연성 잡고체의 종류별 구성 성분의 비율 (울진 1, 2호기 기준) 18
표 2-5 . 면섬유의 화학 조성 18
표 2-6 . 폐수지의 종류 및 유형 19
표 2-7 . 계통별 이온교환수지의 용량 및 Batch 수 (고리1,2호기의 경우) 20
표 2-8 . Amberlite IRN-77 (Industrial Nuclear Grade Strong Acid Cation Resin) 21
표 2-9 . Amberlite IRN-78 (Industrial Nuclear Grade Strong Base Anion Resin) 22
표 2-10 . Amberlite IRN-217 (Industrial Nuclear Grade Mixed Bed Resin) 22
표 2-11 . Amberlite IRN-150 (Industrial Nuclear Grade Mixed Bed Resin) 23
표 2-12 . 농축전 방사성 폐액의 조성 25
표 2-13 . 농축 후 방사성 폐액의 조성 25
표 2-14 . 원전 부지별 누계발생량 및 포화 예상시기 (2000년말 기준) 27
표 2-15 . 발전소별 고체방사성폐기물 누계 발생량(2000년말 기준) 29
표 3-1 . 각국의 중·저준위 방사성폐기물 처분장 현황(I) 47
표 3-2 . 각국의 중·저준위 방사성폐기물 처분장 현황 (II) 48
표 3-3 . 장반감기 핵종을 가진 폐기물의 농도기준 55
표 3-4 . 단반감기 핵종을 가진 폐기물의 농도기준 56
표 3-5 . 포장물 형태에 따른 분류 등급 58
표 3-6 . 허용방사능 동위원소의 반감기 (T) 분류 59
표 3-7 . 고체폐기물의 최대허용농도(MPC)에 따른 분류 59
표 3-8 . 처분에 따른 폐기물분류와 일반특성 60
표 3-9 . 수송관점에 의한 저비방사능(LSA)물질의 분류 61
표 3-10 . 국가별 방사성폐기물내 평가 대상 핵종 63
표 3-11 . 국가별 핵종 평가시 척도인자 적용 사례 64
표 3-12 . 단계별 폐기물 처분 현황 66
표 2-13 . 핵종 결정 방법별 적용 대상 핵종 66
표 4-1 . "key nuclides"을 이용한 반실험적 방사능 결정 방법 75
표 4-2 . 방사능 결정 방법 및 적용 요건 78
표 4-3 . "key nuclide"에 상관성을 지니는 핵종 79
표 4-4 . 분석 대상 폐기물과 발생원 99

표 4-5 . 고리원전의 핵종별 분석 대상 핵종 99
표 4-6 . 척도인자로 사용되는 key 핵종과 분석 대상 핵종 100

그림 목차

그림 2-1 . 기체방사성폐기물 처리계통 6
그림 2-2 . RI 폐기물 관리체계 12
그림 2-3 . 폐수지용 차폐 용기의 개략도 26
그림 2-4 . 발전소 부지별 중·저준위 방사성 폐기물 발생 현황 및 예상 포화년수 . 28
그림 2-5 . 폐기물 종류별 총방사능량 (2000년말 기준) 30
그림 2-6 . 폐기물 종류별 총드럼수 (2000년말 기준) 31
그림 2-7 . 잡고체의 발전소 부지별 발생비율 (2000년말 기준 드럼수) 32
그림 2-8 . 농축폐액의 발전소 부지별 발생비율 (2000년말 기준 드럼수) 33
그림 2-9 . 폐수지의 발전소 부지별 발생비율 (2000년말 기준 드럼수) 34
그림 2-10 . 폐필터의 발전소 부지별 발생비율 (2000년말 기준 드럼수) 35
그림 4-1 . Pu-239와 Am-241의 선형 회구 분석을 통한 상관 그래프 76
그림 4-2 . 고순도 Ge 검출기로 측정시 폐기물 드럼의 기하학적 형태 82
그림 4-3 . 핵종분석 제어시스템 구성도 85

제 1 장 서 론

제 1 절 연구개발의 목적 및 필요성

국내에서 운영중인 16개의 원자력 발전소에서 발생하는 중·저준위 방사성 폐기물은 궁극적으로 처분을 하게 되며, 현재로서는 지중매질을 이용한 지중처분이 가장 안전한 방법으로 알려져 있다. 국내 원자력 발전의 사업자인 한국수력원자력(주)은 이러한 노력의 일환으로 중·저준위 방사성폐기물 처분장의 선정과 운영을 위해서 노력하고 있으며, 2008년까지 중·저준위 방사성폐기물 처분시설을 건설하는 것을 목표로 하고 있다.

이러한 중·저준위 방사성 폐기물 처분시설의 건설계획과 더불어 시설의 운영, 관리를 위한 연구가 필요하며 처분장에 처분되는 방사성폐기물 드럼의 핵종 재고량(inventory)의 평가를 위한 시스템의 구성과 이와 관련된 규제지침의 설정은 반드시 필요한 분야이다. 원자력 발전소에서 발생한 방사성폐기물이 처분장으로 이송될 때 요구되는 방사성폐기물의 분류기준 및 폐기물 인도기준에는 처분대상 폐기물의 핵종 농도에 대한 정확한 이력을 명시하도록 되어있으며, 평가 대상 핵종들의 재고량은 처분안전성 연구에 있어 선원항으로 사용되는만큼 반드시 필요하다. 따라서, 처분대상 폐기물의 정확한 핵종 재고량 평가는 처분장의 건설, 운영 및 사후관리 등 모든 영역에 있어 가장 중요한 요소가 된다. 국외에서 이미 운영 중에 있는 중·저준위 방사성폐기물 처분장은 각기 고유한 핵종분석 시스템과 핵종 재고량 결정 기법인 척도인자를 이용한 핵종 재고량 평가기술을 확보하고 있다. 국내에서는 핵종 재고량 평가를 위하여 96년도에 고리 제2발전소에 핵종분석장치를 설치하여 중·저준위 방사성폐기물에 대한 핵종분석을 실시하고 있다. 고리 제 2발전소에 설치된 핵종분석장치를 위해 국내의 연구진과 기술을 이용하여 핵종분석장치와 척도인자 프로그램을 작성하였으며, 성능개선을 위한 작업들이 진행 중에 있다. 그러나 국내 방사성폐기물 처분장에서 사용하기 위한 핵종 재고량 평가 시스템에 대한 연구가 구체적으로 진행된 것은 아직 없다. 따라서, 국내 방사성폐기물 처분장을 위한 핵종 평가 시스템과 척도인자에 대한

이해와 핵종 재고량 평가를 위한 방법 및 규제안에 대한 검토는 처분 안전성을 확보할 수 있는 매우 중요한 요소이다. 또한, 이를 통한 핵종 재고량에 대한 정확한 평가는 처분장 안전성 평가에 있어 정확한 핵종 선원항의 제공과 처분장의 설계에도 중요하다.

따라서, 본 연구에서는 전체 핵종 재고량 평가 방법 중에서 핵종 분석시스템과 척도인자 결정 기법에 대한 현황조사, 핵종 재고량 평가방법의 검토 및 적용을 통해 최종적으로 평가 대상 핵종 재고량의 평가 방법에 대한 지침을 제공하고자 한다.

제 2 절 연구개발 목표 및 내용

1. 연구개발의 최종목표 및 내용

본 연구는 "방사성폐기물 안전성 검증기법 개발"의 일환으로 이루어진 연구로, "방사성폐기물 처분장의 핵종 재고량 평가 방법에 대한 요건 및 지침의 개발"을 최종목표로 하며, 3차년도 중 1차년도에 다음과 같은 내용들을 중심으로 연구를 수행하였다.

◈ 국내 원전의 처분대상 방사성폐기물의 특성 분석
◈ 국외 중·저준위 처분장의 운영현황 및 특성 파악
◈ 핵종 재고량 평가기술의 현황 분석 및 요건방향 설정

2. 연구 추진전략 및 방법

본 연구는 최종적으로 "처분대상 중·저준위 방사성 폐기물내 평가 대상 핵종 선정기준안 및 대상 핵종 선정, 그리고 폐기물내 평가 대상 핵종 재고량의 평가 방법에 대한 이행 지침 예비안 설정"를 위하여 1차년도에 처분 대상 폐기물 분석과 국외 중·저준위 처분장 현황과 국내 핵종 분석 시스템의 분석 및 재고량 평가 방법인 척

도인자에 대해 살펴본후 향후 요건방향을 선정하고자 한다. 따라서 이러한 당해연도 목표를 위하여 다음과 같은 추진전략으로 연구를 수행하였다.

1. 처분 대상 중·저준위 방사성폐기물 특성 및 발생 현황 분석
2. 해외 중·저준위 처분장 운영 현황 및 특성 파악
3. 국외 처분 대상 폐기물 분류 기준 및 분석 대상 핵종
4. 핵종 재고량 결정 방법 및 분석 대상 폐기물 및 핵종 파악
5. 국내 고리 원전 핵종분석시스템의 분석과 평가 기술 관련 요건방향 설정

제 2 장 처분 대상 중·저준위 방사성폐기물 특성 및 발생 현황

제 1 절 개 요

중·저준위 방사성폐기물 처분장의 처분대상 폐기물인 고체 폐기물에 대하여 살펴보도록 하겠다. 처분 대상이 되는 중·저준위 방사성 고체 폐기물의 대부분은 원자력발전소에서 발생하며, 일부분은 RI 폐기물로써 발생한다. 본 보고서는 원자력발전소 발생분 위주로 다루도록 하겠다. 폐기물중의 일부는 기체 및 액체방사성폐기물 계통으로부터 발생되므로, 이 부분에 대해 먼저 취급한 후 고체 방사성폐기물에 대해 다루도록 하겠다. 또한, RI 폐기물 현황에 대해서도 간략히 살펴보도록 하겠다.[1)]

제 2 절 폐기물별 관리 현황

1. 발전소 기체 방사성폐기물 관리

1.1 발생원

원자력 발전소내의 에너지 생성은 우라늄이 중성자 조사를 받아 핵분열하는 과정에서 발생한다. 핵분열 과정에서 생성되는 핵분열 생성물은 대부분 연료봉 내에 남지만 극히 일부는 원자로냉각재 계통으로 누출되어 원자로와 원자로건물, 보조 건물 내 각종 설비로 이동된다. 또한, 냉각재 자체나 냉각재에 녹아있는 기체가 방사선에 의해 방사성물질로 변하게 되거나, 냉각재계통내 구조물의 부식 생성물들이 방사선 조사로 방사성 물질로 변하기도 된다.

방사성기체는 기체성분의 방사성물질이 냉각재중에 녹아있다가 원자로냉각재 배기, 배수 등의 운전으로 원자로 냉각재계통 밖으로 나오면서 생성된다.

1.2. 처리방법

기체방사성폐기물을 처리하는 방법은 크게 다음의 두 가지로 구분된다. (그림 2-1)

가. 활성탄 여과법

고리 제2발전소, 월성 제1·2발전소, 영광 제1·2발전소 및 울진 제2발전소에서는 고효율의 전단여과기에서 미립자를 제거하고 활성탄이 들어 있는 다단계의 여과탑에 기체폐기물을 통과시킴으로써 방출시간을 지연시켜 반감기가 짧은 방사성물질은 붕괴되도록 하고 요오드는 활성탄에 흡착시켜 걸러 낸후 방출하게 된다. 흡착된 방사성물질은 시간이 흐름에 따라 자연적으로 그 방사능이 줄어든다. 방출시에는 방사능 연속감시기를 거치게 되며 방출되는 공기의 방사능이 안전기준치를 초과하면 자동적으로 방출이 중단되도록 되어 있다.

나. 붕괴탱크 방식 [일정기간 저장방법]

고리 제1발전소 및 울진 제1발전소에서는 기체폐기물 저장탱크에 기체방사성폐기물을 압축, 주입하여 일정기간동안 저장함으로써 반감기가 짧은 방사성동위원소는 완전 붕괴시키고, 방사성 옥소와 미립자는 특수 여과성비로 걸러낸 후 방사능 연속감시기를 통해 공기 중으로 방출된다. 방출되는 방사능이 안전기준치를 초과하면 자동적으로 방출이 중단되도록 설정되어 있다.

1.3. 배출관리

기체방사성폐기물 배출은 다음 두 가지 원칙하에 이루어진다.

(1) 발전소 제한구역 밖의 공기중 방사성물질의 농도가 최대 허용농도를 초과하지 않도록 방출을 제한한다.

공기중 방사성 물질의 최대 허용농도는 원자력법 시행령 제110조에 의하여 과학기술부 고시 제2001-2호에 규정되어 있다. 기체방사성폐기물은 배출하기 전에 시료를

채취하여 방사능의 종류 및 농도를 측정하여 제한 구역밖에서 최대허용농도를 초과하지 않는지를 확인하고 이를 만족하는 경우 배기구를 통하여 배출한다. 만약 방사능 농도가 기준치를 초과하면 방사능 연속감시기에 의해 제어되어 자동으로 배출이 중단된다.

(2) 발전소 인근 주민의 연간 방사선 선량한도를 넘지 않도록 관리한다.

발전소 인근 주민에 대한 연간 방사선영향 기준치로는 한 사람당 전신에 대한 기준치 0.05mSv (5mrem), 입자상 방사성물질에 의한 인체내 장기선량 기준치 0.15mSv (15mrem)으로 설정되어 있다.

방사성물질의 방출이 기준치에 적합한지 여부는 배출 핵종별 방사능량, 기상상태, 사람의 생체 신진대사, 반경 80Km이내 지역사회의 산업활동 등 사회환경 자료를 "발전소 인근 주민 방사선량 피폭평가 프로그램(ODCM)"에 입력하여 계산한 결과를 기준치와 비교 평가하여 파악한다.

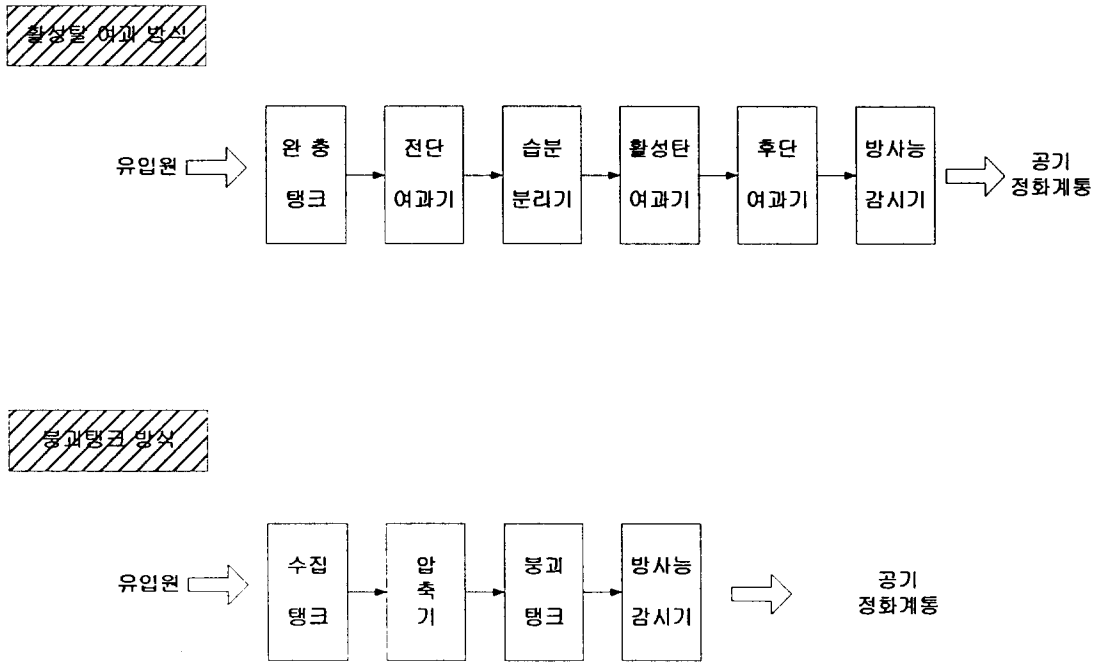


그림 2-1 . 기체방사성폐기물 처리계통

2. 발전소 액체 방사성폐기물 관리

2.1. 발생원

액체 방사성폐기물의 근원이 되는 것은 원자로 냉각재내의 핵분열 생성물과 원자로계통 구조물의 방사화 생성물이다. 액체 방사성폐기물은 원자로 냉각재를 정화하는 과정에서 발생하는 것과 펌프, 밸브 등의 기기로부터 누설된 물을 수집한 것, 그리고 관리구역내의 작업자의 작업복 등을 세탁한 물 등으로 구분할 수 있다. 액체방사성폐기물은 방사능의 양, 화학적 성상에 따라 발생원에서부터 분리·수집하고 있다.

2.2. 처리방법

원자로냉각재의 처리과정에서 발생하는 액체 방사성폐기물에는 입자나 이온형태의 방사성물질뿐만 아니라 붕산도 다량 포함되어 있으므로 붕산회수설비의 여과기 및 이온교환수지 및 증발기 등의 붕산회수설비를 사용하여 붕산을 회수하여 재사용하게 되며 이 과정에서 붕산과 함께 있던 방사성물질은 걸러진다. 대부분의 방사능이 제거된 물은 발전소에서 재 사용하거나 방사능 연속감시기를 통해 바다로 배출한다. 증류수는 방출 전에 방사능농도를 측정하여 방출여부를 결정하고 방출기준치 이상시에는 자동적으로 방출을 중단시킬수 있는 방사능 연속감시기를 거치게 하여 방출시키게 된다.

각종 기기로부터 건물바닥으로 누설된 액체 방사성폐기물은 먼지 등 불순물을 포함하고 있기 때문에 저장탱크에 수집하였다가 액체방사성폐기물 처리설비인 여과기, 이온교환수지탑 및 폐액증발기 등을 사용하여 처리한다. 폐액증발기내의 농축폐액은 건조시켜 고화체와 혼합하여 고화시키며, 이때의 증류수는 방사능농도를 측정하여 기준치 이하이면 방출하도록 한다. 또한, 배수구에는 방사능을 연속적으로 감시하는 장치가 설치되어 있어 방출기준치 이상이 되면 자동적으로 방출을 중단시키게 된다. 작업복을 세탁한 물과 관리구역내 작업자들이 목욕한 물에는 방사능이 거의 없지만 비누성분이 있으므로 세탁배수저장 탱크에 따로 수집하였다가 방사능농도를 측정하여 방출여부를 결정한다. 이 물도 방출전에 연속감시기를 거치게 된다.

2.3. 배출관리

액체방사성폐기물 배출기준은 다음 두 가지 원칙으로 관리한다.

(1) 발전소 외부의 수중 방사성 물질 최대 허용농도(MPCwater)를 초과하지 않도록 한다.

수중에서의 방사능 물질 최대 허용농도는 원자력법 시행령 제110조에 의하여 과학기술부고시 제 2001-2호에 규정되어 있다. 액체방사성 폐기물은 배출하기 전에 시료를 채취하여 방사능의 종류 및 농도를 측정하여 배출 여부를 결정한다.

액체폐기물 역시 기체폐기물과 같이 각종 여과장치를 거친후 방사능연속감시를 통해 배출되며 기준치를 초과하면 자동으로 배출이 중단된다. 원전의 액체폐기물은 증발·농축·여과 등을 거쳐 법정허용치 이내로 방출하고 있으며, 기존 처리설비의 성능 향상, 절차서 보완, 종사자 교육훈련 등을 통해 방사능 방출을 최소화하기 위해 "제로 방출(Zero-Release)" 개념을 도입하여 액체폐기물 관리개선 계획을 수립·시행중에 있다.

(2) 발전소 인근 주민의 연간 방사선 선량한도를 넘지 않도록 관리한다.

발전소 인근주민에 대한 연간 방사선 기준치는 한사람이 전신에 받는 방사선의 양이 0.03mSv (3mrem)이고, 기타 신체장기에 대해서는 0.1mSv (10mrem) 등으로 정해져 있다.

발전소 인근 주민이 받는 방사선량은 방출 핵종별 방사능량, 바다의 상태, 사람의 신진대사, 반경 80km이내 사회환경 인자 등 각종 자료를 "발전소 인근 주민 방사선량 피폭평가 프로그램(ODCM)"에 입력하여 계산한 결과를 기준치와 비교 평가하여 파악한다.

3. 발전소 중·저준위 고체 방사성폐기물 관리

여기서는 고체방사성폐기물의 관리를 기체, 액체 폐기물의 분석 관점과 동일선상에서 간략히 다루며, 제 3절에서 보다 세부적으로 자세히 다루도록 하겠다.

3.1. 종류

중·저준위 고체방사성폐기물은 크게 잡고체, 농축폐액, 폐수지 및 폐필터로 분류된다. 잡고체는 방사선 작업자들이 사용했던 작업복, 공구, 휴지등이 이에 해당되며, 농축폐액은 폐액증발기의 농축찌꺼기이고, 폐필터는 기체 및 액체폐기물 처리에 사용했던 것이다.

3.2. 처리방법

고체방사성폐기물은 종류에 맞추어 알맞은 처리방법을 사용함으로써, 원전부지내 저장시설의 이용효율의 극대화와 영구처분비용의 절감 그리고, 방사성폐기물 처리작업의 품질고도화 및 작업종사자의 방사선피폭을 줄이려고 하고 있다. 전 원전에 폐기물 자동분류설비를 도입·운영하여 잡고체드럼을 10%이상 감소시키고 폐필터, 폐수지 및 농축폐액은 고화체와 혼합하여 드럼내에서 고화시킨다. 월성 원전에서는 폐수지를 대형콘크리트 저장탱크에, 폐필터는 별도로 제작된 콘크리트용기에 넣어 보관중에 있다.

압축 가능한 잡고체폐기물은 10톤 압축기로 드럼내에 압축한 다음, 다시 2,000톤 초고압 압축기로 재압축하여 처리한다. 특히 작업복, 플라스틱, 비닐류 등과 같이 압축이 가능하나 압축하고 있던 압력이 제거되면 다시 부풀어오르는 폐기물은 열을 가하여 압축하는 가열압축설비를 이용함으로써 발생량을 50%이상 감소시켜 보관한다. 압축이 잘되지 않는 잡고체는 알맞게 절단하여 드럼내에 넣어 보관한다.

농축폐액은 건조 후 파라핀 고화를 통하여 처리하며 이를 통해 농축폐액발생량을 1/8이상 감소시킨다.

폐수지는 건조 후 고건전성 용기에 포장하는 방법 및 대형 저장탱크에 장기 저장하는 방법으로 처리한다. 고리원전의 폐수지는 종전의 중력에 의한 자연탈수방식에서 완전 건조 후 300년간 구조적 안전성을 유지하는 고건전성 용기에 포장하여 폐수지 드럼 발생량을 1/2이상 감소하였다.

폐필터는 방사능 준위에 따라 시멘트 고화 및 차폐 용기에 포장하거나 잡고체로서 처리한다.

3.3. 저장관리 및 연간 발생량

드럼에 포장된 고체방사성폐기물은 전용차량을 이용, 부지내의 방사성 폐기물 저장고로 운송되어 폐기물 종류별 준위별로 구분·저장되며, 영구처분시설이 건설되면 그곳으로 운반되어 영구처분하게 된다. 가동원전 16기(경수로 12기, 중수로 4기)에서 2000년에 발생된 고체방사성폐기물은 총 3,178드럼이고 고압압축을 고려한 호기당 발생량은 139드럼이다.

4. 방사성동위원소(RI) 폐기물 관리

4.1. 발생 및 특성

RI 이용기관에서는 개봉선원과 밀봉선원의 형태로 방사성동위원소를 이용하고 있다. 개봉선원은 병원, 연구소, 대학 등에서 질병의 진단과 치료, 각종 연구 목적으로 사용되며, 주요 방사성핵종은 Tc-99m, I-125, I-131 등 대부분 반감기가 짧은 핵종이므로 단기간내에 방사능이 매우 낮아지는 것이 특성이다. 그러므로 개봉선원의 사용에 따라 발생되는 RI폐기물은 그 양은 많으나 비방사능은 매우 낮은 편이다. 특히 많이 쓰이는 Tc-99m의 경우 반감기가 6시간 정도이므로 불과 10일만 경과하더라도 방사능은 1조분의 1로 떨어진다. 오염핵종이 명백하고 단순하며 반감기가 짧다는 이러한 특성은 자체처분 등 RI폐기물을 합리적으로 관리하는 데 중요한 요소가 될 수 있다. 그러나 H-3, C-14 등과 같이 긴 반감기를 갖는 핵종도 있으므로 이에 대한 처리대책은 별도의 분류작업이 필요하다. 이러한 폐기물에 대한 발생자측의 자체처분 행위는 병원, 대학, 연구기관 등이 대도시의 도심이나 인근 외곽에 위치하고 있기에 PA 측면과 폐기물 안전관리 측면에서 세심한 주의를 필요로 한다.

밀봉선원은 악성 종양의 치료, 비파괴검사나 생산업체의 품질관리업무, 자동조절장치 등의 분야에서 사용되며, 비교적 반감기가 길고 방사능이 높은 핵종을 선원으로 사용하고 있다. 사용후에 용도폐기된 밀봉선원은 특히 세심한 관리를 요구한다. 이러한 폐기밀봉선원의 주요핵종으로는 Ir-192, Co-60, Cs-137, Kr-85, Ni-63, Am-241, Fe-55, Pm-147등으로서 폐기시의 방사능은 수 mCi에서 수천 Ci에 이르기까지 다양하다.

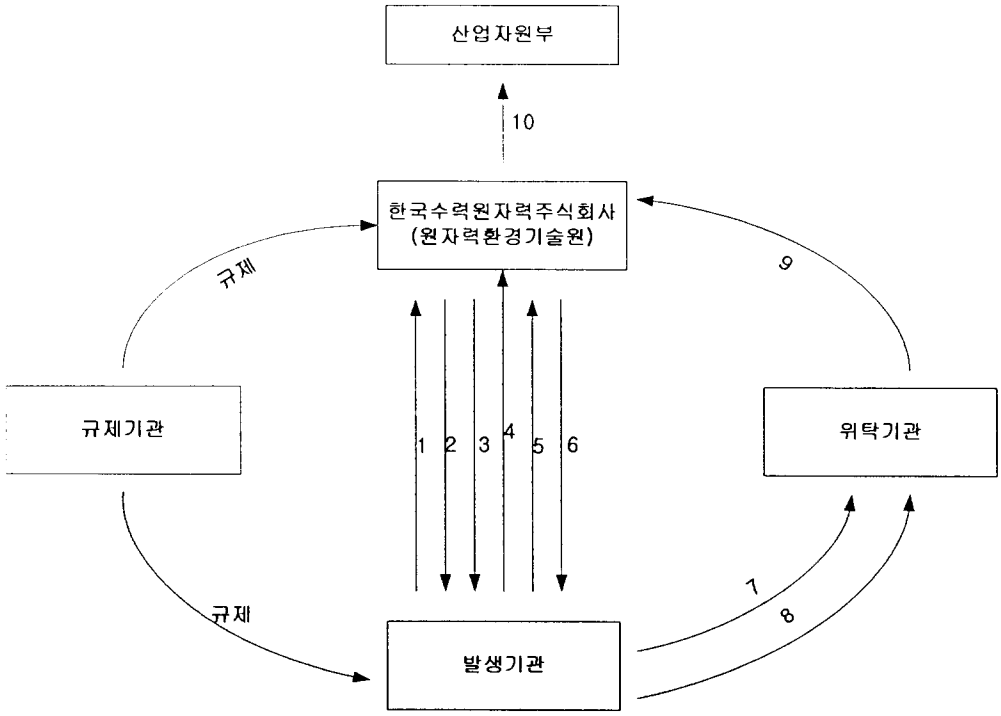
RI폐기물의 발생량은 그 부피로 볼 때 개봉선원을 사용하고 있는 기관이 대부분을 차지하며 주된 발생기관은 병원이다. 밀봉 폐기선원은 RI를 내장한 기기를 사용기관의 결정에 따라 적당한 시기에 용도폐기하게 된다. 즉, 폐기물 발생 시기에 용도폐기하기 때문에 폐기물 발생 시기의 예측이 매우 어려우며 대형선원일 경우 차폐체의 무게 때문에 수톤에 달하는 중량물의 형태일 수도 있다.

'98년에는 905드럼의 개봉선원 폐기물이 수집되었다. 밀봉 폐기선원은 포장단위로 92박스를 인수하였으며 Locker와 Rack을 이용하여 임시 저장중이다. 이는 1997년에 비하여 2배의 발생량이며 비파괴검사(NDT)업체가 감쇠를 위하여 보관 관리하고 있는 사용후 밀봉선원이 일시에 폐기 의뢰될 경우 통계상의 폐기선원 발생량은 크게 증가될 것이다.

4.2. 관리체계

1996년의 원자력사업 추진체제 조정이후 1997년부터 한국전력공사(현. 한국수력원자력(주))에서 수행되고 있는 RI폐기물 관리사업은 1998년 2월 5일 산업자원부의 "방사성폐기물의 인도 및 비용에 관한 규정(고시 제98-9호)"이 발효됨에 따라 관리비용의 납부방식이 선납제로 변경되고 폐기물 분류 상태의 불량정도에 따른 처리비용의 차등부과가 시작되었다.

RI 폐기물 관리사업의 관리감독권은 산업자원부가 가지고 있으며, 안전규제는 과학기술부에서 맡아 한국원자력안전기술원으로 하여금 RI폐기물 폐기시설의 인·허가, 심사 및 검사, 안전규제 등의 업무를 수행하도록 위탁하고 있다. 그림 2-2는 RI폐기물의 관리체계를 나타낸 것이다.



1. 인수의뢰(인수희망일 40일전)
2. 인수계획통보(인도예정일 20일전)
3. 관리비용 고지(인도예정일 15일전)
4. 관리비용 납부(인도일까지)
5. 폐기물 인도(입금증 사본 포함)
6. 인수 확인
7. 폐기의뢰(5 대신)
8. 운반용기신청/배포(필요시)
9. 폐기물 인도(5와 동일)
10. 인수보고

그림 2-2 . RI 폐기물 관리체계

4.3. 관리 현황

가. 개봉선원 폐기물 관리

개봉선원 폐기물 중 가연성, 압축성, 비압축성 고체폐기물의 수거량은 최근 몇 년간 연평균 10%정도의 증가율을 보여왔으나 1998년에는 64,350L가 수거되어 119,450L가 수거된 1997년에 비하여 무려 46%가 감소하였다. 액체폐기물의 경우는 4,380L가 수거되었는데 이는 1997년도에 비해 68% 증가한 것이다. 개봉선원의 경우는 1998년 말 현재 드럼 수로 7,122개에 이르고, 밀봉선원의 경우 10,846개에 이른다.

나. 밀봉선원 폐기물 관리

초기도입된 RI 선원 내장기기 및 내장선원이 사용년수에 거의 도달하고 있으며 비파괴검사업체에서의 Ir-192 소모량이 증가하고 있어 밀봉폐기선원의 폐기 의뢰건수가 증가하고 있다. 1998년에 폐기의뢰된 폐기선원은 Cs-137, Ni-63, Ir-192, Co-60, Am-241, Kr-85등으로서 38개 기관으로부터 포장단위로 92박스(전년도 47박스), 선원의 수로는 934개(전년도 253개)가 수거되었다. 이로써 1998년말 현재 RI 폐기물 폐기시설에서 관리되고 있는 밀봉폐기선원은 692박스(10,860개)이다. 밀봉폐기선원은 대체적으로 방사능의 세기에 비례하는 크기의 차폐체내에 넣어져 있는데 차폐체의 크기에 따라 대형선원과 중형선원, 소형선원으로 구분하여 관리되고 있다. 표2-1은 개봉선원과 밀봉선원의 1998년말 현재의 저장현황이다.

표 2-1 . 개봉선원의 저장현황(1998.12)

(개봉선원 폐기물)

구분 / 저장량	가연성		비가연성		비압축성		Hepatitis (100L)	유기폐액 (100L)	폐필터 (개)	폐수지 (개)	합계
	100L	200L	100L	200L	50L	200L					
수량(드럼)	4,441	430	748	2	293	30	631	538	8	1	7122
부피(L)	444,100	86,000	74,800	400	14,785	6,000	63,100	10,760	983,91	220	701,148.91
100L드럼수 (환산량)	4,441	860	748	4	147.85	60	631	107.6	9.84	2.22	7011.51

표 2-2 . 밀봉선원의 저장현황(1998.12)

구분	수량		
	개	BOX	부피(L)
저장량	10,846	692	12,536.06

다. 수거체계

개봉선원 폐기물의 수거 및 운반업무는 고체와 액체의 경우 모두 한국방사성동위원소협회(RI협회)에서 자체예산으로 수행하여 왔다. 따라서 폐기물 관리계통중 발생자 관리, 운반용기배포, 분류포장, 수거 운반 업무 등의 관련자료는 RI협회에서 관리하고 있다. RI협회는 최종적으로 원자력환경기술원의 RI폐기물 폐기시설로 수거 운반된 폐기물을 인도한다. 밀봉선원 폐기물의 경우에는 폐기물 발생자가 직접 원자력환경기술원에 폐기의뢰를 하고 인수일로 지정된 일자에 발생자측의 차량에 의해 폐기시설로 운반되고 차폐체와 함께 인도된다.

라. 폐기물 처리

원자력환경기술원은 초기에 고려하였던 초고압 압축에 의한 폐기물 감용 대신에 섬유류 등 가연성 폐기물은 방사성폐기물 소각로를 이용하여 소각 처리하고, 플라스틱류의 가연성폐기물은 150도 이하의 온도에서 압축 용융처리하여 감용하는 방안을 채택하였다. 액체폐기물중 유기폐액은 정제하여 방사성폐기물 소각로에서 소각하는 방안도 수립하였다. 또한 고온소각 처리를 할 예정이었던 간염 바이러스에 오염된 RI 폐기물에 대하여는 다른 처리방법을 강구중에 있다.

마. 폐기시설 정기검사

RI 폐기물 폐기시설은 원자력법 제90조에 따라 한국원자력안전기술원으로부터 정기검사를 받고 있다.

제 3 절 중·저준위 고체 방사성폐기물의 특성[2)3)]

1. 잡고체

방사성 관리구역에서 발생되는 잡고체는 가연성과 비가연성으로 구분하여 압축 처리되고 있다. 가연성 잡고체에는 면, 종이, 비닐, 고무, 플라스틱, 목재류 등이 있으며, 비가연성 잡고체로는 철재, 유리, 필터, 석고, 콘크리트, 전선 등이 있다. '96년부터는 잡고체의 부피를 더욱 효과적으로 줄이기 위하여 초고압압축설비를 도입하여 운전하고 있으며, 초고압 압축을 통해 잡고체 드럼의 부피를 평균 1/2정도로 감소시키고 있다. 잡고체 발생량은 발전소의 운전상태에 따라 다소 차이가 있기는 하지만 2000년말 기준으로 전체 폐기물 발생량의 약 61%를 차지하고 있다. 잡고체 폐기물 중에서 드럼 기준으로 2000년말 현재 가연성이 약 66%, 비가연성이 약 34%정도가 된다. 폐기물의 종류별 성분과 특성의 이해를 위해 울진 원전의 발생 자료를 중심으로 설명하도록 하겠다. 울진 제1발전소를 통해 발생되는 가연성 폐기물의 유형별 종류와 성분 및 특성은 다음과 같다. 표 2-3은 가연성 잡고체의 유형별 종류 및 성분을 나타낸 것이고, 표 2-4는 가연성 잡고체의 종류별 구성 성분의 비율을 나타낸 것이다.

가연성 폐기물의 성분별 특성은 다음과 같다.

1.1. 레이온

셀로로오스를 기본으로 하는 고분자를 분류하면 나무나 식물, 특히 면섬유를 이루고 있는 천연 셀룰로오스와 섬유나 필름으로 사용되는 재생 셀룰로오스, 그리고 셀룰로오스의 화학적 유도체의 세 가지로 나눌수 있다. 레이온은 재생 셀룰로오스에서 만들어지는 섬유를 총칭하는 것으로, 재생 셀룰로오스는 천연 셀룰로오스를 화학반응에 의해 적당히 처리하여 그 메셀(micell)을 분산시켜 셀룰로오스 콜로이드 용액을 만들고 이것을 침전시켜 실모양으로 재생한 것으로서 일반적으로 레이온으로 알려져 있으며, 레이온 섬유의 비중은 1.5g/ml 정도가 된다.

1.2. 면

면섬유를 구성하고 있는 화학적 조성은 표 2-5와 같다. 정제된 섬유의 경우 셀룰로오스가 92~94%로 대부분을 차지하며 함유되어 있는 무기물 원소를 함유량 순으로 나열하면 K, Mg, Ca, Na, S, Cl, P, Al, Si, Fe 등과 같다.

1.3. 천연고무

천연고무는 고무나무의 껍질을 자를 때 스며 나오는 점착성 고분자 다당류를 함유한 액체로부터 얻어지며, 이 액체 물질은 고무가 물에 섞여 퍼져있는 콜로이드 상태로 약 25~40%의 고무 탄화수소를 함유하고 있는데, 이를 라텍스라 한다. 고무는 라텍스를 모아 응고시키고 말리는 등 일련의 과정을 거쳐 만들어지며 주성분은 이소프렌 고분자이다. 천연고무 제품은 천연고무에 여러 가지 첨가제를 혼합하여 몰드에 넣고 가열하여 만들어진다. 이때 사용되는 첨가제로는 Carbon black, white carbon, ZnO, $MgCO_3$, $CaCO_3$, 오일, clay, 가교제(대부분 S, 또는 H_2O_2)등이 있으며 제품의 특성에 따라 그 양과 종류가 다르다.

1.4. 폴리에스테르

최근의 폴리에스테르 섬유는 대부분이 ethylene glycol과 dimethyl terephthalate로부터 만들어지는 polyethylene terephthalate로 이루어져 있으며 테트론이라 불리기도 한다. 이 고분자 물질의 단위 분자식은 $C_{10}H_8O_4$이다.

1.5. 플라스틱류 (ABS, PE(Polyethylene), PVC(Polyvinyl chloride))

ABS 수지는 Acrylonitrile, Butadiene, Stylene의 3종류 단량체의 공중합체이지만 기본적으로는 부타디엔을 단독 또는 스티렌, 아크릴로니트릴과 함께 중합시킨 고무와 스티렌, 아크릴로니트릴 공중합체를 혼합시켜 만들어진다. 일반적으로 ABS를 제조하는 방법은 emulsion, suspension, bulk의 세가지 공정이 있는데 각 공정마다 일반적으

로 상용되는 단량체의 비율이 다르다. Emulsion은 23:7:70, bulk 공정은 24:11:65정도이며, 공정의 종류뿐만 아니라 제조하고자 하는 물질의 사용 목적과 특성 등 여러 조건에 따라 이 비율이 바뀌므로 ABS 수지는 그 조성과 화학적 특성이 다양하다. 제조된 수지에 대한 각 단량체 비율을 알기 위해서 적외선 분광법 등의 분석방법을 이용할 수 있다. PE 수지는 (C2H4)n 구조를 하고 있고, PVC는 Cl 원소를 함유하고 있으며 (C2H3Cl)n 구조를 갖는다.

표 2-3 . 가연성 잡고체의 유형별 종류 및 성분

유형	종류	성분	기타특성	중량(g)	사용목적
면류	작업복	테트론 65% 레이온 35% (허용오차 ±5%)	TR 고동색지	1,095/벌	작업자의 피부 및 의복의 방사능 오염 방지
	작업모	"	"	78.5/개	
	작업후드	"	"	166/개	
	작업가운	"	"	812/벌	
	양말	면 60±5%, 폴리에스테르 40±5%	반표백 백색면	32±1/폭	방사성 물질의 발오염 방지
	면장갑	면 100%	"	28±1/족	방사성 오염으로부터 손 보호
	실내화	면 20% 천연고무 80%		431.8/족	방사성 오염으로부터 발 보호
종이류	제염지	미표백 크래프트 펄프(UKP) 91.8% 원단파지 8.2%	50매/속	306±6/속	관리구역 내 제염
	종이작업복	Tyvek 1445A (듀봉 타이백)		147.5/벌	고오염지역 작업시 인체 오염방지
비닐류	비닐봉지	PE	투명/황/청	131.8/개	각종 고체 폐기물 수거
	비닐시트	PVC 60%, PE 40%	투명/녹/적	20,500/roll (종이심 포함)	관리구역 내 방사성 오염확산 방지
	비닐신발덮개	PVC	노랑색	69.5/족	고오염지역 작업시 발 및 발목 부분의 오염 방지
고무/플라스틱류	고무장갑	천연고무 라텍스 (KS M 6615)		31.5/폭	고오염지역 작업시 손부분 오염 방지
	고무신	천연고무	백색	513/족	방사성 오염으로부터 발부분 보호
	시약병(0.5L)	PE		37.0/개	1차계통의 물리화학적 분석
	시약병(1L)	"		73.0/개	
Lancing 필터	Bag 필터	ABS		250/개	S/G의 슬러지 제거
	Catridge 필터	"		250/개	

표 2-4 . 가연성 잡고체의 종류별 구성 성분의 비율 (울진 1, 2호기 기준)

(단위: %)	섬유류	종이류	비닐류	플라스틱류	필터류
Cellulose	58.6	100	-	-	-
Polyethylene Terephthalate	19.8	-	-		-
PE	12.0	-	28.3	10.6	-
Isoprene	6.0	-	-	89.4	-
PVC	-	-	71.7	-	-
ABS	-	-	-	-	79.9
기타	3.6	-	-	-	20.1

표 2-5 . 면섬유의 화학 조성

구성물질	천연물질 (%)	정제섬유(%)
셀룰로오스	88.6	92~94
단백질	0.9	
무기물 성분의 재	0.5	<0.1
왁스	0.7	
펙틴산	0.9	
기타 유기산	0.5	
설탕	0.1	
기타 성분	0.8	
물	7	6~8

2. 폐수지

폐수지는 화학 및 체적제어 계통, 사용후연료 저장조, 붕소 회수 계통, 붕소열 재생 계통, 폐기물 처리 계통 등에서 발생된다. 폐수지는 그동안 시멘트로 고화처리하였으나 고화가 어렵고 처분부피도 늘어나게 되는 단점이 있어 최근에는 모든 원전에서 폐수지 건조설비(SRDS : Spent Resin Drying System)을 도입하여 폐수지를 건조시킨 후 고건전성 용기(HIC : High Integrity Container)에 저장하고 있다. HIC는 높이 120cm, 직경 120cm인 실린더형으로 내부용량은 40ft^3(약 1,133L)이다. 약 50%의 수분을 함유하고 있는 폐수지는 HIC에 넣어진 후 탈수과정을 거쳐 건조된다. 폐수지는 가열된 공기를 이용하여 건조되는데 운전 조건은 100°C, 8시간으로서, 건조된 수지는 수분(free water)함량이 1%미만이 되어야 한다. 건조후에는 부피가 조금 줄어들며 그 상태로 밀봉하여 저장한다.

1차측 각 계통에서 사용되는 이온교환수지는 일정 주기로 교환하는 것이 아니라 제염계수(DF: Decontamination factor)를 측정하여 10이하가 되면 교환하고 있기 때문에 폐수지의 발생량을 계통별로 정확하게 예측하기는 어렵다. 따라서 평균적인 교환주기를 사용하여 이온교환수지의 발생량을 계산할 수 있다.

고리 1,2호기의 경우를 예로 들면 화학 및 체적제어 계통, 사용후 핵연료 저장수 정화계통, 붕소회수계통에 이온교환수지탑이 설치되어 있으며 폐기물 정화계통과 붕소회수계통에서는 2호기만 이온교환탑이 사용되고 있다. 폐기물 정화계통은 1호기에서는 폐액을 전부 증발기로 처리하나, 2호기는 1호기와는 달리 증발기에서 발생하는 응축액을 다시 한 번 제염할 수 있도록 하고 있기 때문이다. 계통에서 사용하고 있는 수지의 종류는 다양하다. 대표적으로 사용되는 Amberlite사 제품중 고리 1,2호기내에서 사용되는 계통별 수지종류를 표 2-6에 나타내었다. 표 2-7에는 고리 1,2호기에서 사용되는 계통별 이온교환수지에 대하여 나타내었다.

표 2-6 . 폐수지의 종류 및 유형

수지 구분	종류	유형
양이온교환수지	IRN-77	H+
음이온교환수지	IRN-78	OH-
혼합이온교환수지	IRN-150	H+/OH-
	IRN-217	Li+/OH-

표 2-7 . 계통별 이온교환수지의 용량 및 Batch 수 (고리1,2호기의 경우)

계통	수지 종류	호기	Batch용량(L)	Batch 수	평균교체횟수
CVCS	IRN-217	1	850	2	1회/년
		2	850	2	1회/년
	IRN-77	1	340	1	1회/년
		2	850	1	1회/년
SFP	IRN-150	1	2,120	1	1회/년
		2	2,120	2	1회/년
BRS	IRN-150	1	450	3	1회/년
		2	850	2	1회/년
	IRN-78	1	453	2	1회/5년
		2	850	1	1회/5년
WPS	IRN-150	2	850	2	1회/년
BTRS	IRN-78	2	2,460	3	1회/5년

-CVCS (Chemical & Volume Control System) : 화학 및 체적제어 계통

-SFP(Spent Fuel Pool): 사용후연료 저장조

-BRS(Boron Recovery System) : 붕소 회수 계통

-WPS(Waste Purification System) : 폐기물 정화 계통

-BTRS(Boron Thermal Regeneration System) : 붕소열 재생 계통

이러한 폐수지의 발생원인 이온교환수지는 원자력발전소 1차 계통에 설치되어 다양한 기능을 수행한다. 그 주요한 기능은 F-, Cl-, SO_4^{2-}등과 같은 계통 부식을 촉진하는 불순물과 운전 중 발생되는 핵분열 생성물, 그리고 방사화 부식 생성물(Co-58, Co-60, Mn-54, Zr-95 등)을 제거하는데 있다. 또한 음이온교환수지의 교환반응 기능과 붕산의 온도에 따른 해리평형 차를 이용하여 냉각재 중의 붕산 농도를 조절하는 기능과 붕소와 중성자가 반응 후 생성된 Li-7를 제거함으로서 냉각재의 pH를 조절하는 등의 기능도 있다. 일반적으로 경수로에서 사용되는 이온교환수지는 강산성 양이온교환수지계열이 사용되고 있으며, 음이온교환수지는 강염기성 수지를 사용하고 있

다. 각 수지의 구조는 polystylene divinylbenzene의 고분자이다. 사용되지 않은 양이온교환수지는 술폰산 기능기(-SO_3-)에 H+가 치환되어 있는 형태이며, 음이온교환수지는 trimethylammonium(-CH_2N+ (CH_3)$_3$) 기능기에 OH-가 치환되어 있다. 혼합이온교환수지는 Li+/OH- 및 H+/OH-로 치환된 것의 두 종류가 사용된다. 수지의 종류는 Amberlite, Duolite, Purolite 제품 등 다양하다. 대표적인 Amberlite사의 것으로는 IRN-77, 78, 150, 217가 있다. 혼합이온교환수지인 IRN-150은 양이온과 음이온수지가 동일한 당량비가 되도록 혼합한 것이므로 양이온수지에 대해 음이온수지가 부피비로 대략 1.5배로 혼합되어 있는 것이라고 볼 수 있다. 이 네 종류의 수지에 대한 물리적, 화학적 특성을 표 2-8부터 2-11에 나타내었다.

표 2-8 . Amberlite IRN-77 (Industrial Nuclear Grade Strong Acid Cation Resin)

특성구분		Amberlite IRN-77
물리적 특성	Physical form	Uniform particle size spherical beads
	Shipping weight	800 g/L
	Harmonic mean size	650±50 μm
	Uniformity coefficient	≤1.2
	Particle size	<0.300mm : 0.2% max >1.180mm : 3% max
	Whole beads	98% min
화학적 특성	Matrix	Polystylene DVB gel
	Functional Group	Sulphonic acid
	Ionic form as shipped	H+
	Total exchange capacity	≥1.9eq/L (H+ form)
	Moisture holding capacity	49~55% (H+ form)
	Ionic conversion	99% min. H+

표 2-9 . Amberlite IRN-78 (Industrial Nuclear Grade Strong Base Anion Resin)

특성구분		Amberlite IRN-78
물리적 특성	Physical form	Uniform particle size spherical beads
	Shipping weight	689 g/L
	Harmonic mean size	630±50 μm
	Uniformity coefficient	≤1.2
	Particle size	<0.300mm : 0.2% max >1.180mm : 3% max
	Whole beads	95% min
화학적 특성	Matrix	Polystylene DVB gel
	Functional Group	Trimethyl ammonium
	Ionic form as shipped	OH-
	Total exchange capacity	≥1.2eq/L (OH- form)
	Moisture holding capacity	54~60% (OH- form)
	Ionic conversion	95% min. OH-

표 2-10 . Amberlite IRN-217 (Industrial Nuclear Grade Mixed Bed Resin)

특성구분		Amberlite IRN-217	
물리적 특성	Physical form	Uniform particle size spherical beads	
	Shipping weight	689 g/L	
	Harmonic mean size	Cation : 650±50 μm Anion : 630±50 μm	
	Uniformity coefficient	≤1.2 (각 성분별)	
	Particle size	<0.300mm : 0.2% max >1.180mm : 3% max	
	Whole beads	95% min	
화학적 특성	Matrix	Polystylene DVB gel	Polystylene DVB gel
	Functional Group	Sulphonic acid	Trimethyl ammonium
	Ionic form as shipped	Li+	OH-
	Total exchange capacity	≥1.75eq/L (Li+ form)	≥1.2eq/L (OH- form)
	Moisture holding capacity	49~55% (H+ form)	54~60% (OH- form)
	Ionic conversion	99% min. Li+	95% min. OH-

표 2-11 . Amberlite IRN-150 (Industrial Nuclear Grade Mixed Bed Resin)

특성구분		Amberlite IRN-217	
물리적 특성	Physical form	Uniform particle size spherical beads	
	Shipping weight	689 g/L	
	Harmonic mean size	Cation : 650±50 μm Anion : 630±50 μm	
	Uniformity coefficient	≤1.2 (각 성분별)	
	Particle size	<0.300mm : 0.2% max >1.180mm : 3% max	
	Whole beads	95% min	
화학적 특성	Matrix	Polystylene DVB gel	Polystylene DVB gel
	Functional Group	Sulphonic acid	Trimethyl ammonium
	Ionic form as shipped	H+	OH-
	Total exchange capacity	≥1.9eq/L (H+ form)	≥1.2eq/L (OH- form)
	Moisture holding capacity	49~55% (H+ form)	54~60% (OH- form)
	Ionic conversion	99% min. H+	95% min. OH-

3. 농축폐액

운전시에 방사성 핵종 뿐만 아니라 물리화학적 특성이 다양한 다량의 방사성 액체 폐기물이 발생된다. 1차 냉각수 계통의 액체 폐기물은 0.3~0.8wt% 정도의 붕산이 포함되어 있다. 붕산은 물에서 비교적 잘 용해되어 약산으로 존재하며, 용해도는 온도 증가에 따라 급격히 증가한다. 용액 내에서는 $B(OH)_3$, $B(OH)_4^-$, $B_2(OH)_7^-$, $B_3(OH)_{10}^-$, $B_4(OH)_{14}^-$ 등의 화합물로 주로 존재하는데, pH에 따라 각 화합물의 존재비가 달라지게 된다. pH 7이하에서는 대부분이 분자 상태의 $B(OH)_3$로 존재하고, pH 10 이상에서는 $B(OH)_4^-$로 존재한다. pH 7~10사이에서는 $B(OH)_3$와 $B(OH)_4^-$가 대부분이나 $B_2(OH)_7^-$, $B_3(OH)_{10}^-$도 미량 존재한다.[4)]

붕산폐액은 원자로 냉각수를 정화하는 과정에서 발생하는 것과 펌프, 밸브 등의 기기로부터 누설된 물을 수집한 것, 그리고 관리구역 작업복 등을 세탁한 물 등으로 구분할 수 있다. 액체 폐기물 처리 계통은 방사능 농도, 화학적 농도에 따라 발생원 별로 분리하여 수거하도록 되어 있으며, 수집된 액체 폐기물 중 붕산농도나 TDS(Total

Dissolved Solid)가 높은 것은 증발기로 처리한다. 발전소의 1차 냉각수에는 원자로 및 냉각계통의 부식 생성물이 방사화되어 여러 가지 핵종이 생성된다. 이들 중 Co-60, Mn-54, Fe-57, Co-58 등이 주된 핵종이며, Co-60, Mn-54이 전체 방사능의 90% 이상을 차지하므로 이들 핵종을 중심적으로 제거해야 한다.[5)]

대부분의 발전소에서는 이러한 폐기물을 증발기로 12~17wt%까지 농축한후 고화처리하고 있다. 증발처리 후 생성되는 농축폐액은 기존에는 시멘트 고화를 하였으나, 1995년부터는 농축폐액 건조설비(CWDS)를 이용하여 파라핀 고화를 하고 있다. CWDS는 농축폐액을 저압력 상태에서 증기로 가열하여 농축폐액 내의 수분은 증발시키고 생성된 분말은 파라핀을 이용하여 고화처리하는 설비이다. CWDS 가동시 농축폐액의 붕산농도는 28,500~31,000ppm이고, pH는 5~8정도이다. 완전히 증발이 이루어진 후 농축폐액이 분말이 되면 미리 녹여진 액체 상태의 파라핀을 유입시켜 농축폐액 분말과 혼합시킨 후 밸브를 통해 200 ℓ 드럼에 주입하게 된다. 이때 파라핀 고화제의 양은 전체 드럼 체적의 20~30% 정도이다. 실례로써, 고리 제1발전소에서는 폐액 분말과 파라핀의 비율을 부피 대비 72vol% 대 28vol%의 비로 섞여 고화시키고 있다. 고리 제 2발전소에서는 붕산의 농도가 25,000~40,000ppm 정도인 농축폐액을 CWDS로 주입하며, 200 ℓ 드럼에는 170kg의 폐액 분말과 20~30%의 파라핀이 들어간다. 붕산 폐액 드럼은 파라핀이 약 20~40vol%를 차지하고 있는데 고리 제1발전소에서는 파라핀을 28vol% 주입하여 고화하고 있으므로, 발생되는 붕산 폐액드럼의 72%만을 고려하여 실제 발생되는 가연성 폐기물의 부피기준 발생량을 예측해 보면 붕산 폐액은 총 발생 폐기물의 약 10~15 %를 차지하게 된다.

표 2-12와 표 2-13은 각각 몇 개 원전에서의 방사성폐액의 조성과 증발기에서 수분이 일정량 건조된 후의 농축액을 분석한 것을 나타낸 것이다. 여기서 발전소마다 발생되는 폐액의 조성비가 매우 다름나 그 경향은 유사함을 알 수 있다.

표 2-12 . 농축전 방사성 폐액의 조성

구분	주요 성분	고리원전 1,2**	울진원전
비방사성 원소 (ppm)	B	807.3	183
	Na^{+}	63.4	84
	Ca^{2+}	12.0	5.20
	Mg^{2+}	3.0	0.32
	Cl^{-}	21.8	0.80
	Si		4.80
	Fe		0.03
방사성 원소(μCi/cc)	Co-58	1.25×10^{-8}	7.10×10^{-9}
	Co-60	1.70×10^{-6}	1.26×10^{-7}
	Cs-134	3.76×10^{-5}	ND
	Cs-137	6.18×10^{-2}	ND

** : 고리원전의 이온 농도는 B 농도를 807.3으로 했을때에 대한 상대적인 값임

표 2-13 . 농축 후 방사성 폐액의 조성

구분	주요 성분	고리 원전 1,2호기	울진 원전	영광 원전 1,2호기
비방사성 원소 (ppm)	B	20,016	20,000~40,000	
	Na^{+}	1,571	8,500~21,300	
	Ca^{2+}	300	45~100	
	Mg^{2+}	75	8~30	
	Cl^{-}	545	450~600	
방사성 원소 (μCi/cc)	Co-58		5.0×10^{-1}	3.8×10^{-4}
	Co-60		3.0×10^{-1}	4.4×10^{-5}
	Cs-134			6.4×10^{-4}
	Cs-137			8.5×10^{-4}

** : 고리원전의 이온 농도는 B 농도를 20,016으로 했을때에 대한 상대적인 값임

4. 폐필터

폐필터의 경우는 방사선 준위에 따라 고화 또는 차폐 용기에 포장하거나 잡고체로 처리한다. 폐필터의 경우는 기체 및 액체 폐기물 처리 계통에서 사용된 것으로, 방사선 준위에 따라 고화 또는 차폐 용기에 포장하거나 잡고체로 처리한다. 폐필터 드럼은 탄소강으로 되어 있으며, 용기의 내부는 폐필터를 안에 넣고 용기의 벽면은 차폐재로서 콘크리트 라이닝이 되어 있다. 차폐체가 내장된 차폐용기를 대략적으로 나타내면 그림 2-3과 같다.

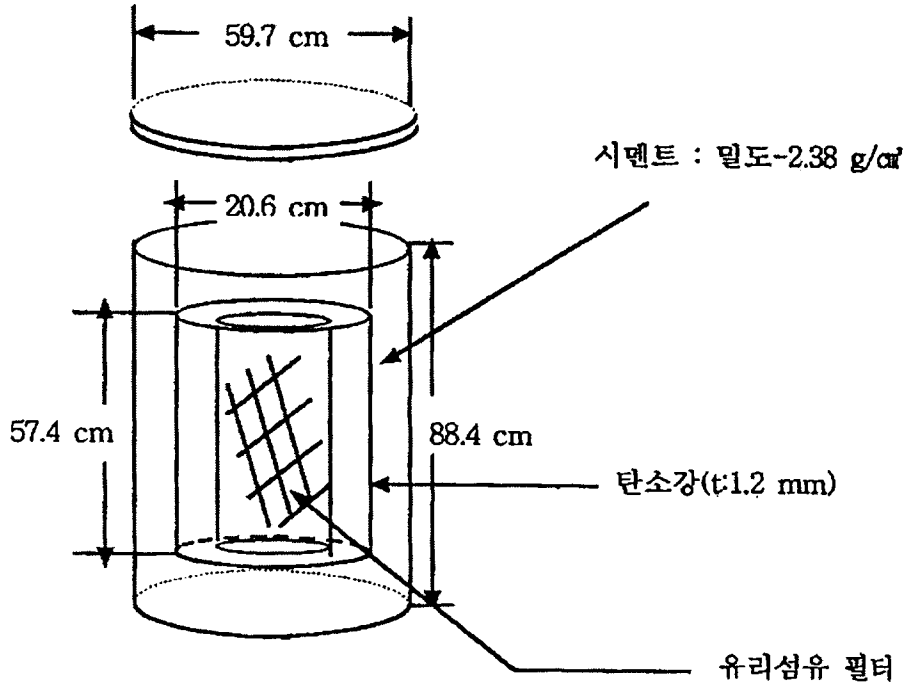


그림 2-3 . 폐수지용 차폐 용기의 개략도

제 4 절 중·저준위 고체 방사성폐기물의 관리 현황[3)]

1. 원전 부지별 폐기물 관리

2000년말 기준으로, 원전 부지별 누계발생량 및 포화 예상시기는 표 2-14와 같다. 이를 도표로 나타내면 그림 2-4와 같다. 각 단위는 200리터 드럼을 기준으로 산출한 것이다. 2000년말 현재의 원전내 총 저장용량은 약 10만 드럼 수준이며, 이중 약 절반 정도인 5만 드럼 정도가 고리 원전이 차지하고 있다. 연간 발생량은 매년 차이가 있으나 2000년말 기준으로 2,760드럼이 발생하였다. 총 누계 발생량은 2000년말 기준으로 약 5만 7천 드럼에 이른다. 이는 전체 저장용량의 약 57% 수준이다. 예상포화년수는 현재 건설중인 영광 5/6호기, 울진 5/6호기의 저장용량을 고려하여 산출한 것으로, 울진 원전 부지가 2008년으로 가장 가깝고, 고리 원전이 2014년으로 가장 먼 시점임을 알 수 있다. 고리 원전부지의 경우 운전연수가 가장 오래됨으로 인해 가장 많은 누계발생량을 보이고 있는데 전체 발생량의 약 53.5%을 차지하는 3만 드럼 수준임을 알 수 있다.

표 2-14 . 원전 부지별 누계발생량 및 포화 예상시기 (2000년말 기준)

(단위 : 200리터 드럼)

구분	저장용량	연간발생량	누계발생량	예상포화년도
고리(4기)	50,200	840	30,559	2014
영광(4기)	23,300	840	11,355	2011
울진(4기)	17,400	630	10,591	2008
월성(4기)	9,000	450	4,586	2009
합계	99,900	2,760	57,091	

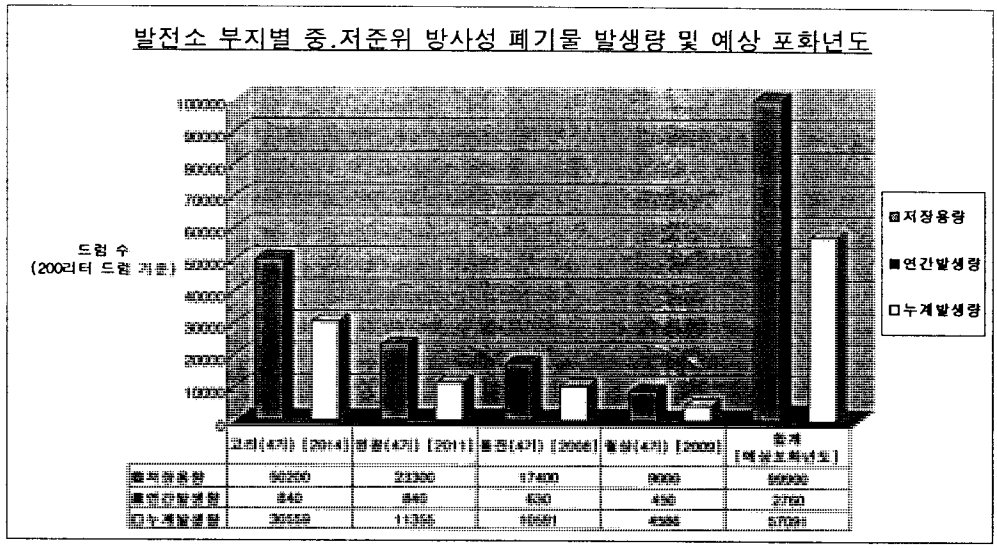


그림 2-4 . 발전소 부지별 중·저준위 방사성 폐기물 발생 현황 및 예상 포화년수

2. 폐기물별 발생량 분석

표 2-15에는 각 발전소별 고체방사성폐기물 누계 발생량을 나타낸 것이다. 각 발전소별 방사성폐기물 발생량을 크게 농축폐액, 폐수지, 폐필터, 잡고체로 구분하였다. 잡고체의 경우는 가연성 잡고체와 비가연성 잡고체로 구분이 된다. 이를 각각 감용전과 압축 및 감용후로 나타내었다. 표 2-15에서의 폐기물 현황은 감용후의 양을 나타낸 것이다. 또한 각 폐기물별 선량률도 나타내었다. 이때 월성의 경우는 폐수지를 vault내에 저장중이므로 방사능을 알 수 없다.

표 2-15 . 발전소별 고체방사성폐기물 누계 발생량(2000년말 기준)

기준 : 200리터 드럼

구분	고리 1발	고리 2발	월성 1발	월성 2발	영광 1발	영광 2발	울진 1발	울진 2발	합계
농축폐액	7,771	3,402	0	0	3,487	304	2,666	166	17,796
폐수지	1,710	1,203	1,008	188	1,510	25	1,921	0	7,565
폐필터	464	254	141	2	100	0	404	0	1,365
잡고체	16,160	9,258	3,036	211	6,023	1,424	4,775	659	41,546
가연성잡고체	10,515	7,169	2,519	182	4,707	1,268	3,858	449	30,667
비가연성잡고체	5,645	2,089	517	29	1,316	156	917	210	10,879
합계(드럼)(감용전)	26,105	14,117	4,185	401	11,120	1,753	9,766	825	68,272
합계(드럼) (압축 및 감용후)	19,513	11,046	4,185	401	9,627	1,728	9,766	825	57,091
농축폐액	4.06	6.8	0	0	2.5	2.26	3.32	0.308	19
폐수지	209	123	*	*	43.2	1.33	38.8	0	415
폐필터	0.86	3.59	25.6	466	1.59	0	238	0	736
잡고체	6.99	6.84	0.339	2.2E-5	1.82	0.561	3.19	0.154	20
합계(선량률)(TBq)	220.91	140.23	25.939	466.0	49.11	4.151	283.31	0.462	1,190

2.1. 방사능적 특성

방사능량 측면에서 폐기물별로 살펴보면 그림 2-5와 같다. 전체 총 방사능량은 총 1,190 TBq 정도에 이른다. 가장 큰 비중을 차지하는 것은 폐필터로 전체의 61.8 %를 차지하며, 그 다음으로는 폐수지가 약 34.9 %를 차지하고 있다. 그 나머지를 농축폐액과 잡고체가 차지하고 있다. 전체적으로 폐필터와 폐수지가 전체의 약 97%를 차지하고 있다. 이는 주로 폐필터와 폐수지가 부피 측면의 발생량은 적으나 단위 방사능 농도가 매우 높기 때문이다.

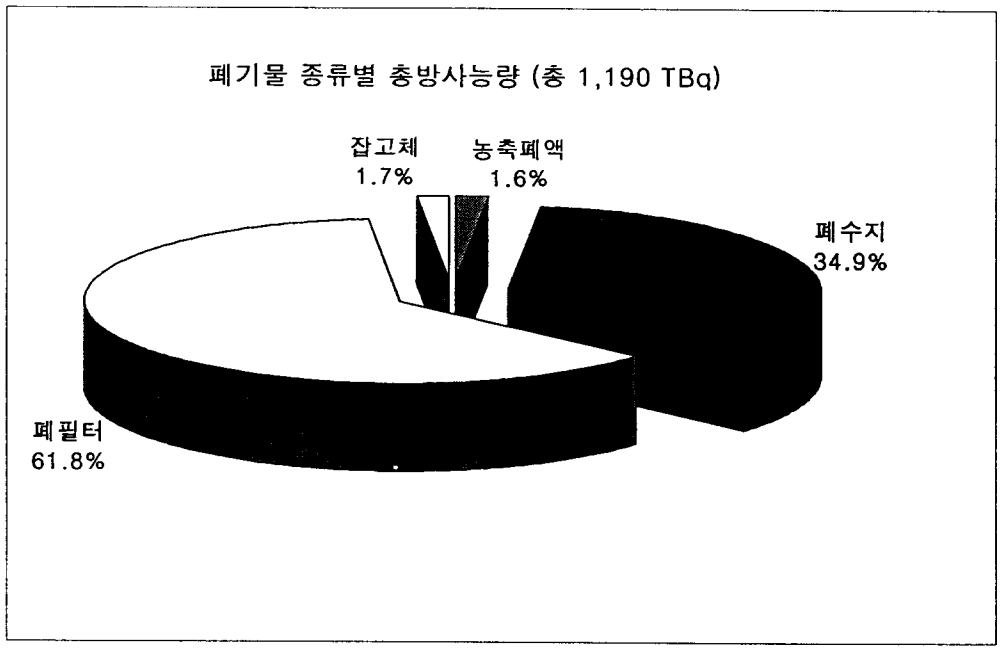


그림 2-5 . 폐기물 종류별 총방사능량 (2000년말 기준)

2.2. 폐기물 발생량 측면의 특성

중·저준위 방사성폐기물을 발생량 측면에서 살펴보면 다음의 그림 2-6과 같다. 폐기물의 발생량은 200리터 드럼 기준으로 감용전 68,272드럼, 감용후 57,091드럼에 이른다. 이를 각 폐기물별로 구분해보면 다음과 같다. 이때 폐기물의 구분은 감용전의 총 폐기물량인 68,272 드럼을 기준으로 분석한 것이다. 발생된 폐기물 중 가장 큰 비중을 차지하는 것은 잡고체로 전체의 60.9 %를 차지하며, 그 다음으로는 농축폐액이 약 26.1 %를 차지하고 있다. 그 나머지를 폐수지와 폐필터가 각각 11.1 %와 2 %를 차지하고 있다. 전체적으로 잡고체와 농축폐액이 전체의 약 87%를 차지하고 있다. 이처럼 잡고체가 많은 비중을 차지하는 것은 부피적인 측면에서 발생량이 상대적으로 많기 때문이다.

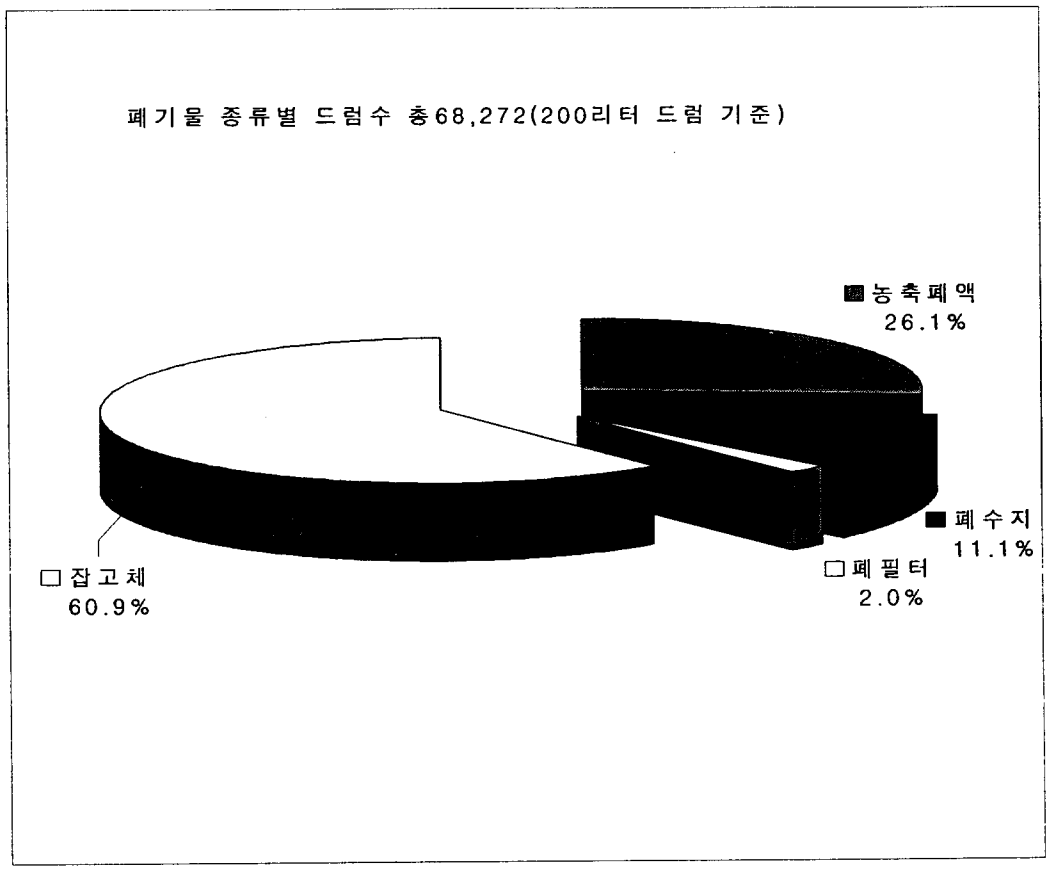


그림 2-6 . 폐기물 종류별 총드럼수 (2000년말 기준)

2.3. 잡고체의 발생 현황

잡고체의 발전소별 발생현황은 그림 2-7과 같다. 총발생량은 200리터 드럼 기준으로 약 41,546 드럼에 이른다. 이는 발생량 측면에서 네 종류의 폐기물 중 가장 많은 양으로 전체의 60.9 %를 차지하고 있다. 반면에 방사능량적인 측면에서는 전체의 1.7%로 농축폐액과 함께 비슷한 수준의 매우 적은 비율을 차지하고 있다. 잡고체는 크게 가연성과 비가연성으로 구분된다. 가연성 잡고체는 전체의 약 3/4정도에 이르는 약 3만 드럼 규모이며 나머지 1/4정도가 비가연성으로 이루어져 있다. 전체적인 양은 고리 원전이 가장 커서 가연성의 경우 전체의 약 72 %, 비가연성의 경우 58 %를 차지하고 있다. 이는 고리 원전의 운전연수가 가장 많기 때문이다. 그 다음으로는 울진 1발전소, 영광 1발전소, 월성 1발전소가 차지하고 있으며, 그 나머지를 그 외의 원전에서 큰 비중을 차지하고 있다.

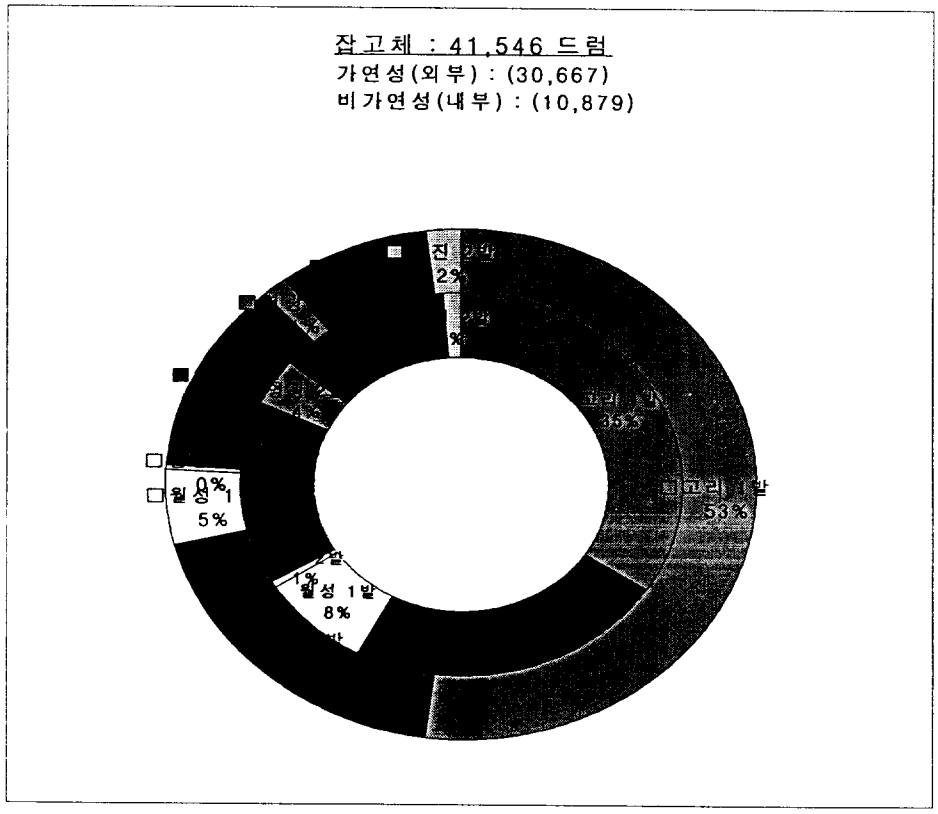


그림 2-7 . 잡고체의 발전소 부지별 발생비율 (2000년말 기준 드럼수)

2.4. 농축폐액의 발생 현황

농축폐액의 총 발생량은 200리터 드럼 기준으로 약 17,796 드럼으로, 발생량 측면에서 전체의 26.1 %를 차지하고 있다. 반면에 방사능량 측면에서는 전체의 1.6 %로 가장 적은 비중을 차지하고 있다. 농축폐액의 경우 전체적인 양은 고리 원전이 가장 커서 전체의 약 63 %를 차지하고 있다. 이어서 영광 1발 울진 1발이 차지하고 있으며, 그 나머지를 그 외의 원전에서 차지하고 있다. 영광 원전의 경우는 농축폐액이 발생하지 않기 때문에 폐기물 분류시에 농축폐액이 포함되어 있지 않다.

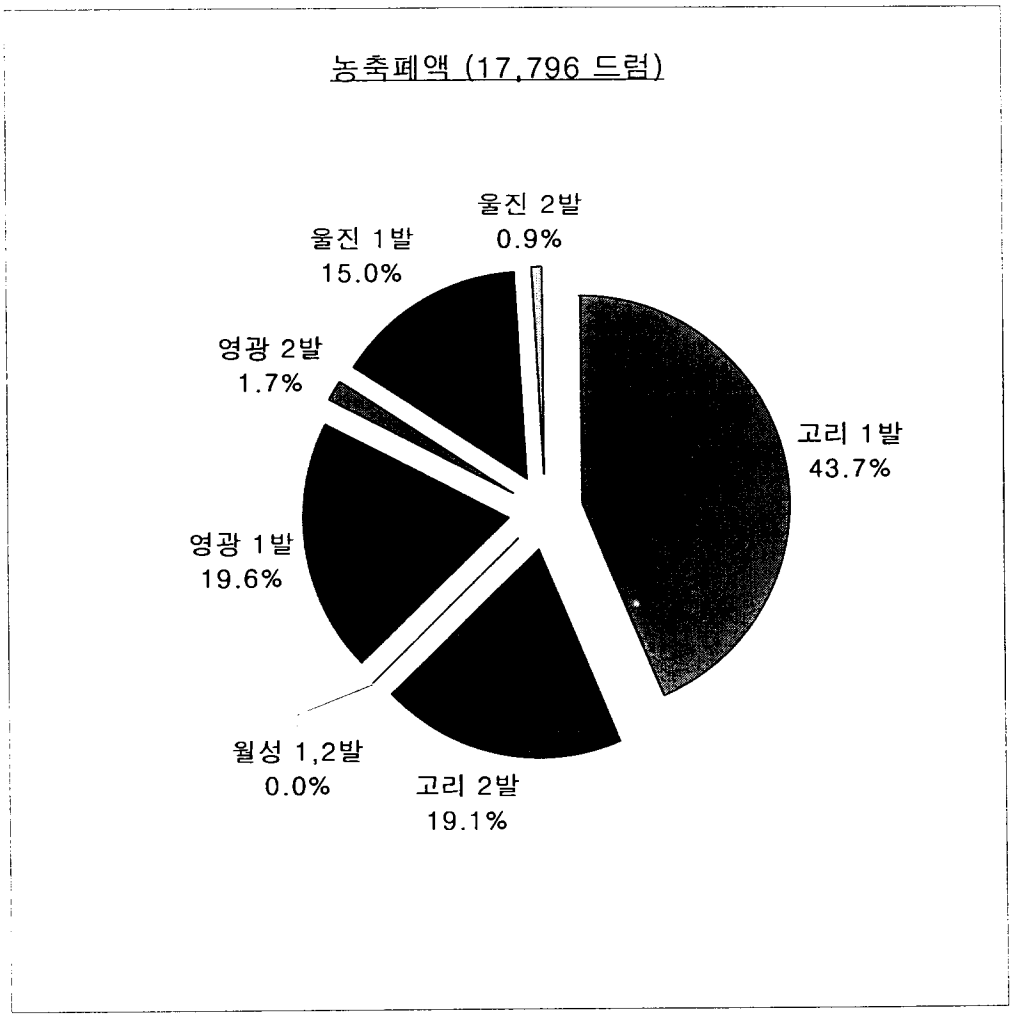


그림 2-8 . 농축폐액의 발전소 부지별 발생비율 (2000년말 기준 드럼수)

2.5. 폐수지 발생 현황

폐수지의 총 발생량은 200리터 드럼 기준으로 약 7,565 드럼으로, 부피로 본 발생량 측면에서는 전체의 11.1 %를 차지하고 있어서 두 번째로 적은 비중을 차지하지만, 방사능량적 측면에서는 두 번째로 많은 34.9%를 차지하고 있다. 폐수지의 경우 울진 1발이 25.4%, 고리 1발이 22.6%, 영광 1발이 20.0%의 순으로 많은 양을 차지하며, 이어서 고리 2발과 월성 1발이 각각 15.9%와 13.3%를 차지하고 있다.

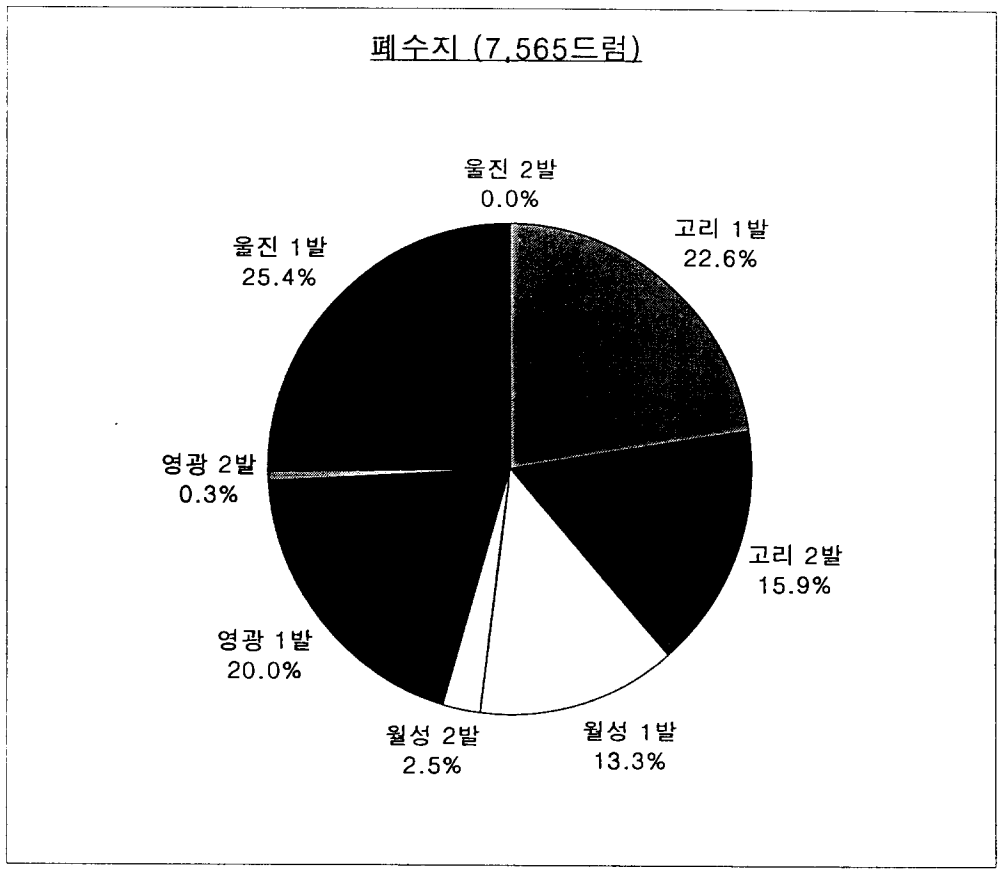


그림 2-9 . 폐수지의 발전소 부지별 발생비율 (2000년말 기준 드럼수)

2.6. 폐필터의 발생 현황

폐필터의 총 발생량은 200리터 드럼 기준으로 약 1,365 드럼으로, 부피로 본 발생량 측면에서는 네 종류의 폐기물 중 가장 적은 양으로 전체의 2.0%를 차지하지만, 방사능량적인 측면에서는 전체중 가장 많은 비중을 차지하는 61.8%에 이른다. 폐필터의 경우 전체적인 양은 고리 1발, 울진 1발, 고리 2발 순으로 많은 양을 차지하며 이 세 곳에서 전체의 82% 이상을 차지하고 있다. 그 외의 발전소에서 나머지를 차지하고 있다.

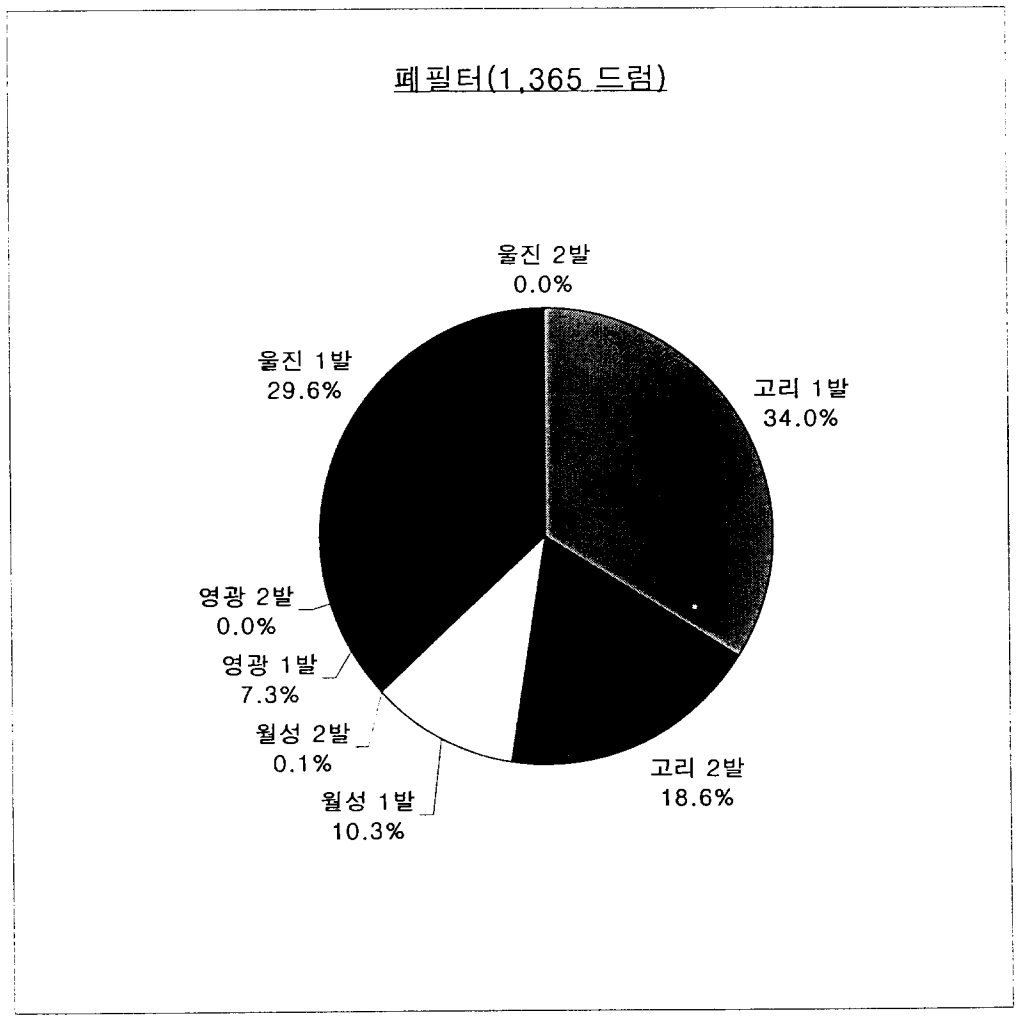


그림 2-10 . 폐필터의 발전소 부지별 발생비율 (2000년말 기준 드럼수)

3. 논의

중·저준위 방사성 폐기물은 발생량 측면에서 잡고체, 농축폐액, 폐수지, 폐필터의 순으로 많음을 알 수 있고, 방사능량 측면에서는 폐필터, 폐수지, 농축폐액, 잡고체의 순으로 높음을 알 수 있었다. 향후 폐기물의 분석시 그 가중치를 부여한 분석이 필요할때는 그 전체 발생량 측면에서 가장 많은 잡고체 위주의 발생량 현황을 고려한 분석을 필요로 하며, 방사능량 측면을 고려할시에는 폐필터와 폐수지 위주의 높은 방사능량을 지닌 폐기물을 우선 고려대상으로 삼아야 할 것이다. 분석 대상 발전소로는 그 전체 폐기물 발생량이 많은 고리1발, 고리 2발, 영광 1발, 울진 1발의 순서로 그 비중을 고려하여야 하며, 노형이 다른 점을 고려하여 월성 원전 특히 1발에 비중을 둔 연구가 필요하다고 판단된다.

제 3 장 국외 중·저준위 처분장의 운영현황 및 특성 파악

제 1 절 개 요

국내 처분장의 건설을 앞두고 국외 처분장의 특성을 살펴보는 것이 중요할 것이다. 우선 국내의 현재까지의 처분장 추진 현황을 살펴본 후 국외 처분장의 운영 현황을 대표적인 몇몇 국가에 대해 간략히 살펴보도록 하겠다. 그리고, 국외 처분장에서 처분 대상이 되는 드럼과 드럼내의 핵종 분석 방법 중 가장 광범위하게 사용되는 척도인자를 중심으로 핵종 분석 대상 핵종과 척도인자의 적용 사례를 살펴보도록 하겠다.

제 2 절 처분장 운영 현황

1. 처분장의 필요성과 개념

처분이란 폐기물이 함유하고 있는 방사성핵종의 이동을 차단 또는 지연시켜 생태계에 영향을 주지 못하도록 하는 것이다. 방사성핵종의 이동을 억제 및 방지하는 시스템을 방벽(Barrier)이라 부르며, 이에는 인공방벽과 자연방벽이 있다. 인공방벽은 인간이 설계하여 배치하는 방벽을 일컬으며, 자연방벽은 자연적으로 존재하는 토양이나 암반의 특성을 조사·선정하여 이용하는 방벽을 일컫는다. 처분은 이러한 인공방벽과 천연방벽의 특성을 고려하여 조합시킨 다중방벽시스템에 의해 폐기물을 인간의 생활권에서 격리하는 것이다.

다중방벽시스템에 의한 격리는 시간이 오래 지나면 원래상태가 유지되는 것이 힘들다. 이는 격리에 필요한 기간이 보통 100년 이상을 요하기 때문이며, 따라서 그 결과에 대해서는 불확실성이 존재하기 마련이다. 따라서 처분계획 수립 시에는 이러한 점을 충분히 고려하여, 다중방벽시스템 중 어떤 부분이 열화되어 처분폐기물 중에 함유되어 있는 방사성핵종이 이동한다고 해도 그 양이나 비율이 극히 적도록 해야 한

다. 또한 이동되는 핵종이 생활권에 도달하기에 장시간이 걸리게 함으로서 그 사이에 방사능이 감쇠하여 결국 최종적으로 인간이 받는 피폭선량이나 위험이 무시해도 될만큼 낮도록 하고 있다.

중·저준위 폐기물의 처분 방식은 개념상 여러 종류가 있으나 현실적으로는 천층처분과 동굴처분방식의 2가지가 채택되어 이용되고 있다. 천층처분은 지표면 가까이에 천연방벽 또는 인공방벽을 이용하여 폐기물을 처분하는 방식으로서, 근래에는 안전성을 보강한 인공방벽 천층처분이 주로 채택되고 있다. 인공방벽 천층처분은 지표부에 구조물을 만들고 구조물 내에 폐기물을 처분하는 방식으로서, 표토층이 발달하고 배수가 잘되며 강우량이 적은 지역에서 유리한 방식이다. 동굴처분은 암반내 또는 지표면하의 동굴에 천연방벽 또는 인공방벽을 이용하여 폐기물을 처분하는 방법으로서, 이 방식은 수리지질학적으로 폐기물의 장기보관에 대한 안전성을 확보하여야 하므로 균열이나 파쇄대 등 2차 공극이 발달되지 않고 투수성이 낮으며 균질한 특성을 갖는 큰 암체가 있는 지역에서 유리한 방식이다. 어떤 처분방식을 택할 것인가는 그 나라의 지형이나 지질, 국토이용, 국민이해 측면을 고려하여 결정되는 문제이며, 최근에는 부지확보의 어려움으로 인하여 인문·사회적 측면을 중요시하고 있다.

방사성폐기물의 처리·처분 문제는 모든 원자력 이용국가들의 공통현안이다. 기술적으로는 충분히 안전하게 관리할 수 있다는 확신을 가지고 있으나 "방사성폐기물처분장"부지의 선정 등 구체적인 사업추진은 주민합의 등 사회적 여건이 반영되어야 할 중요한 사항으로 부각되고 있다.

2. 국내의 폐기물 처분장 추진 현황[6]

2.1. 원자력법령과 방사성폐기물 관리사업

원자력법은 1958년 3월 11일 제정되어 현재 7차에 걸쳐 개정을 거듭하여 왔다. 그 중 방사성폐기물관리사업과 관련한 주요개정은 제 5차 개정이 1996년 12월 30일에 있었다. 그 주된 내용으로는 "원자력안전 규제의 독립성을 확보하기 위하여 원자력안전위원회를 신설하고, 원자력연구개발사업의 추진에 소요되는 재원을 안정적으로 확보하기 위하여 원자력연구개발기금을 설치하며, 방사성폐기물관리사업의 소관이 변경됨에 따라 그 시행에 필요한 관련 조항을 정비한다"는 것이었다.

또한 1996년까지 한국원자력연구소가 수행하던 방사성폐기물관리사업이 한전으로

이관됨에 따라 방사성폐기물관리기금 운용의 필요성이 없게 되어 이와 관련된 조항이 삭제되었으며 원자력법에서는 방사성폐기물의 처분시설 및 그 부속시설을 포함하는 폐기시설 등의 건설·운영에 대한 과학기술부장관의 허가권을 규정하는 한편, 허가서에 필요한 신청서류를 현행의 환경영향평가서 외에 부지특성보고서, 안전성분석보고서, 건설 및 운영에 관한 품질 보증계획서를 추가하고 동 허가기준을 보완하였다.

한편, 폐기업 허가를 받은 후 설계 및 공사방법에 관하여 과학기술부장관의 승인을 얻어 공사를 하도록 하고 승인전 공사가 가능한 현행 규정을 삭제하는 등 안전규제를 강화하였다.

사용후연료의 처리·처분을 제외한 방사성폐기물의 저장·처리·처분에 관한 기본정책 및 사업계획 등을 포함한 관리대책에 관하여는 방사성폐기물관리사업의 이관에 따라 산업자원부장관이 수립·시행하도록 하였으며, 사용후연료의 처리 및 처분에 관한 사항은 과학기술부장관과 산업자원부장관이 관계부처의 장과 협의하여 원자력위원회의 심의·의결을 거쳐 결정하도록 하였다.

또한, 발전용원자로 및 폐기시설을 건설·운영하고자 할 경우 방사선 환경영향에 대한 주민의견 수렴을 의무화하는 규정을 신설하여 건설허가 전에 지역주민의 의견을 사전 수렴하도록 하였다.

이외에 전기사업법을 개정하여 원자력발전소 철거비, 방사성폐기물 처분비 확보를 위한 원전사후처리충당금 충당규정을 신설하였고, 방사성폐기물의 저장·처리·처분 사업에 대한 규정을 신설하여 한국전력이 그 수행의 주체임을 명시하고 방사성폐기물관리사업자 외의 자는 한국전력에 방사성폐기물을 위탁 후 비용을 부담하도록 하였다. 또한, '방사성폐기물관리사업의 촉진 및 시설주변 지역지원에 관한 법률'을 '전원개발에 관한 특례법 및 발전소 주변지역 지원에 관한 법률'에 포함시켜 방사성폐기물관리시설 주변지역 지원근거를 신설하고 발전소 및 방사성폐기물관리시설 건설관련 지원사업 시행의 효율성을 제고하기 위해 지원사업 우선 시행 및 지원금의 조기사용 근거를 마련하였다.

2.2. 방사성폐기물 사업 추진 현황

1980년대초 정부는 방사성폐기물의 처리·처분에 관한 기본정책방향을 결정하였다. 1984년 10월 13일에 열린 제221차 원자력위원회에서 '방사성폐기물 관리대책'을 심의·의결하였으며, 그 주요골자는 방사성폐기물은 정부의 책임 하에 안전하게 관리

하고, 사업을 전담할 비영리 운영관리기구를 설치하며, 중·저준위 방사성폐기물은 육지처분을 원칙으로 처분시설은 원전부지 외부에 집중식으로 건설하되, 비용은 폐기물 발생자의 부담으로 하는 것으로 원칙을 정하였다.

그 이후 수차례에 걸친 방침 결정과 수정을 통해 한국원자력연구소를 사업기관으로 선정하여 지난 15년간 방사성폐기물 처분장건설부지 선정에 국가적 노력을 해왔다. 지역주민과 환경단체의 거센 반발에도 불구하고 지난 1994년 12월에 경기도 웅진군 덕적면 굴업도를 최종 부지로 선정 발표한 바 있으나, 이듬해 정밀지질탐사 과정에서 활성단층이 발견됨으로써 굴업도에 대한 시설지구지정이 해체되었다. 이에 따라 정부는 방사성폐기물 관리사업을 전면 재검토하게 되었고, 1996년 1월 11일 과학기술자문회의에서 원자력 행정체계를 개편하고 방사성폐기물 관리사업을 사업경험이 풍부한 한전에 맡기는 방안이 검토되었고 정부의 관련 부처 협의를 거쳐 제245차 원자력위원회('96. 06. 25)에서 중·저준위 방사성폐기물 처분장 및 사용후핵연료 중간저장시설의 건설 및 관리업무를 원자력연구소에서 한국전력으로 이관하며, 사용후핵연료에 대한 연구개발 업무는 원자력연구소에서 계속 수행하고, 기존의 방사성폐기물관리기금을 폐지한다는 내용을 골자로 하는 조정안을 의결 확정하였다.

따라서 1996년 12월 31일부로 정부 주관 부서가 과학기술부로부터 산업자원부로 조정되고 방사성폐기물 관리사업 수행이 원자력연구소로부터 한전으로 이관됨에 따라 원자력법, 전기사업법 등 관련 부속법령을 정비하였다. 이후 한전은 1997년말 정부에 '방사성폐기물 관리대책(안)'을 제출하였고 정부는 1998년 9월 원자력위원회의 의결을 거쳐 동 대책(안)을 '국가 방사성폐기물관리대책'으로 확정하였다. 방사성폐기물 관리사업자인 한국전력은 관련시설의 부지확보를 위해 현재 지자체를 대상으로 부지를 유치공모 중에 있다.

2.3. 방사성폐기물 관리 대책

제245차 원자력위원회의 원자력사업 추진체제 조정방안 의결에 따라 방사성폐기물 관리사업 및 사용후연료 처리·처분에 관한 사항이 과학기술부에서 산업자원부로 이관되었으며, 사업시행기관은 한국원자력연구소에서 한국전력공사로 변경되었다. 이에 따라 1997년 1월 1일 한국전력공사는 그 동안 사업 수행을 해오던 한국원자력연구소 부설 원자력환경센터의 인력 150여명을 인수하여 방사성폐기물관리사업 및 사용후연료 처리·처분업무를 전담할 원자력환경기술원을 발족시켜 새로운 체제에서 업무를

수행하기 시작하였다.

한전은 원자력환경기술원을 방사성폐기물관리 전담기구로서 중·저준위 방사성폐기물 처분장 부지확보, 사용후연료 중간저장 시설 건설, 방사성폐기물 관리기술 확보 등 방사성폐기물의 종합관리와 원전의 안정적 운영을 지원하는 역할을 수행하고 있다. 관리사업이 한국전력공사로 이관된 후 한전은 동 사업분야를 재검토해 1997년말 정부에 '방사성폐기물 관리대책(안)'을 제출하였고, 정부는 1998년 9월 원자력위원회의 의결을 거쳐 동 대책(안)을 국가 '방사성폐기물 관리대책'으로 확정하였다. 그 기본개념은 안전하고 효율적인 방사성폐기물 관리로 원자력사업의 원활한 추진기반을 구축하는 것이다. 그 주요 내용을 보면, 방사성폐기물은 국가 책임 하에 안전성을 최우선하여 관리하며, 발생량을 최소화하고 관리에 소요되는 비용은 발생시점에서 발생자가 부담하는 것을 원칙으로 국민의 신뢰 속에 추진하는 것을 기본정책으로 하고 있다. 이에는 후에 건설된 사용후연료 중간저장시설을 포함한 약 60만평의 부지에 (지역여건에 따라 증감) 2008년까지 1차로 총 10만 드럼 규모의 중·저준위 폐기물 처분시설을 건설하는 것을 목표로 하고 있다. 이후 단계적으로 증설을 하여 최종적으로 중·저준위 방사성폐기물은 80만 드럼, 사용후연료 중간저장시설은 2만톤 규모로 건설하게 된다. 처분방식은 부지확보와 병행하여 부지여건에 따라 천층처분 또는 동굴처분 방식을 선택할 계획이다. 이에 따라 부지확보 전까지는 천층처분과 동굴처분 기술을 모두 확보한다는 계획아래 현재 우리나라의 방사성폐기물 관리사업 전담조직인 한국전력공사 원자력환경기술원에서 천층처분 개념설계를 수행하고 있으며, 1998년에 천층처분 요소기술 및 처분요건 분석업무를 중점 수행하였다.

한전은 방사성폐기물관리사업의 차질 없는 수행을 위해서는 부지확보가 우선되어야 함을 인식하고 관리대책에 따라 가장 공개적인 방법인 지자체를 대상으로 부지를 유치공모중에 있다. 한전은 추진과정에서 첫째, 지자체 및 주민참여 하에 공개적으로 추진하여 각종 오해를 근원적으로 불식시키고, 둘째, 집중적인 지역개발을 실시하여 지역발전을 유도하며, 셋째, 공청회 및 부지예비조사 절차를 충실히 이행하는 등 처분장 확보을 위해 최선의 노력을 기울여 나갈 예정이다.

3. 해외 방사성폐기물 관리 현황

국가마다 각 국의 상황에 맞는 방사성 폐기물 관리를 수행하고 있다. 원자력의 개발이용과 관련되는 안전규제에 대하여는 국가가 중심적인 역할을 담당하고 있고, 방사성폐기물의 관리에 대해서는 민간주도로 관리되는 국가가 수적으로 우세하다. 단지 그 실태는 각국의 사정에 따라 조금씩 다르다. 방사성폐기물의 안전관리는 적절한 기술뿐만 아니라 행정, 법제 및 재정적인 지원과 조치를 필요로 한다. 이를 위해 많은 나라들은 일원화된 정책의 입안과 실시, 필요한 연구개발의 지도 등을 수행하는 중추적인 기관을 설치하고 있다.

폐기물관리의 기초가 되는 기본적인 방사선관리의 원칙은 국제방사선방호위원회(ICRP)의 권고를 기준으로 하고 있다. 또한 그것을 근거로 폐기물관리를 실시함에 있어서, 일반적으로 고체폐기물은 적절한 저장·처분으로 방사성핵종을 인간환경으로부터 격리하고, 기체·액체와 같은 유체폐기물은 방사성핵종을 분산 희석하여 환경으로 방출하는 2가지의 상호보완적인 방식 사용을 기본으로 하고 있다. 이러한 폐기물관리의 기본 개념하에 구체적 시행은 각국의 사정에 따라 여러 가지 방법이 사용되고 있으며 그 최종방식은 방사성폐기물의 처분으로, 폐기물이 함유하고 있는 방사성핵종이 인간생활권으로 되돌아오지 않도록 방사성핵종의 이동이나 확산을 지연, 억제, 방지하는 시스템, 즉 방벽을 설치하여 방사성폐기물을 인간생활권에서 격리하고자 한다.

중·저준위방사성폐기물의 경우 천층처분, 동굴처분, 지층처분등의 방법으로 다수 국가에서 처분을 시행하고 있으나 현시점에서 고준위 방사성폐기물(사용후연료)은 30~50년간의 냉각이 필요하므로 처분하는 국가는 아직 없으며 대다수 국가에서 사용후연료의 재처리에서 발생한 고준위 폐액을 유리고화하여 저장하거나 사용후 연료를 재처리하지 않고 저장하여 30~50년후 심지층 처분을 계획하고 있다. 각국의 중·저준위 방사성폐기물 처분장 현황을 표 3-1에 나타내었다.[7] 주요국가의 방사성폐기물 관리 현황을 간략히 살펴보면 다음과 같다.

3.1. 미국

미국은 1980년대 저준위폐기물정책법(LLRWPA, 1980)에 따라 각 주가 독자적으로 처분시설을 건설하거나 지역단위로 주 연합(Compact)에 의해 몇 개의 주가 공동으로

처분시설을 건설하여 운영하되, 다른 지역으로부터의 폐기물 반입을 금지할 수 있도록 하고 있다. 결국, 저준위폐기물에 대해서는 발생한 지역의 주정부가 처분책임을 지도록 되어 있다. 현재 42개 주가 9개의 컴팩트(Compact)를 결성하여 추진중에 있으나, 캘리포니아 주가 속해있는 남서부 컴팩트(Southwest Compact)만이 건설 인허가를 받은 상태에 있다. 나머지 컴팩트는 인허가 신청중이거나 부지선정중에 있다. 미국은 1962년부터 Beatty(1962년 운영개시), Maxey Flats(1962년), West Valley(1963년), Richland(1965년), Sheffield(1967년), Barnwell(1971년)등 6개 처분시설이 단순 천층처분방식으로 운영되었다. 그러나, 안전성 문제로 1970년대 중반에 폐쇄되거나 (Maxy Flats, West Valley), 용량포화로 폐쇄되었고(1978년 Sheffield, 1992년 Beatty), 현재는 Barnwell과 Richland처분시설만이 운영되고 있다. 그러나 Richland 처분시설은 Northwest 및 Rocky Mountain(Northwest Compact)에서 발생되는 폐기물만을 처분하고 있으며, Barnwell 처분시설도 앞으로 수년동안만 미국 전역에서 발생되는 폐기물을 처분하고 그 후는 다른 주에서 발생되는 폐기물은 반입을 금지할 계획이다. 6개 주가 각각 처분장을 건설·계획하고 있다.

초우라늄 방사성폐기물(TRU)과 고준위 방사성폐기물의 처분은 연방에너지부(DOE)가 담당하고 있다. 사용후연료의 중간저장시설로서는 감시기능이 있고 회수가 가능한 개념의 저장시설(MRS)이 구상되고 있지만 아직 구체적인 입지는 결정하지 않았다. 현재 사용후연료의 재처리는 하지 않고 있으며 이전의 재처리에서 생긴 고준위 폐기물은 심지층 처분장이 건설될 때까지 각 원전과 재처리시설 또는 앞으로 건설될 집중저장 시설에 보관된다.

3.2. 프랑스

프랑스는 방사성폐기물을 단수명 및 장수명으로 구분하는데 핵종의 수명이 짧은 폐기물은 지표면에 천층처분을 한다. 라망쉬저장센터(CSM)는 이미 1969년부터 20여년간 폐기물을 인수하여 성공적으로 운영되었으며, 517,400 m^3의 폐기물을 처분한 후 1994년에 용량포화로 폐쇄되었고, 로브지역에 제2처분장인 로브저장센터(CSA)를 건설하여 1992년부터 운영을 개시하였으며, 처분용량은 향후 40년간 발생되는 폐기물을 수용할 수 있는 1,000,000m^3 의 규모이다.

사용후연료는 라아그(La Hague)와 마쿨(Marcoule)에 있는 시설에서 재처리되고 있으며 반감기가 긴 고준위폐기물에 대해서는 의회가 1991년에 처분연구에 관한 법률

을 제정하였다. 심지층 처분방식이 선정될 경우, 이 계획은 2020년까지 실시될 예정이다.

3.3. 스웨덴

원전에서 발생하는 저준위폐기물은 4개의 전력회사가 설립한 스웨덴 연료·방사성폐기물 관리회사(SKB)에 의해 건설된 포스마르크(SFR) 영구처분장에 처분되고 있는데, 이 처분장은 포스마크(Frosmark)원자력발전소에서 북쪽으로 약 1km 떨어진 발틱해 해저 약 60m 깊이의 기반암에 해저 동굴처분장 형태로 중·저준위 방사성폐기물 최종처분장(SFR)으로 만들어졌다. 이 처분장은 1982년 6월 건설이 착수되어, 1988년 4월 운영이 개시되었다. 이 시설은 중준위폐기물 처분을 위한 1개의 사일로와 저준위폐기물 처분을 위한 4개의 처분동굴이 건설되어 있으며 원전 근처에 위치해 있기 때문에 운영 및 보수 측면에서 유리하게 되어 있다. 처분용량은 1단계 60,000m^3이며, 90,000m^3까지 증설할 계획이다. 스웨덴에는 SFR 외에 극저준위 방사성폐기물의 처분을 위해 OKG AB, Studsvik, Forsma 원전부지에 3개의 단순 천층처분시설을 운영하고 있다.

사용후연료는 약 40년간 중간저장후 처분 또는 일부 위탁재처리를 하고 있다. 사용후연료는 각 원전 저장조에서 1~5년간 저장한 후 중앙집중저장시설에서 30~40년간 중간저장된다. 사용후연료 중간저장시설(CLAB)은 오스캬샴 원전에 인접해 있다. CLAB은 지상 반입 및 취급 시설과 암반을 굴착한 지하 30m의 시설(사용후 연료저장조)로 구성되어 있다. 사용후연료는 처분시 구리 캐니스터에 밀봉하여 수직갱에 넣으며 고압압축된 점토로 덮고 처분터널은 모래와 점토의 혼합물 등으로 메운다. 부지특성 조사와 사용후연료 영구처분장 건설을 준비하기 위해 SKB는 오스카샴 원전 근교에 경암 지하연구소를 운영중이며, 밀봉된 사용후연료의 처분을 2008년에 수행하는 것을 목표로 하고 있다.

3.4. 핀란드

핀란드는 TVO 원전부지와 IVO 원전부지에 동굴처분시설을 각각 운영 및 건설중에 있다. TVO 원전부지의 Olkiluoto섬에 건설되어 1992년부터 운영중에 있는 VLJ 처분시설은 2개의 사일로(저준위폐기물 처분용인 MAJ와 중준위폐기물 처분용인 KAJ)

로 구성되어 있으며, 처분용량은 약 8,500m^3이다. IVO 원전부지에 1995년 7월부터 건설중에 있는 처분시설은 터널방식으로 처분용량은 10,400m^3이다.

3.5. 일본

저준위폐기물은 천층처분하고 사용후연료는 몇 차례의 사건이 있었음에도 불구하고 재활용 원칙을 강력히 고수하고 있다. 방사성폐기물관리 전담조직으로 일본원연산업주식회사(JNFL)을 1985년 일본 9개 전력회사와 관련업체 50개사가 공동으로 출자해 설립하였다. 아오모리현 로카쇼무라 저준위폐기물 지표천층처분시설이 1992년부터 가동되고 있다. 동 시설에서는 폐기물을 인공방벽과 자연방벽으로 밀봉하게 되어있고, 현재의 처분용량(제1기 매설 설비용량)은 40,000m^3이며, 최종적으로 60만m^3까지 증설할 계획이다. 1997년 1월에 40,000m^3용량의 제2기 매설설비에 대한 안전심사 서류를 제출한 상태에 있다.

고준위폐기물의 경우는 1992년에 발표된 국가의 기본방침에 의하면 부지조사 및 선정, 부지특성 조사, 처분기술의 실증을 담당할 실시 주체를 별도로 설립하게 되어 있다. 여러 가지 지질환경조건에서 처분실험을 해왔고 지하연구시설은 북해도에 건설하게 되었지만 이곳이 최종 처분장은 아니다. 최종 처분장은 2030년대 또는 2040년대 중반에 운영을 개시할 계획이다. 사용후연료는 각 원자력발전소 및 재처리공장의 저장조 등에 보관중이며 프랑스 및 영국에서 위탁 재처리하였다. 해외에서 재처리에 수반되어 발생하는 폐기물은 일본으로 반환되어 30~50년간 냉각, 저장되며 그 후 심지층에 처분할 예정이다. 국내에서의 재처리는 도카이무라 재처리공장에서 해왔으나 1997년의 화재로 중단되었고 로까쇼무라의 신규 재처리시설의 가동은 당초 2003년에서 2.5년 연기되어 2005년 중순에 가동 예상중이다.

3.6. 영국

영국에서는 매년 약 3만~4만 m^3의 저준위폐기물이 발생된다. 이 폐기물의 대부분은 BNFL의 드릭(Drigg) 시설에 처분된다. 드릭은 1959년부터 운영중에 있다. 처분초기에는 인공방벽을 설치하지 않는 단순천층처분 방식으로 운영하다(총 7개의 트렌치) 1986년 체로노빌 원전 사고후 원자력 안전성에 대한 국민불안의 증폭에 따라 영국 의회가 안전성 보강을 결의, 8번째 트렌치부터는 인공방벽을 도입하여 운영하고 있다.

현재 약 10만m^3의 중저준위폐기물이 지상에 저장되어 있고 2010년경에는 약 17만 5천m^3로 그 양이 증가될 것으로 예상되고 있다. 중준위폐기물의 최종처분장 건설은 NIREX가 맡고 있으며 이곳에서 유리고화되고 있다. 유리고화체는 셀라필트(Sellafeild)에서 냉각을 위해 최소 50년간 저장후 전용 처분장에 처분될 것이다. 이 처분장은 최소 50년 이후에나 운영될 것으로 예상된다. NIREX는 셀라필드를 중준위폐기물 지하처분장 부지로 선정했으며 이곳의 지질에 관한 연구결과 안전기준을 만족할 것으로 보고 있다. NIREX는 우선 이 지역에 지하연구실을 건설할 계획이며 암반특성화시설의 건설 착수시기는 인허가 상황에 따라 달라질 수 있다. 2000년대 초반 운영을 목표로 셀라필트 지역에 심지층 동굴처분시설 건설을 위한 부지특성조사가 진행되어 왔으나 지방정부의 반대로 중단된 상태에 있다.

3.7. 독일

독일은 1965년 아세(Asse) 암염광을 매입하여 1967년부터 1978까지 연구 및 실증시설로 활용하였으며, 폐철광인 콘라드(Konrad)처분시설에 대해 1987년에 인허가를 신청하였으나 주정부의 반대 등으로 지금까지 더 이상 진전이 되지 않고 있다. 현재는 옛 동독이 1981년부터 운영해온 모르스레벤(Morsleben) 암영동굴 처분장을 1994년에 재인허가를 받아 운영하고 있다.

3.8. 스페인

스페인은 프랑스의 로브 처분시설과 매우 유사한 엘까브릴(El Cabril)처분시설을 1992년부터 운영중에 있다. 28개의 셀(Cell)로 구성된 처분시설의 용량은 50,000m^3에 이른다.

표 3-1 . 각국의 중·저준위 방사성폐기물 처분장 현황(I)

상 태	국 명	처분장/지역명(운영시기)	처분장 형태
운영중	불가리아	노비 한	공학적 보강 천층처분장
	체코	리차드(1964~)	동굴처분(광산)
		듀코바니(1994~)	공학적 보강 천층처분장
	핀란드	울키우토(1992~)	동굴처분
	프랑스	로브(1992~)	공학적 보강 천층처분장
	독일	몰스레벤(1981~)	동굴처분(광산)
	헝가리	RHFT Puspokszilagy	공학적 보강 천층처분장
	인도	트롬베이(1954~)	공학적 보강 천층처분장
		타라풀(1968~)	공학적 보강 천층처분장
		라자스탄(1972~)	공학적 보강 천층처분장
		칼라캄(1974~)	공학적 보강 천층처분장
		나로라(1991~)	공학적 보강 천층처분장
		카크라파(1992~)	공학적 보강 천층처분장
	일본	로카쇼(1992~)	공학적 보강 천층처분장
	노르웨이	Kjeller(1970~)	공학적 보강 천층처분장
	파키스탄	카눕(1971~)	단순 천층처분장
		핀스텍	단순 천층처분장
	폴란드	로잔	공학적 보강 천층처분장
	루마니아	바이타-비홀	심층처분장
	남아공	바알푸츠(1986~)	단순 천층처분장
	스페인	엘 까브릴(1992~)	공학적 보강 천층처분장
	스웨덴	포스마르크(1988~)	동굴처분장
	영국	드릭(1959~)	단순 천층처분장 및 공학적 보강 천층처분장
	미국	반웰, South Carolina(1971~)	단순 천층처분장
		헨포드, Washington(1965~)	단순 천층처분장
	베트남	Dalat	공학적 보강 천층처분장
운영후 폐쇄	체코	Alcazar, Hostim(~1961)	동굴처분장
	미국	비티, 네바다(1962~1992)	공학적 보강 천층처분장
	프랑스	라망쉬(1969~1994)	공학적 보강 천층처분장
건설중	핀란드	로비사	동굴처분장

표 3-2 . 각국의 중·저준위 방사성폐기물 처분장 현황 (II)

상태	국명	처분장/지역명(운영시기)	처분장 형태
인허가중	캐나다	초크 리버	공학적 보강 천층처분장
	독일	콘라드	동굴처분(광산)
	중국	고비, 간수(Gansu)	공학적 보강 천층처분장
		광동성	공학적 보강 천층처분장
	슬로바키아	Mohovce	공학적 보강 천층처분장
	미국	Ward Valley, California	공학적 보강 천층처분장
		Boyd County, Nebraska	공학적 보강 천층처분장
		Wake County, North Carolina	공학적 보강 천층처분장
		Fackin Ranch, Texas	공학적 보강 천층처분장
부지선정완료	브라질	Abadia de Goias	공학적 보강 천층처분장
	이집트	Inshas	공학적 보강 천층처분장
	독일	고아레벤	동굴처분장
	멕시코	Laguna Verde	공학적 보강 천층처분장
	노르웨이	힘다렌	동굴처분장(암반)
	스위스	Wellenberg	동굴처분장
	영국	NIREX	지층처분장
부지선정중	호주		공학적 보강 천층처분장
	벨기에		공학적 보강 천층처분장
	불가리아		공학적 보강 천층처분장
	캐나다		-
	중국	동부	공학적 보강 천층처분장
	한국		-
	루마니아		공학적 보강 천층처분장
	미국	(Connecticut)	-
		(Illinois)	-
		(Massachusetts)	-
		(New Jersey)	공학적 보강 천층처분장
		(Pensylvania)	공학적 보강 천층처분장

4. 처분장 운영시 규제 측면의 주요 고려 사항

처분장에서 중요하게 고려되는 사항으로써 규제 및 운영시의 관련 내역을 살펴보면 다음과 같다.[8)9)]

4.1. 규제 측면의 일반 요건

일반적으로 천층 폐기물처분장에 폐기물을 처분할 때에는 해당 규제기관의 인·허가조치에 따라 규제를 받게 된다. 이러한 규제절차에 대한 기본개념은 IAEA의 "Development of Regulatory Procedures for the Disposal of Solid Radioactive Waste in Deep Continental Formations, Safety Series No.51, IAEA, Vienna (1980)"에 상세히 기술되어 있는데, 이는 주로 심지층의 암층에 위치한 폐기물처분장에 대한 것이며, IAEA의 "Shallow Ground Disposal for Radioactive Wastes : A Guidebook, Safety Series No. 53, IAEA, Vienna(1981)"에 천층처분과 관련한 규제 측면의 특징이 간략하게 검토 요약되어 있다. 규제요건은 국가에 따라 매우 다양한 면모를 보여주고 있으며, 규제요건으로 설정된 절차에는 수행조직의 의무 및 책임을 규정하여야 한다. 폐기물처분장의 수명주기는 통상적으로 다음과 같은 단계를 포함한다.

- 부지선정
- 설계
- 시운전
- 운영 및 폐쇄
- 운영후 감시

규제당국은 폐기물처분장의 운영 및 운영후의 기간에 관한 일반규제요건을 초기에 공포할 수 있는데, 이러한 요건은 부지선정 및 폐기물처분장의 설계 및 건설에 대한 중요한 의미를 함축하게 된다. 규제요건에 대응한 안전 및 규제평가에는 다음과 같은 사항을 포함하여야 한다.

- 보건 및 안전측면

· 환경에 대한 영향
· 검사계통의 성능
· 토지 및 자원의 이용계획
· 폐기물처분장 건설
· 폐기물 처분준비 및 운반서류
· 검사 및 시행
· 운영계획 및 종사자 훈련계획
· 법률적, 제도적, 의무적 사항

4.2. 인·허가 및 검사

규제요건은 인·허가 절차를 통하여 명시되며 시행될 수 있다. 인·허가의 기간 및 조건에는 다음과 같은 사항을 최소한 명시하여야 한다.

· 허가된 폐기물형태의 특징
· 각 방사성핵종에 대한 양 및 비방사능과 같은 방사능한계
· 폐기물처분장 운영자가 수행하여야 하는 환경감시계획 및 제안시설의 부지특성에 대한 기술
· 폐기물형태의 품질보증에 관한 서류
· 폐기물매장고의 설계 및 건설에 관한 서류
· 폐기물처분에 관한 자료 및 정기적으로 규제당국에 보고하여야 하는 서류의 작성계획
· 물리적 보안, 화재방호 등과 같이 반드시 설비하여야 할 보조시설
· 운영종사자의 신원 및 자격
· 부지폐쇄, 폐지 및 운영후의 계획의 상술

규제당국은 폐기물처분장 개발에 관한 자료를 수집하여야 하며, 각 단계의 인·허가 요건에 충실히 부합하고 있는지 검토하여야 한다. 또한 규제당국은 운영자가 인·허가상의 기간 및 제반조건을 준수하고 있는지 확인하기 위하여 정기적으로 검사를 수행할 수 있는데, 이러한 검사는 다음과 같은 방법으로 하여야 한다.

· 부지성능을 점검하기 위한 독자적 감시계획에 따른 소내외에 대한 검사
· 인·허가 상의 기간 및 조건을 검토하기 위한 필요성 평가

4.3. 일반원칙

천층폐기물처분장의 운영은 방사능적 요건 및 기타 안전요건의 목적에 충분히 부합될 수 있도록 계획하고 수행하여야 한다. 운영의 모든 단계는 절차서 상의 상세기술을 포함하며, 비정상 상태는 물론 정상운전상태에 대해서도 폐기물처분장운영안내서의 형태로 문서화되어야 한다. 이러한 안내서는 규제기관의 승인을 받음으로써 운영시의 기준이 된다. 폐기물 처분장 운영종사자를 위한 기본요건으로서, 방사선 작업종사자로 근무할 수 있으면서 운영안내서의 내용 및 원리를 숙지하고 운영진의 자격을 갖출 수 있도록 포괄적인 훈련계획을 실시하여야 한다. 해당국가기관에서는 정기적으로 자격 재시험을 실시하여 폐기물 처분장의 운영종사자로서 관련된 보건 및 안전규정을 계속 숙지하고 있음을 확인하는 것이 바람직하다. 폐기물처분장 운영종사자는 승인된 계획과 비교하여 실제적으로 변화된 부분에 대하여는 관련규제기관으로부터 특별승인을 획득하여야 할 의무가 있다.

4.4. 폐기물의 인수

가. 정보

폐기물처분장 운영이 안전하고 만족스럽게 이루어지기 위해서는 승인된 유형의 폐기물만을 인수하여 매몰하고 있는지 확인하기 위하여 지속적인 감시관리가 이루어져야 한다. 폐기물포장물이 승인된 품질 및 설계에 일치하고 있는지 확인하는 것 또한 중요한 문제이다. 따라서 폐기물을 발생시키는 기관에서는, 인도 가능한 폐기물의 유형 및 특성, 또한 폐기물의 처분준비 요건에 관한 최신정보를 폐기물처분장을 운영하는 기관으로부터 입수하여야 한다. 폐기물포장의 유형, 운반방법 및 선적일정 등은 양자간에 사전 합의하여야 한다. 대부분의 경우에 있어, 폐기물처분장에서 인수하게 되는 폐기물은 폐기물 처분장으로부터 멀리 떨어진 곳에 위치한 시설에서 발생되어 처분준비와 포장이 이루어지며 이러한 취급은 폐기물처분장의 통제와는 무관하다. 폐기물처분장 운영자는 인수할 수 있는 폐기물의 유형 및 성질을 명확하게 한정하기 위하

여, 폐기물 발생현황에 대하여 밀접하게 관여하여야 한다. 폐기물처분장 운영자는 폐기물발생기관들과 다음과 같은 기술적인 사항에 대한 양자간의 합의에 따른 절차 및 정책의 개발을 필요로 한다.

- 폐기물의 유형
- 처분준비 및 포장방법
- 선적용기의 유형
- 운반방법

폐기물속에 함유되어 있는 방사성핵종의 특성 및 방사능량을 결정하는 방법의 합의도 중요한 고려대상이 된다. 폐기물처분장 운영자는 폐기물발생기관을 방문하여 폐기물의 형태 및 포장이 합의된 품질기준에 일치하는지 확인하여야 한다.

폐기물처분장 운영자는 처분을 위해 인수된 폐기물포장물의 내용 및 형태에 관한 자료를 폐기물발생자로부터 가급적 많이 확보하는 것이 바람직하며, 실제적으로 최소한 다음과 같은 사항을 수록한 문서를 확보하여야 한다.

- 알파방출체를 포함하여, 폐기물속에 함유되어 있는 주요 방사성핵종
- 각 포장물속에 함유되어 있는 방사능양의 정량적 분석
  -단 알파 방사능은 별도로 확실하게 산정하여야 한다.
- 폐기물발생경위, 시행된 예비처리 및 처분준비 방법의 상술
- 포장 및 표면선량율에 대한 상술

방사성핵종 재고량의 평가에 비해 선량률 측정은 상대적으로 매우 간단하다. 선량률은 내용평가에 대한 근거가 되며, 폐기물처분장의 운영종사자를 보호하기 위한 방사선방어등급 결정에 필수적인 정보를 제공하기 때문에 모든 포장물에 대하여 선량률 측정을 실시하는 것이 바람직하다.

위에서 언급한 요건에 일치하는지 확인하기 위하여, 다음과 같은 검증과 문서작업을 필요로 한다.

나. 검증

폐기물포장물을 인수하는 경우에, 폐기물처분장 운영자는 각 적송품과 함께 송부되어야 하는 선적서류의 내용을 확인 검증하여야 한다. 현품과 비교하여 현저한 불일치가 발견되었을 경우에는, 문제의 폐기물포장물을 별도 조치없이 격리보관하고, 이의 조사를 위하여 폐기물발생자에게 조회하여야 한다. 또한, 운반과정에서의 폐기물포장물의 손상여부를 확인하기 위하여 세심한 조사를 하여야 한다. 조사결과 손상이 확인된 포장물은 특별취급을 위하여 별도 보관하여야 한다.

규모가 매우 큰 국립폐기물처분장의 경우에는, 인수하는 폐기물의 양이 막대할 것이므로 인수하는 각 폐기물 포장물마다 방사능함유량을 측정한다는 것은 실질적으로 불가능할 수도 있다. 이러한 경우에는, 폐기물발생지를 알고 있으며 폐기물 특성 및 농도가 일관성을 유지하고 있다는 조건을 근거로하여 작성 승인된 통계적 표본추출계획에 따라 방사능을 결정한다. 이와 같이 방사능을 측정하기 위한 표본추출방법의 신빙성은 입증을 요하며 정기적으로 검증되어야 한다. 그러나 각 폐기물포장물의 선량율은 작업종사자에 대한 방사선방어를 위하여 반드시 측정되어야 한다.

다. 문서작성

폐기물매장고에서 처분되는 폐기물에 대한 정보는 장기간에 걸쳐 이용될 것이므로 폐기물에 대한 완벽한 서류작성 및 유지는 매우 중요한 문제이다. 이러한 문서에는 각 폐기물포장물에 대하여 가능한 많은 정보를 수록하는 것이 바람직하나, 최소한 다음과 같은 사항은 반드시 포함되어야 한다.

- 폐기물발생지(폐기물발생시설의 명칭)
- 운반 및 인수일자
- 포장물의 부피 및 중량
- 방사선량률
- 당시에 확인된 주요방사성핵종
- 알파방출체의 존재여부
- Bq/g 또는 Bq/m^3로 표시된 방사능농도와 방사능총량
- 폐기물형태(폐기물에 대한 처분준비포함)
- 포장물 또는 용기에 부여된 고유번호에 따른 포장물 또는 용기에 대한 상술
- 처분부지내에서의 폐기물 위치 및 매몰방법

폐기물처분장으로부터 멀리 떨어진 장소에, 적어도 한곳 이상의 별도위치를 선정하여 이러한 문서의 사본을 보관하는 것이 바람직하다. 문서화하여 보관하여야 하는 자료의 방대성을 고려할 때, 폐기물처분장 관련 문서는 마이크로필름, 마이크로피쉬 및 컴퓨터 디스크형태로 보관하는 것이 편리하다.

제 3 절 국외 처분 대상 폐기물 분류 기준 및 분석 대상 핵종

1. 처분대상 폐기물 분류 현황

원자력 산업으로부터 발생되는 방사성폐기물은 그 화학적, 물리적 형태가 매우 다양할 뿐만 아니라 비방사능 역시 크게 다르다. 따라서 이들을 안전하고 용이하게 관리하기 위해서는 일정한 기준에 따라 분류가 이루어져야 한다. 이러한 분류법에는 폐기물에 함유된 핵종의 반감기 뿐만 아니라 농도, 방사능, 독성, 물리적 형태 등에 따라 여러 방법이 있다. 여기서는 폐기물 분류법중 처분의 관점에 기준하여 분류하고 있는 외국의 예를 미국, 프랑스, IAEA를 중심으로 살펴보도록 하겠다.

1.1. 미국

미국의 NRC (Nuclear Regulatory Commission)는 10CFR61.55에 방사성폐기물의 천층처분을 위해 폐기물발생자나 처리자가 폐기물 고화상태, 영구처분조건을 결정할 수 있도록 함유된 핵종의 농도 및 성질에 따라 A, B, C급 폐기물로 분류하고 있다.[10]

가. A급 폐기물

처분장에서 다른 등급의 폐기물과 분리시켜 처분해야 하는 폐기물로, 물리적인 형태와 특성은 10CFR61. 56에 명시된 최소요건만 만족하면 작업자의 안전과 건강을 보호하는데 문제가 없어 포장물의 안전성을 증가시키기 위한 별도의 처리가 필요치 않은 폐기물이다. 장반감기 핵종(반감기가 5년 이상인 핵종)의 농도가 표 3-3에 명시된

값의 0.1배를 초과하지 말아야 하며, 단반감기 핵종의 농도가 표 3-4에 명시된 값을 초과하지 않는 폐기물을 말한다. 또 표 3-3, 3-4에 명시된 어느 핵종도 포함하지않는 폐기물도 A급 폐기물에 포함된다.

나. B급 폐기물

A급 폐기물보다 더 높은 핵종농도를 갖는 폐기물로서 처분 후에도 안정성을 보장하기 위해 보다 엄격한 조건, 즉 10CFR61. 56의 최소요건과 안정화요건(Conditioning requirement)을 만족해야 한다. 표 3-4의 1열에 명시된 값을 초과하나 2열의 값을 넘지 않는 폐기물이 여기에 속한다.

다. C급 폐기물

B급 폐기물보다 더 높은 핵종농도를 갖는 폐기물로 처분 후 안정성을 보장하기 위한 요건 뿐만 아니라 부주의한 침입자(inadvertent intrusion)가 처분시설에 들어 왔을 경우에도 이들을 보호하기 위한 부차적인 조치가 필요한 폐기물이다. 장반감기 핵종의 농도가 표 3-3에 명시된 값의 0.1배를 초과하나 그 값을 넘지 않는 폐기물이거나, 단반감기 핵종의 농도가 표 3-4의 2열에 명시된 값을 초과하고 3열의 값은 넘지 않는 폐기물이 이에 속한다.

표 3-3 . 장반감기 핵종을 가진 폐기물의 농도기준

핵종	농도(Ci/m^3)
C-14	8
방사화된 금속중의 C-14	80
방사화된 금속중의 Ni-59	220
방사화된 금속중의 Nb-94	0.2
Tc-99	3
I-129	0.08
반감기가 5년 이상인 알파 방출 핵종(TRU)	100*
Pu-241	3,500*
Cm-242	20,000*

* :단위 nCi/g

표 3-4 . 단반감기 핵종을 가진 폐기물의 농도기준

핵종	방사능농도(Ci/m^3)		
	1열	2열	3열
반감기 5년이하인 모든 핵종의 합	700	(*)	(*)
H-3	40	(*)	(*)
Co-60	700	(*)	(*)
Ni-63	3.5	70	700
방사화된 금속중의 Ni-63	35	700	7,000
Sr-90	0.04	150	7,000
Cs-137	1	44	4,600

* : B, C급 폐기물중 이 핵종에 대해서는 무한대 임

라. 기타 혼합된 폐기물

표 3-3과 3-4에 제시된 핵종이 서로 혼합된 폐기물의 경우, 장반감기 핵종에 대해 A급 폐기물이라면 단반감기 핵종의 값에 의해서만 분류되며, 장반감기 핵종에 대해 C급 폐기물이고 단반감기 핵종의 농도가 표 3-4에 명시된 3열의 값을 초과하지 않으면 이 폐기물은 C급 폐기물로 분류된다. 또한, 여러 종류의 방사성 핵종이 혼합된 경우에 대해서는 각 방사성 핵종의 농도를 적절한 제한치로 나누어 그 결과를 합함으로써 분수합을 결정하여야 한다. 이 적절한 제한치는 모두 동일한 표의 동일한 열로부터 취해야 하며, 폐기물의 분류가 해당 열에 의해 결정되려면 그 열에 있어 분수합이 1.0이하이어야 한다.

1.2. 프랑스

프랑스의 ANDRA(Agence Nationale pour la gestion des Dechets Radioactifs)[11] 에서는 방사성 폐기물을 다음과 같은 기준에 의거하여 등급 1, 2, 3으로 나누고, 등급 2와 3은 다시 2A, 3A와 3B로 나누고 있다.

가. 폐기물의 방사능 준위와 이에 따른 폐기물의 안정화 정도
나. 폐기물의 특성과 균일정도
다. 포장의 성질과 특성
라. 포장물의 처분과 관련된 영향인자

가. 등급 1

차폐 및 고화대상이 되지 않고, 있는 그대로 처분되어지는 α, β, γ의 극저준위 방사능의 각종 고체폐기물을 함유하는 비압축성 포장물 형태가 이 등급에 해당된다. 이러한 형태의 포장물에 요구되는 특성들은 처분작업의 안정성 뿐만 아니라 처분장내의 적재작업시에 안전성과 방사선 방어를 보장토록 하여야 한다.

나. 등급 2

비압축성화, 비분산화 또는 유리수가 제거되고 차폐처리된 α, β, γ의 극저준위 공정폐기물이나 각종 고체폐기물을 함유하는 포장물이 등급 2에 해당한다. 등급 1에서 요구되는 보장과 동일하다.

다. 등급 3

방사성 핵종의 장시간 누출억제를 보장토록 물리화학적으로 안정한 물질내에 고정화한 고화체내에 한계치 이상의 방사능을 갖는 공정폐기물이나 각종 고체폐기물을 함유하고 있는 포장물이 이 등급에 해당한다. 등급 2에서 요구되는 보장과 동일하다. 또 등급 A는 불균일 폐기물을 나타내는데 각종 고체폐기물과 액체처리, 기체처리 및 환기계통의 폐필터나 각종 여과장치 등이 해당되며, 등급 B는 침전물과 슬러지, 증발농축액, 이온교환수지, 소각재 등과 같은 균일 폐기물을 나타낸다. 각각의 폐기물 포장물에 따른 분류등급을 표 3-5에 보였다.

그외에도 "지표위에 처분될 방사성 폐기물 포장물에 대해 준수해야 할 질량당 방사능과 한계치의 결정에 관한 ANDRA STP(Le Service de la Production Thermique) 1.1.1. A에서 방사능 계산의 기준을 설정하고 있으며, 주요 동위원소나 방

사능 방출체에 대해서 반감기에 의한 분류를 표 3-6에 나타내었다.

표 3-5 . 포장물 형태에 따른 분류 등급

포장물 형태와 포장특성	폐기물의 물리적 특성	분류등급	방사능 형태
1. 금속용기와 기타 가벼운 포장	각종 고체 폐기물 폐필터 -액체처리 -기체처리 -환기	-	극저준위 β, γ
2. 금속용기와 기타 가벼운 포장	각종 고체 폐기물 폐필터 -액체처리 -기체처리 -환기	-	극저준위 α 극저준위 β, γ
3. 금속용기	비압축성 고체 폐기물	1	극저준위 α, β, γ
4. 금속용기 포장	각종 고체 폐기물 폐필터 -액체처리 -기체처리 -환기 슬러지, 소각재	2A 2B	극저준위 α, β, γ
5. 금속용기	각종 고체 폐기물 폐필터 -액체처리 -기체처리 -환기 슬러지, 소각재, 농축이온교환수지	3A 3B	저준위 α 중저준위 β, γ
6. 금속상자	각종 고체폐기물	-	극저준위 β, γ
7. 금속상자	각종 고체폐기물	-	저준위 α 중저준위 β, γ
8. 금속상자	각종 고체폐기물	2A	극저준위 β, γ
9. 금속상자	각종 고체폐기물	3A	저준위 α 중저준위 β, γ
10. 콘크리트 용기	각종 고체 폐기물 폐필터 -액체처리 -기체처리 -환기 슬러지, 소각재, 농축액 이온교환수지	3A 3B	중저준위 β, γ
11. 콘크리트 용기	각종 고체 폐기물 폐필터 -액체처리 -기체처리 -환기 슬러지, 소각재, 농축액 이온교환수지	3A 3B	저준위 α 중저준위 β, γ

표 3-6 . 허용방사능 동위원소의 반감기 (T) 분류

구분	yr
극단반감기	T 〈 0.5
단반감기	0.5 ≤ T 〈 6
중반감기	6 ≤ T 〈 31
장반감기	T ≥ 31

1.3. 국제원자력위원회 (IAEA)

가. 최대허용농도에 의한 분류[12)]

IAEA(International Atomic Energy Agency)는 방사성폐기물에 대해 기체, 액체, 고체로 나누고, 이들 각각에 대해 최대허용농도(maximum permissible concentration : MPC)의 값으로 분류하는 일반적인 분류법을 표준화하여 추천하였으며, 그중 고체폐기물의 분류법을 다음의 표 3-7에 나타내었다.

표 3-7 . 고체폐기물의 최대허용농도(MPC)에 따른 분류

분류	폐기물표면에서의 방사선량 D(R/h)	
1	D≤ 0.2	β, γ 성분
2	0.2 〈D ≤ 2	α 성분 무시
3	2 〈D	
4	α 방사능(Ci/m^3)	α 성분 우세 β, γ 성분 무시 임계성 위험 없음

나. 처분관점에 의한 분류[13)14)]

IAEA는 방사성폐기물의 지중처분에 대한 기본지침을 추천하면서, 적절한 방법으로 잘 안정화되어 포장된 폐기물에 대해 정성적으로 5가지 범주로 나누는 것을 제안했으며 이는 다음의 표 3-8와 같다.

표 3-8 . 처분에 따른 폐기물분류와 일반특성

폐기물 범주	주요 상태*
Ⅰ. 고준위, 장반감기	높은 베타/감마 상당량의 알파 높은 방사성독성 높은 열방출
Ⅱ. 중준위, 장반감기	중간의 베타/ 감마 상당량의 알파 중간의 방사성독성 낮은 열방출
Ⅲ. 저준위, 장반감기	낮은 베타/감마 상당량의 알파 중·저의 방사성독성 열방출 극소
Ⅳ. 중준위, 단반감기	중간의 베타/ 감마 알파 무시 중간의 방사성독성 낮은 열방출
Ⅴ. 저준위, 단반감기	낮은 베타/감마 알파 무시 낮은 방사성독성 열방출 극소

* : 특성은 정성적이라 경우에 따라 차이가 있음 ; '상당량'이란 그 특성이 일반적으로 처분목적상 무시될 수 있음을 의미함.

다. 수송관점에 의한 분류[15)]

IAEA는 "방사성 물질의 안전한 수송에 관한 규정"에서 저비방사능(Low Specific Acitivity, LSA) 물질을 LSA-Ⅰ, Ⅱ, Ⅲ의 3그룹으로 분류하고, 그 각각에 따른 포장 및 수송에 대한 제반사항을 규정하여 발표하였다. 이는 표 3-9와 같다.

표 3-9 . 수송관점에 의한 저비방사능(LSA)물질의 분류

분 류	해 당 물 질
LSA-Ⅰ	● 우라늄, 토륨과 같은 방사성 핵종을 가진 광석이나 그 농축물 ●미조사된 천연우라늄, 감손 우라늄, 천연토륨의 고체 또는 그 고체나 액체화합물, 혼합물 ●A_2 값이 제한되지 않는 핵분열성이 아닌 방사성 물질
LSA-Ⅱ	●토륨농축이 1TBq/L (20Ci/L)인 물 ●방사능이 전체에 분포되지 않고 그 추정평균비방사능이 고체, 기체는 10^{-4} A_2/g, 액체는 10^{-5} A_2/g을 넘지 않는 물질
LSA-Ⅲ	●방사성 물질이 고체나 고체집합체의 전체에 분포되었거나 콘크리트, 아스팔트, 세라믹 등 고체결합제내에 균일하게 퍼져있는 경우 ●방사성 물질이 비교적 불용성이나 본질적으로 불용성으로서 포장이 파손되어 물에서 7일간의 침출로 인해 포장물당 방사성 물질의 손상이 0.1 A_2를 넘지 않는 경우 ●어떤 차폐도 없는 상태에서 추정평균비방사능이 2 X 10^{-3} A_2/g을 넘지 않는 경우

(주) A_2 : 특별한 형태를 가지지 않는 방사성 물질의 최대방사능[IAEA SS No.6]

2. 평가 대상 핵종 및 척도인자 활용 분석

처분장내로의 폐기물 인수시 각국마다 평가 대상 핵종을 선정하고 이에 대한 이력을 명시하도록 요구하고 있다. 여기서는 평가 대상 핵종과 핵종 분석시 가장 폭넓게 사용되는 척도인자를 적용하는 평가 대상 핵종을 파악하였다. 해외 주요 국가의 인수요건에 명시되어 있는 방사성폐기물내 평가 대상 핵종을 표 3-10에 정리하였다.[16)17)18)] 이를 통해서 알수 있듯이 각국마다 규제 내지 평가 대상 핵종이 다름을 알수 있다. 특히 독일의 경우는 핵종별로 허용 평가 방법을 명시하였다. 각 평가 방법에 대한 내용은 다음의 4장에서 설명하도록 하겠다. 그리고 일본의 경우도 대상 핵종별 평가방법을 설정하고 이에 맞춰 수행해나가고 있다. 특히 국가마다 대상핵종이 상이함을 알 수 있다. 독일의 경우는 평가 대상핵종으로 총 156개를 선정하였으며 이중 108개의 핵종에 대해서는 농도 제한치를 설정하여 이를 준수토록 하고 있다. 이에 반해 일본의 경우는 가장 적은 핵종수인 11개를 선정하여 이를 평가하도록 하고 있다. 현재 캐나다의 경우는 처분장이 준비되어 있지는 않지만, 초크리버에 방사성폐기물 처분장의 건설을 위해 인허가중이다. 이러한 처분장의 건설 이후 폐기물의 처분시에 핵종 평가를 위해 Ontario Power Generation의 저준위 폐기물에 대한 핵종 평가를 위한 연구가 진행중이며, 주요 핵종과 장기 안전성 측면에서 평가 대상 핵종을 선정 평가하는 작업을 수행중이다. 또한, 핵종 평가시 주요한 방법인 척도인자를 활용한 평가 대상 핵종을 표 3-11에 나타내었다. 이를 통해 알수 있듯이 각국마다 약간씩은 다르나 직접 계측이 어려운 핵종을 예측하기 위한 척도인자 적용시 key 핵종으로 Co-60, Cs-137를 이용하고 있다. 또한 적용 대상 핵종도 각국마다 약간씩의 차이는 있으나 상당부분이 유사함을 알수 있다. 최근에 척도인자를 활용한 핵종 분석 연구가 활발히 진행되고 있는 국가로는 독일, 일본, 스웨덴 등을 들 수 있다. 독일의 경우는 4장에서 핵종재고량평가기술 관련 내용상의 사례 측면에서 언급하도록 하겠다. 본 장에서는 일본과 스웨덴의 경우를 살펴봄으로써 최근을 추세를 가늠해보도록 하겠다.

표 3-10 . 국가별 방사성폐기물내 평가 대상 핵종

국가	처분시 주요 평가 대상 핵종	기타사항
미국 (16개)	[H-3, C-14, Ni-59, Ni-63, Co-60, Sr-90, Nb-94, Tc-99, I-129, Cs-137, Pu-238, Pu-239, Pu-240, Am-241, Cm-244], Pu-241, Cm-242	
프랑스 (77개)	[H-3, C-14, Ni-59, Ni-63, Co-60, Sr-90, Nb-94, Tc-99, I-129, Cs-137, Pu-238, Pu-239, Pu-240, Am-241, Cm-244], Na-22, Nb-93m, Zr-93, Eu-152, 154, Pu-241외 기타	
독일 (156개)	[Direct] Co-60, Cs-137, Co-58, Mn-54, Ce-144 [Mean Concentration] H-3, C-14, Cl-36 [SF] C 14, Mn 54, Fe 55, Co 58, Ni 59, Ni 63, Sr 90, Nb 94, Tc 99, Zr 95, Ru 106, Ag 110m, Sb 125, I 129, Cs 134, Cs 135, Ce 144, Eu 154, Eu 155, U 234, U 238, Pu 238, Pu 239, Pu 240, Pu 241, Am 241, Cm 242, Cm 243, Cm 244 [Burn-up] α : Np-237, Am-243, Cm-245, Cm-246, Pu-242, Th-230, Th-228, U-234, U-236, FP : Eu-152, Eu-155, Sn-126, Sm-151	108개 핵종의 농도 제한설정
일본 (11개)	[Direct] Co-60, Cs-137 [Mean Concentration] H-3, C-14(BWR), Tc-99 [SF] C-14, Ni-63, Sr-90, Nb-94, I-129, Total alpha [Burn-up]Ni-59	
캐나다 (23개)	H-3, C-14, Sr-90, Nb-94, U-233, U-234, Np-237, Pu-239, Pu-240, Am-241 [중요 핵종] Se-79, Zr-93, Tc-99, Sn-126, I-129, Cs-135, Sm-151, U-235, U-236, U-238, Pu-241, Pu-242, Am-243, Ni-59, Zr-93, Am-108m , Cl-36 [장기 안전성]	Ontario Power Generation s LLW (초크리버-인허가중)
스웨덴 (약 19개)	[H-3, C-14, Ni-59, Ni-63, Co-60, Sr-90, Nb-94, Tc-99, I-129, Cs-137, Pu-238, Pu-239, Pu-240, Am-241, Cm-244], Fe-55, Cs-134, Cs-135, Ru-106	

표 3-11 . 국가별 핵종 평가시 척도인자 적용 사례

국가	주요 Key 핵종	적용 대상 DTM (Difficult-To-Measure) 핵종
미국	Co-60, Cs-137, Ce-144, Pu-239+240	[C-14, Mn-54, Fe-55, Ni-59, Ni-63, Nb-94]/Co-60, [Sr-90, Tc-99, I-129]/Cs-137 [Pu-239+240]/[Co-60, Cs-137, Ce-144] [Pu-238, Am-241, Cm-243+244, Cm-242, Pu-241, Pu-242, Am-243]/[Pu-239+Pu-240]
프랑스	Co-60, Cs-137, Pu-239+240	[C-14, Fe-55, Ni-59, Ni-63, Sr-90, Nb-94]/Co-60, [Tc-99, I-129]/Cs-137
독일	Co-60, Cs-137 Pu-239+240	C 14, Mn 54, Fe 55, Co 58, Ni 59, Ni 63, Sr 90, Nb 94, Tc 99, Zr 95, Ru 106, Ag 110m, Sb 125, I 129, Cs 134, Cs 135, Ce 144, Eu 154, Eu 155, U 234, U 238, Pu 238, Pu 239, Pu 240, Pu 241, Am 241, Cm 242, Cm 243, Cm 244
일본	Co-60, Cs-137	[C-14, Ni-63, Nb-94, Tc-99]/Co-60, [Sr-90, I-129, Total alpha]/Cs-137
캐나다	Co-60, Cs-137, Pu-239+240, Ce-144, Sb-125, Ru-126	C-14, Fe-55, Ni-63, Sr-90, H-3/(C-14) [Possibility] Pu-239+240/(Co-60, Cs-137, Ce-144, Sb-125, Ru-126) Actinide(Pu-238, Pu-241, Am-241, Cm-242, Cm-244) /(Pu-239+240)
스웨덴	Co-60, Cs-137, Pu-239+240	TRU (Pu-238+Am-241, Pu-239+Pu-240, Cm-242, Am-243, Cm-244) Pu-241/(Pu-239+Pu-240), [C-14, Fe-55,Ni-59,Ni-63]/Co-60, [Tc-99, I-129]/Cs-137
국내	Co-60, Cs-137	[H-3, C-14, Ni-63, Nb-94, Fe-55]/Co-60, [Sr-90, Tc-99]/Cs-137 Total Alpha[Pu-238,Pu-239,Pu-241, Cm-242]

2.1. 일본

일본에서는 원자력 발전소에서 발생된 저준위 방사성폐기물을 천층처분 시설인 로카쇼(Rokkasho) 저준위 방사성 폐기물 처분 센터(the Rokkasho Disposal Center)에 처분하고 있다. 1단계에서는 액체 폐기물의 균질화 고체 방사성 폐기물 포장물과 폐수지 처분이 1992년부터 시작되었고, 2단계는 고화 DAW(dry active waste) 포장물의 처분이 2000년부터 시작되었다.

방사성 농도 결정 방법은 원칙적으로 척도인자(Scaling Factor(SF))방법의 사용이 연구되고 있다. 이의 적용성에 대한 연구를 통해 SF가 결정되었고 계측이 어려운(difficult-to-measure : DTM) 핵종에 대한 방사성 농도 결정 방법이 설정되었다. SF는 원자로형과 폐기물 포장물, 핵연료파손의 이력, 그리고 발전소 구성설비의 재료에 따른 변화를 고려하였다. 이러한 방법은 일본에서 처음 적용하였기 때문에 개선의 여지가 있으며, 다른 나라에서 적용되는 방법과 연관지어 방사성핵종 평가 방법을 합리적으로 수행하기 위한 연구가 진행되고 있다.

가. 일본에서 방사성핵종 농도 결정 방법

원자력발전소에서 발생되는 저준위폐기물로부터 농축된 액체 폐기물은 시멘트와 혼합되어 고화되며, DAW는 시멘트를 이용해 포장되고 있다. 이러한 폐기물 포장물의 천층처분이 시행되고 있으며, 지금까지 약 130,000의 폐기물 포장물이 처분되었다. (표 3-12) 이러한 폐기물 포장물에 대한 방사성 농도 결정 방법에 관한 타당성은 Nuclear Safety Commission에 의해 승인을 받았으며, 핵종 결정을 위한 세부적 결정 방법은 표 3-13과 같다. 이러한 결정 방법은 정부에 의해 정식으로 승인을 받았다. Rokkasho 처분 센터에서 폐기물 포장물의 처분시, 정부 규제기관에 의해 11개 핵종에 대한 방사능 농도를 규명하도록 하고 있다. 표 3-13의 6가지 승인된 방법중 SF방법을 포함한 4가지 방법이 이러한 11가지 핵종의 방사능농도를 결정하는데 적용되었다.

표 3-12 . 단계별 폐기물 처분 현황

	인수되는 폐기물 포장물	용량	처분 현황
1 단계	균질화 고체 폐기물 포장물	40,000m^3 (200,000 드럼)	1992년 시작 처분량 : 130,000 드럼 (SF 방법의 적용(NSCJ에 의해)) (SF 값(Authority에 의해))
2 단계	포장된 DAW 포장물	40,000m^3 (200,000 드럼)	2000년 시작 처분량 : 1,000 드럼 (SF 방법의 적용(Authority에 의해)) (SF 값(Authority에 의해))

표 2-13 . 핵종 결정 방법별 적용 대상 핵종

방법	방법에 대한 개요	적용가능한 핵종	
		균질화 고체 폐기물	고화 DAW
비파괴 분석	폐기물 포장물의 방사능 농도는 포장물 외부에서 비파괴적인 측정으로부터 결정	Co-60 Cs-137	Co-60 Cs-137
척도인자	폐기물 포장물의 방사능 농도는 DTM 핵종과 대표 시료의 방사화학적 분석으로 이미 얻어진 Key 핵종을 폐기물 포장물의 외부로부터 비파괴적인 방법으로 측정한 것과의 비율을 조합하여 구함	C-14(PWR) Ni-63, Sr-90 Nb-94, I-129 Total alpha	C-14 Ni-63, Sr-90 Nb-94, Tc-99 I-129 Total alpha
평균 농도 적용	폐기물 포장물의 방사능 농도는 대표 시료내의 방사화학 분석 데이터로부터 계산된 평균 방사능 농도로부터 결정	H-3 C-14(BWR) Tc-99	H-3
이론적인 연소도 계산	폐기물 포장물의 방사능 농도는 핵연료 연소도 계산으로부터 결정	Ni-59	Ni-59
파괴적인 방사화학 분석	폐기물 포장물의 방사능 농도는 포장물로부터 취해진 샘플의 방사화학적 분석으로부터 결정	-	-
폐기물 발생원의 방사화학 분석	폐기물 포장물의 방사능 농도는 공급되는 폐기물(feed waste)에서 고화시스템으로부터 취해진 샘플의 방사화학 분석으로부터 결정	-	-

대표 시료 : 시료전체를 대표할 수 있는 폐기물 포장물로부터 채취된 시료

DTM 핵종 : 폐기물 포장물의 외부에서 계측할 수 없는 방사성핵종

Key 핵종: 폐기물 포장물의 외부에서 계측할 수 있는 감마선을 방출하는 방사성핵종으로 DTM 핵종과 상관성을 지니는 핵종

일본에서는 폐기물 포장물에 포함되어 있는 C-14, Ni-63과 같은 DTM 핵종에 대한 방사성 농도 결정 방법의 설정이전에 방사화학 분석이 이루어졌다. 이때 1천개 이상의 폐기물 샘플이 분석되었으며 방대한 핵종 데이터베이스가 척도인자와 그 외 인자를 결정하기 위해 마련되었다. 이러한 데이터베이스를 이용하여 척도인자를 체계적으로 평가했으며 장기간에 걸쳐 통계적으로 연구하였다. 또한, 척도인자에 영향을 미칠 것으로 예상되는 주요한 변수도 평가하였다. 결과적으로 노형의 형태를 제외하고 다음과 같은 요소가 척도인자 적용 그룹에 영향을 미치는 것으로 평가되었다.

- 핵연료 파손의 정도
- 원자로 재료 물질의 유형
- DAW의 오염 형태
- DAW가 발생하는 폐기물 스트림
- 척도인자의 시간 종속적인 변화

· 핵연료 파손의 정도

핵분열생성 핵종의 경우, 핵연료파손의 이력이 척도인자의 분류에 필요한 것인지 여부를 연구하였다. 결과적으로, Sr-90과 전체 알파핵종에 대하여 세그룹으로 분류하는 것이 적절하다는 것이 밝혀졌다. 이는 BWR에서의 균질화 고체 폐기물에서 DTM 핵종과 Key 핵종과의 비율(Total alpha/Cs-137)이 Cs의 정도 (1. High Cs Level Plants ; 2. Middle Cs Level Plants ; 3. Low Cs Level Plants)에 따라 다름을 보여준다.

· 원자로 재료 물질의 유형

부식생성 핵종의 경우, 핵연료 파손의 정도에 따른 영향과 동일한 접근 방식으로 척도인자에 대한 원자로재료 물질의 영향의 평가가 이루어졌다. 연구의 결과, Ni-63,

Nb-94에 대해 다른 SF가 적용될 수 있고 두 개의 그룹인 기존 재질과 low Co 재질을 사용한 발전소에 따라 다름을 알 수 있었다. 즉, 원자로설비 재질의 척도인자에 대한 영향 측면에서 BWR 발전소에서 발생된 균질화 고체 폐기물내 Nb-94/Co-60 비율이 기존 재료와 낮은 Co 재료를 썼을 경우 통계적으로 다름을 확인할 수 있었다.

· DAW의 오염 형태

DAW는 두 개의 형태 즉 직접적으로 오염된 폐기물과 간접적으로 오염된 폐기물로 나뉜다. 전자는 계통 라인, 장비 등을 포함하며 계통의 유체나 기체와의 상시 접촉에 의해 직접적으로 오염된 것이며, 후자는 직접적으로 오염된 폐기물이나 주기 검사 동안에 열린 검사시의 계통 유체 등과의 일시적인 접촉에 의해 오염된다. 이러한 두 가지 형태의 오염은 폐기물 형태에 따라 다르다. 예를 들어, 직접적으로 오염된 폐기물은 파이프, 카트리지 필터 부품, 공기 필터 부품 등과 같은 금속 장비 물질 등이 대표적이며, 간접적으로 오염된 물질로는 고무장갑, 보호 의류 등이 대표적이다[19]. 또한, 폐기물 형태에 따른 척도인자 분류의 필요성에 대한 연구가 진행되었다. 이는 BWR에서 DTM 핵종 대 Key 핵종으로 Ni-63/Co-60의 비율을 액체에 의한 직접적인 오염, 기체에 의한 간접적인 오염, 간접적인 오염별로 척도인자를 조사했으며, 결과적으로 척도인자 평가시 이러한 요소에 대한 분류가 필요하지 않는 것으로 판명되었다.

· DAW을 발생시키는 폐기물 스트림

척도인자 평가시 폐기물 스트림에 따른 DAW에 대한 분류가 필요한가에 대한 연구가 BWR에 대해서는 세가지 계통(원자로, 터빈, 방사성폐기물 계통)과 PWR에 대해서는 두가지 계통(원자로, 터빈 계통)에 대하여 연구되어졌다. 각각의 경우 DTM 핵종 대 Key 핵종으로 Total Alpha/Cs-137에 대해 이루어졌으며, 결과적으로 방사성폐기물 스트림에 대한 구분이 필요하지 않는 것으로 판명되었다. 그러나, 휘발성 C-14과 비휘발성 Co-60은 터빈 시스템으로의 이동시 다른 행동을 보여주는 것으로 가정하였다. 이러한 차이는 BWR 특유의 특성 때문으로, BWR 발전소는 원자로내에서 원자로 용수의 증발 과정이 일어나기 때문이다. 이러한 가정하에, 척도인자의 분류의 필요성을 평가하였다. 결과적으로, C-14에 대한 척도인자는 폐기물 스트림에 의존적인 것으로 판단되었다. 터빈 계통에 대한 SF가 가장 포괄적이기 때문에, 폐기물 스트림에 상관없이 이 척도인자에 의해 모든 폐기물 포장물을 평가하는 것이 가장 적절한 방법으로 판단하였다. 이 때문에 척도인자 방법이 C-14과 Co-60의 조합에 적용 가능

하다.

2.2. 스웨덴

SSI(Swedish Radiation Protection Authority)는 방사성 폐기물 내의 방사능 재고량을 알기위한 요건을 설정해 놓았다. 그러나 여기에는 일반적으로 어떻게 방사능 재고량이 예측되어지는가를 기술하지는 않았다. 그대신 이러한 방법은 산업체에 의해 개발되도록 하고 SSI에 의해 충분히 적절하고 정확함을 보증하도록 하고 있다. 여기서는 스웨덴 원자력발전소로부터 운영에 따라 발생하는 폐기물 중 측정하기 어려운 핵종의 예측을 위해 현재 사용되는 방법과 Studsvik내의 폐기물 처리 시설에서 처리되는 폐기물 포장물내의 초우라늄 핵종의 예측을 위한 현재 쓰이는 방법과 그리고 마지막으로 원자력 폐기물 내의 방사능 재고량의 기술하는데 있어 일반적인 요건을 언급하도록 하겠다. 이는 원자력 시설내에서 취급되는 폐기물에 대한 새로운 SSI 규제에서 다루고 있는 것으로 2001년 1월 1일부터 효력을 지니게 된다.

가. 원자력발전소로부터의 운영에 따른 발생 폐기물 관리

스웨덴에서는 현재 운영중인 원자력발전소가 모두 11개에 이른다. 원자력 발전소는 모두 4군데에 위치해 있다. 즉, Ringhals에 1기의 BWR과 3기의 PWR, Barseback에 1기의 BWR과 가동 중지된 1기의 BWR, Oskarshamn에 3기의 BWR, Frosmark에 3기의 BWR이 있다.

폐수지, 폐필터, scrap metal, 다른 고체 폐기물처럼 운영에 따라 발생된 폐기물은 일반적으로 발전소에서 처리되고 포장되어진후, Forsmark 발전소에 인접해있는 SFR-1에 운영중 발생 방사성 폐기물을 위한 최종 저장시설에 적재하거나 발전소에 있는 천층처분시설내의 처분된다. 몇몇 폐기물은 처분내지 제거되기 전에 Studsvik내의 (가연성 폐기물의 소각과 금속의 용해) 폐기물 처리 시설에서 처리된다. SFR-1에 처분될 모든 폐기물은 SSI와 SKI(Swedish Nuclear Power Inspectorate)에 의해 승인을 받아야 한다. 지금까지 약 30가지 형태의 폐기물 포장물에 대하여 승인을 해주었다. 산업체는 각 폐기물 포장물이 실질적인 폐기물 형태에 대한 시방서를 충족해주어야 하며, SFR-1을 위한 규제 조건을 만족해야 한다. 다른 요건간의 규제 조건은 처분장의 최대 핵종별 방사능 함량을 상세히 기술해 주어야 한다. 그 주요한 목적은 처분

장의 핵종별 재고량을 제한하기 위한 것이다. 일반적으로각 폐기물 포장물에 대한 핵종별 방사능 제한치는 없다. 그 대신에 전체 방사능에 대한 제한치와 각 폐기물 포장물에 대한 표면 선량률에 대한 제한이 있다.

일반적으로, 각 폐기물 포장물은 포장이후에 감마선 계측을 통해 계측된다. 단, 몇몇의 경우, 감마스펙트로미터를 통한 계측이 폐수지의 대표 시료 대신에 이루어진다. 모든 계측된 핵종은 발전소에서 등록되며 자료는 처분과 연관되어 있는 SFR-1의 폐기물 등록부에 전달된다. 매년 SFR-1에 전달되는 초우라늄 핵종과 Sr-90의 양은 주로 원자로 용수내의 방사능 농도의 계측을 근거로 하여 결정된다. 평가는 매년 SSI와 SKI에 보고되며, 이러한 절차는 1988년 이후 사용되어왔다.

나. 폐수지 내지 폐필터 내의 방사능

일반적으로, 폐수지나 폐필터내의 방사능 재고량은 다음을 근거로 하여 결정된다.

- 처리수내의 방사능 농도의 예측
- 정화장치를 통한 전체시간에서의 유량 정보
- 정화장치에서 모든 방사능이 포획된다는 보수적 가정

처리수가 생성원에 의존적이며, 초우라늄 핵종과 Sr-90의 방사능 농도의 예측은 다음을 근거로 하여 결정된다.

- 원자로 용수 : 분기별로 통합된 샘플의 분석
- 연료 저장조 용수 : 분기별로 통합된 샘플의 분석
- BWR 응축수 : 측정된 원자로 용수내 농도와 증기와 함께 이동된 수분에 대한 정보
- 계통 배수 : 원자로 용수의 방사능 농도 가정

PWR로부터의 blow-down 수지의 경우, 방사능 농도는 일차측에서 이차측으로의 누출률을 시간으로 통합한 것과 원자로 용수내 방사능 농도의 측정에 근거하게 된다. 비록 폐수지와 폐필터는 포장, 측정, 이송 이후 때까지는 SFR-1에 처분되지 않지만, 예측된 포획 방사능은 같은 일정상의 연도 동안에 처분되는 것으로 간주한다. 그래서, 이러한 방법은 특정한 해동안 SFR-1에 처분되는 폐기물의 실질적인 방사능 함량을 주지는 않는다.

Pu-239는 원자로 용수의 정화 수지(cleanup resin)에서 SFR-1의 초우라늄 핵종의

60%로 대부분을 차지한다. 약 35%는 연료 저장조 용수의 정화 수지로부터 오며 약 1%는 scrap 금속과 다른 금속 폐기물로부터 온다.

다. scrap 금속과 다른 고체 폐기물내의 방사능 함량

scrap 금속과 다른 고체 폐기물에서 초우라늄 핵종과 Sr-90의 함량은 척도인자와 각 폐기물 포장물내의 Co-60의 계측을 통해 알 수 있다. 척도인자는 원자로와 핵연료 저장조 용수내의 측정된 방사능 농도를 근거로 하며, 동일한 부지내의 여러 원자로로부터 나온 폐기물을 공통적으로 취급하기 때문에 동일 부지내의 모든 원자로에 대한 방사능은 보통 연간 평균치를 사용한다.

라. 고려되는 핵종 및 정확성

일반적으로 계측되는 초우라늄 핵종에는 Pu-238과 Am-241(일반적으로 분리되지 않음), Pu-239와 Pu-240(분리되지 않음), Cm-242, Am-243, Cm-244가 있다. Pu-241의 방사능은 Pu-239와 Pu-240과의 상관관계를 통해 예측된다. 일반적으로 Pu-241의 방사능은 Pu-239+240의 방사능의 18배라고 가정한다. 상관관계는 독일 원자력발전소에서 계측의 통계적 분석에 근거하고 있다.[20] 위에 언급된 방법들의 정확성은 약 10-20%(1σ)에 이르는 것으로 예측되고 있다. 이러한 예측은 측정시 샘플 방법, 원자로 용수의 화학적 성질과 샘플 준비 등의 파라미터의 중요도에 대한 분석에 근거한다.[21]

SFR-1내의 Pu-239+240과 U-238의 예측된 함량은 스웨덴 원자력발전소의 전 운전기간동안 핵연료 파손시 예측된 전체 핵연료 손실분과 비교 평가된다.[22] 손실된 연료의 양은 I-131, Xe-133, Xe-137, Xe-138의 계측과 연료의 손상을 외관 검사와 같은 다른 방법을 통해 예측된다. 이는 핵연료 파손시에 원자로 용수내의 초우라늄 핵종의 측정에 근거하여, 손실된 연료의 약 40%가 정화 계통에 포획되며, 이것이 SFR-1에 이송되게 된다.

마. 다른 핵종

Fe-55, Ni-59, Ni-63, C-14 같은 약한 감마나 베타 방출 핵종은 Co-60에 대해 계

산된 상관관계에 근거하여 예측되며, Tc-99, I-129와 같은 다른 핵종은 Cs-137과의 상관관계에 근거하여 예측된다. 척도인자는 계산(Fe-55, Ni-59, Ni-63)[23], 폐수지의 계측(C-14[24]), 핵연료 파손로부터의 경험(I-129)[25]에 근거하여 결정된다.

처리수나 폐기물내의 핵종에 대해서는 정기적인 계측을 수행하지 않는다. 하지만, 원자로 용수내의 일련의 측정을 통하여 (Ni-59, Ni-63, Tc-99)[26]에 대한 척도인자를 검증하기위해 규칙적인 계측을 수행하고 있다. 또한, 처리수와 구조재내의 Cl-36의 함량을 예측하기 위한 작업이 이루어지고 있다. 적절한 최종 저장을 위한 처리 기술의 개발 내지 해체를 기다리며 저장되어 있는 폐기물은 규제를 통해 방사능 함량을 미래에 예측할 때 수월하게 진행되도록 하기위해 관련된 필수적인 정보를 문서화하도록 요구하고 있다. 이의 목적은 폐기물 특성과 발생원에 대한 충분한 지식이 미래의 방사능 함량을 계산하거나 판단 가능하도록 자료를 유지하도록 하는데 있다.

3. 논의

국가별 평가 대상 핵종은 국가별로 다소 차이가 있으나, 일반적으로 규제 측면에서 공통의 관심이 되는 핵종이 있음을 알 수 있다. 이에는 H-3, C-14, Ni-59, Ni-63, Co-60, Sr-90, Nb-94, Tc-99, I-129, Cs-137, Total Alpha가 있으며, 향후 규제 측면의 평가 대상 핵종 선정시 중점적으로 논의되어야 할 핵종들로 판단된다.

제 4 장 핵종 재고량 평가기술 및 요건방향 설정

제 1 절 개 요

본 장에서는 핵종 재고량 결정 방법 및 국내 핵종 분석 시스템에 대하여 언급하도록 하겠다. 핵종분석장치는 국가마다 다르고, 국가마다 그 차이가 존재하나 현재 국내 고리 제2발전소 제4폐기물 저장고에서 운영중인 핵종분석시스템을 통하여 그 일반적인 사항을 살펴 볼 수 있을 것이다. 그래서 국내 운영중인 핵종분석시스템을 위주로 그 설명을 하고자 한다.

제 2 절 핵종 재고량 결정 방법

1. 직접적인 계측 방법

핵종의 방사능량을 결정하는 가장 명확한 방법은 폐기물 자체 또는 최종 폐기물 용기를 직접적으로 계측하는 것이다. 파괴적인 과정 없이 즉, 비파괴적으로는 단지 강한 γ 또는 중성자 방출 핵종만을 계측할 수 있다. 이는 폐기물 자체에 의한 차폐 또는 높은 감쇠계수를 가지는 방사선의 경우는 방사능량을 계측하는데 어려움이 있기 때문이다. 파괴적인 방법으로 시료채취를 할 때는 다양한 방사화학적인 방법을 통하여 방사능을 결정할 수 있다.

2. 반실험적(Semi-empirical) 간접 방법

방사화학 분석 및 계측 방법은 비용이 많이 들고 시간이 상당부분 소요되기 때문에 폐기물과 포장된 폐기물 모두에 일반적으로 적용하기 어려운 측면이 있다. 그래서 직접적인 측정으로부터의 정보를 기초로 하여 몇몇 반실험적 간접 결정 방법을 적용할 필요가 있다. 이때 측정 결과는 방사성핵종의 구체적인 방사능의 지속적인 분석을

위한 입력자료로써 사용된다.

우선적으로 가장 간단한 접근방법은 파괴적인 방법을 통한 시료채취를 통하여 관심있는 샘플의 방사성핵종에 대한 방사능농도를 구하게 된다. 이때 시료는 동일한 배치(batch)에 속하는 폐기물이나 동일한 포장 과정상에 있는 대부분의 방사성폐기물을 대표하는 것으로 간주한다. 이를 representative spectrum method라고 하며 이를 통해 다수의 방사성핵종의 방사능 스펙트럼을 결정하게 된다. 이때, 전체 배치, 동일한 포장 과정 또는 그와 상응하는 폐기물의 방사능 분포를 나타내게 된다. 실질적으로, 이는 방사능 농도가 모든 폐기물에 있어 동일하다고 가정하고, 전체 γ 방사능이 각각의 폐기물 포장물에서 측정되며 대표적인 스펙트럼의 상대적인 분포는 방사성핵종의 세부 재고량을 결정하는데 사용한다는 전제 하에 이루어진다. 이때 개별적인 방사성핵종의 폐기물내 생성과 이동에 대한 것은 고려하지 않는다. 또한, 적은 수의 시료만을 채취하여 직접 계측하게 된다. 따라서, 계측은 폐기물내에 방사능의 분포가 균일하다는 가정하에 이루어지게 된다. 비균질성 폐기물 또는 다른 폐기물 형태의 혼합물에 semi-empirical한 접근 방법을 적용하기 위해, 그리고 자료의 일관성에 대한 점검과 넓은 범위의 통계적인 기초를 설정하기 위해 적도인자 방법을 개발하였다. 기본 개념은 동일한 선원으로부터 발생되고 폐기물내로의 이동시 동일한 물리화학적 특성을 보이는 방사성핵종의 경우는 방사능 농도가 일정한 비율을 보인다는 점을 이용한 것이다. 이 비율은 많은 수의 직접적인 파괴 분석을 통한 계측을 통해 계산되어 평균값을 구하게 된다. 만약 이러한 상호 비교 가능한 핵종 중의 하나가 계측이 용이하다면 미리 결정된 비율에 따른 계산을 통하여 일정 비율을 지닌 다른 핵종의 방사능을 결정할 수 있다. 이렇게 쉽게 계측 가능한 방사성핵종을 "key nuclide"라고 한다. key nuclide로 가장 흔하게 사용되는 핵종이 Co-60과 Cs-137이다. 그 상관성을 수식으로 간단하게 나타내면 다음과 같다.

$$A_{RN} = C \times A_{KN}$$

A_{KN} : key 핵종의 계측된 방사능

A_{RN} : key 핵종과 연관성을 지닌 방사성핵종의 방사능

C : 미리 결정된 비율(constant ratio) = 척도인자

$$C = \frac{1}{n} \sum_{i=1}^{n} \frac{A_{LNi}}{A_{KNi}}$$

n = 측정된 시료 수

A_{LNi} : 시료 i내에 key 핵종과 상관성을 지닌 방사성핵종의 측정된 방사능

A_{KNi} : 시료 i내의 key 핵종의 측정된 방사능

척도인자 방식의 첫 번째 장점은 선형 회귀(linear regression) 분석에 의해 측정된 결과를 계산한다는 점이다. 이 방식은 척도인자를 위한 파라미터와 고려되는 방사성 핵종 사이의 상관되는 양을 측정하는 상관계수(correlation coefficient) R 대신에 두 개의 fitting parameter를 제공한다. 두 가지 방법 모두 상관관계를 지닌 두 방사성핵종 사이의 선형 관계를 이용하고 있다. 실질적으로 이러한 가정은 다른 폐기물 스트림이나 계측된 방사능 농도의 전체 범위내에서 볼때 단지 제한된 수의 핵종에만 가능한 것이다. 게다가, 계측된 결과는 일반적으로, 산술적 평균 과정을 위한 선결요건인 통계적인 정상 분포를 하지 않는다. 그러나 이를 lognormal하게 표현할 수 있다.

lognormal하게 분포된 자료로부터 기하학적인 평균을 구할수 있으며, 이러한 방법이 방사능 결정에 좀더 일반적으로 사용되는 방식이다. 기하학적인 방식을 좀더 수학적으로 묘사한 등가표현은 측정된 방사능 농도의 log scale로써 선형회귀 방식을 통해 나타낼 수 있다. 이 각각을 표 4-1에 나타내었다.

표 4-1 . "key nuclides"을 이용한 반실험적 방사능 결정 방법

방 법	수학적 표현	비고
척도인자	$A_{LN}=a*A_{KN}$	a=const
선형 회귀 (Linear regression)	$A_{LN}=a+b*A_{KN}$	a, b=const
기하학적 평균 (Geometric mean)	$A_{LN}=c*A_{KN}$	c=const
로그 스케일의 선형 회귀	$\log(A_{LN})=c'+d*\log(A_{KN})$ $A_{LN}=c*(A_{KN})^d$	c,c',d=const

그림 4-1은 로그 스케일의 선형회귀에 의해 측정 데이터를 평가한 예를 나타낸 것이다. 선형회귀는 주어진 신뢰도 구간에서 측정 자료의 상관성을 나타내어준다. 그림

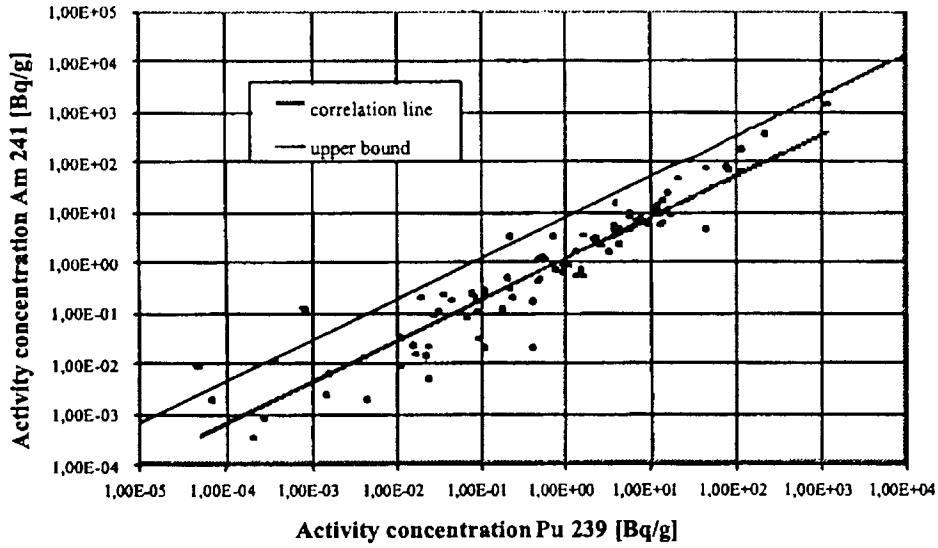


그림 4-1 . Pu-239와 Am-241의 선형 회구 분석을 통한 상관 그래프

4-1에서 하부의 라인은 상관성을 나타내주는 것이며, 상부 라인은 신뢰도 측면의 상부 경계를 표시해 준다. 이 그림의 양쪽 선은 신뢰도 95% 수준에서 Am241과 Pu239에 대한 상관관계를 나타내고 있다.

삼중수소의 경우는 일반적인 공통의 key 핵종에 대해 상관성이 없다. 그래서, 이러한 방법대신에 다른 방법을 사용하게 된다. 이중 하나는 다른 폐기물 스트림내의 삼중수소의 평균 농도를 통해 삼중수소의 방사능을 결정하는 것이다. 또 다른 방식은 이와 약간 다른 방식으로 일차냉각수내의 삼중수소로부터 폐기물 스트림으로의 전달인자(transfer factor)를 이용하여 삼중수소의 농도를 예측하는 것이다. 전달인자는 다른 포장 과정(예를 들어 원자로 냉각수 정화계통, 액체폐기물 처리계통)에서의 삼중수소의 전달률을 묘사하게 된다. 이의 방법들은 때때로 C-14이나 Cl-36에 적용되기도 한다.

3. 해석적 방법

만약 방사선학적으로 방사성핵종을 측정하기 어려운 경우, 반실험적 방법을 적용하는 것은 불가능하다. 이러한 경우에는 해석적인 수학적 방법을 대안으로 사용하게 된다. 예를 들어 방사성핵종의 축적(build-up)이 원자로내의 핵연료의 연소에 의존한다면 방사능은 연소도 계산을 통하여 결정할 수 있을 것이며, 이는 컴퓨터 코드를 통하여 가능할 것이다. 연소도 계산을 통하여서는 발생된 방사능에 대한 정보만을 제공하므로 관심이 되는 방사성핵종의 이동에 대하여 개별적으로 고려해야 한다.

이러한 경우에는 측정가능한 방사성핵종이 비교 가능한 물리화학적인 행동을 보인다면 연소도 계산을 통하여 계산할 수 있다. 즉, 측정가능한 방사성핵종과 관심 핵종 사이의 비율은 연소도 계산을 통하여 계산할 수 있다. 측정가능한 방사성핵종의 방사능은 직접적인 측정 또는 반 실험적인 방법(예를 들어 "key nuclide"를 이용)을 통하여 결정할 수 있다. 이때, 방사성핵종의 방사능은 연소도 계산에 의해 결정된 비율로부터 계산할 수 있다. 이러한 방법의 전형적인 예는 α 방출핵종 또는 고 방사능의 actinide의 경우 U-238, Pu-239, Cm-244 또는 전체 α방출핵종과의 연관성을 통하여 결정할 수 있으며, Ru-103은 Ru-106으로부터 결정할 수 있다.

이와 유사한 접근 방식으로 방사능 계산으로부터 핵종의 구체적인 방사능을 계산하는 방법이 있다. 이는 방사능의 축적을 두 개의 방사성핵종으로 계산하며, 이중 하나는 측정 가능한 방사능이어야 한다. 예를 들어, Fe-55로부터 Fe-59, Zr-95로부터 Zr-93의 결정과 같은 것이 이에 해당한다.

마지막으로 붕괴에 대한 계산이 방사성핵종의 방사능 계산에 사용되며 이는 측정가능한 모핵종이 있고 그 딸핵종이 계측이 어려울 때 사용하게 된다. 이때, 모핵종과 딸핵종 사이의 transient 또는 secular equilibrium을 통한 계산 방식이 적용된다.

4. 선택 기준

앞에서 언급된 방법들은 개개의 방사성핵종 또는 일정 그룹의 방사성핵종(개별적인 방사성 스트림 또는 폐기물 스트림 그룹 그리고 다른 생성 시나리오에 따른다)에 대하여 개발된 것이다. 따라서, 적용하기 위한 하나의 방식이 선택되어지면 방법내에 내재되어 있는 가정과 조건들이 여전히 유효한가의 여부를 점검해야 한다.

표 4-2 . 방사능 결정 방법 및 적용 요건

방법	적용 요건	용례
비파괴적인 직접 측정	강한 γ 또는 n 방출 폐기물 포장물의 외부에서 정규적인 측정이 가능	Co-60, Cs-137 (key nuclides), Co-58, Mn-54, Ce-144
대표 시료	균질 폐기물, 시료의 대표성, 유사한 핵종 발생 경위와 이동 경로	동일한 처리 계통으로부터의 이온 교환 수지, 동일한 액체 폐기물 선원으로부터의 농축 폐액
척도 인자	측정이 어려운 핵종이 측정이 용이한 핵종과 상관성을 지닌 경우	표 4-3
평균 농도 (폐기물 스트림)	균질 폐기물이면서 발생원의 변화가 적은 경우	H-3, C-14, Cl-36
연소도 계산	핵연료의 방사화에 의한 생성 또는 핵분열 생성물, 이동 특성의 유사	α : Np-237, Am-243, Cm-245, Cm-246, Pu-242, Th-230, Th-228, U-234, U-236 FP : Eu-152, Eu-155, Sn-126, Sm-151
방사화 계산	원자로내와 그 주변환경이 유사한 중성자 속을 지니며, 유사한 이동 특성	Fe-59, Zr-93, Sb-124, Zn-65, Ca-41
붕괴 계산	모핵종과 딸핵종의 상관성을 이용, $t_{1/2}$(모핵종) > $t_{1/2}$ (딸핵종), 유사한 이동 특성	Ra-224(Th-228), Nb-95(Zr-95)

5. 적용 기준

선택된 방법을 지속적으로 방사능 결정을 위해 사용하기 위해서는 몇가지 추가적인 선결 요건이 필요하다. 척도인자 방법을 예를 들어 설명하도록 하겠다. 우선적으로 충분한 수의 측정 결과가 통계적 계산을 위해 이용 가능해야 한다. 이에 대한 기준은 경험적으로 유도할 수 있다. 실질적으로, 이는 상당한 수의 계측의 수행을 통하여 통계적으로 만족할만한 데이터 베이스가 구축이 되어야만 한다. 특히 원자력 발전의 규

모가 적은 국가의 경우 상당한 비용을 요구하게 되므로 항상 수용 가능한 것은 아니다. 이러한 점을 극복하기 위해서는 국가간 계측 자료의 교환이 비용 절감 측면에서 유효한 방법이 될 수 있다. 또한, 원자력 발전의 규모가 큰 국가의 경우에도 자료 교환을 통한 상승효과를 가져올 수 있고 적용 범위와 이해의 증진을 가져올 수 있다.

두 번째로 척도인자 방법을 적용하기 위한 중요한 기준은 상관성(correlation)이 존재하여야한다는 것이다. 이것은 명시적으로 지금까지 가정하여왔다. 표 4-3의 일련의 방사성핵종은 독일에서 "key nuclide"에 대한 상관성을 지닌 핵종을 나타낸 것이다. 이 목록은 포괄적이지는 않지만 이러한 방법의 적용 여부에 대한 결정에 도움을 줄 것이다.

표 4-3 . "key nuclide"에 상관성을 지니는 핵종

상관성을 지니는 핵종
C-14, Mn-54, Fe-55, Co-58, Ni-59, Ni-63, Sr-90, Nb-94, Tc-99, Zr-95, Ru-106, Ag-110m, Sb-125, I-129, Cs-134, Cs-135, Ce-144, Eu-154, Eu-155, U-234, U-238, Pu-238, Pu-239, Pu-240, Pu-241, Am-241, Cm-242, Cm-243, Cm-244

마지막으로, 이러한 특성에 관한 상관성의 적용성을 위해서는 몇가지 기준이 있을 것이다. 척도인자 방법은 상관계수의 회귀 분석에 근거한 것이다. 이때 범위는 0에서 1까지로 0은 상관성이 없는 것이고 1인 경우 이상적인 상관성이 존재한다고 간주한다.

게다가, 산란 계수(scatter coefficient)와 이에 상응하는 기준이 척도인자 방법의 적용에 의미를 부여하기 위해 도출되어야 한다. 이러한 간접적 분석은 적용된 상관성의 특성을 향상시키는데 도움을 준다.

6. 실질적인 방사능 결정

실질적으로, 방사능 결정이 시작되기 전에는 관심 방사성핵종을 정의해야만 했다. 핵종 선택은 대부분의 안전성 분석시에 핵종의 방사선학적 측면에 중점을 두고 있다. 따라서, 핵종 선택은 수용 요건, 핵종을 적절히 정의한 운영 허가, 또는 품질관리 프

로그램에 따라 이루어지며, 일련의 방사성핵종으로 명시적으로 나타내어진다. 또한, 각각의 선택된 방사성핵종에 따라 적절한 결정 방법이 설정되어야 한다.

결정 방법은 결과를 제공하기 위한 몇 가지 평가 도구를 필요로 한다. 예를 들어, 척도인자 방법은 적어도 평균, 회귀 분석, 산란 분석을 위한 통계적 과정을 필요로 한다. 연소도나 방사능 계산은 관련 핵종의 발생 이력을 묘사하기 위한 컴퓨터 코드를 필요로 한다.

첫 번째 경우, 여러 종류의 컴퓨터 코드가 개발되었으며 사용되고 있다. 이러한 코드는 보통 활용 가능한 측정 결과, 데이터베이스의 일정부분의 분석을 위한 선택 경로, 통계적 분석과 시각화 도구를 포함한 데이터 베이스를 포함한다.

연소도 계산을 위한 프로그램으로 비상업적 내지 상업적 프로그램을 쉽게 접할수 있으며, 이를 광범위한 목적을 위해 사용할 수 있다. 이때, 계산시의 라이브러리가 적용 목적을 위해 적절한지의 여부를 점검해야 한다. 방사능 계산을 위해 좀더 좁은 범위의 선택을 통하여 사용할 수 있다. 이러한 코드는 대부분 특정 형식의 설치 과정과 설계에 의해 제한되어진다. 더욱이 이들 모두는 폐기물내의 방사능 결정보다는 다른 목적을 위해 만들어졌기 때문에 적용시에 다른 방법에 비하여 노력을 좀더 요하게 된다. 결과적으로, 이 방법은 적용 영역이 제한된 것으로 다른 결정 방법에 의해 이루어지기가 힘들다. 원자로 내부의 방사능 결정과 같은 것이 이의 가장 일반적인 예이다.

모든 방사능 결정 방법에 대한 결과의 묘사는 도구내에서 전환가능해야 하며, 개개의 방사능 포장물에 대한 방사능을 표시하는 것이 가능해야 한다. 이러한 도구의 개발에 있어 공통적으로 적용되는 기본적인 원칙은 다음과 같다.

- 방사능 결정을 위한 직접적인 계측을 최소화하도록 해야 한다.
- 직접적인 계측의 결과는 최우선 순위를 가진다.
- 유용한 방법은 그 중요도에 따라 순위를 정해놓아야 한다.
- 척도인자 방법 내지 해석적인 방법을 위한 key 핵종의 방사능 재고량을 결정해야 한다.

  예를 들면
  - 직접적인 계측
  - 선량률 측정이나 변환 함수(conversion function)의 적용
  - 전체 γ 방사능 측정과 key 핵종 사이의 고정된 관계 또는 위의 방법과의 결합

방사성핵종의 구체적인 방사능을 결정하고 이를 명시하고자 하는 모든 나라는 다소 복잡한 컴퓨터 코드를 필요로 하며 이를 위해 관련 코드를 개발하고 있다.

제 3 절 고리 원전 핵종분석 시스템 분석

1. 핵종분석 시스템 구성 및 원리

비파괴적인 방법을 이용한 핵종분석 시스템에서 사용되는 방법은 드럼내 방사성물질이 비균질하게 분포된 경우에 측정오차를 줄이기 위해 드럼을 분할하여 측정하는 것(Segmented Gamma Scanning Method)으로 드럼을 상하 축방향으로 일정하게 분할하고 측정시에는 드럼을 회전시키며 측정하게 된다. 이러한 방법은 방사성물질을 드럼 회전축 방향에 대하여 측정오차를 줄이기 위하여 상하 회전 축방향으로 일정한 높이로 드럼을 균등하게 분할하고 각각의 분할영역에 대해 감마핵종 농도를 측정하여 합산하는 방법으로, 드럼의 상하 회전축 방향의 불균일성과 드럼의 한 분할영역내의 불균일성에서 오는 측정오차를 줄이기 위해 한 세그먼트를 여러개의 섹터로 나누어 측정할 수 있는 dual multi-scaling storage 방식을 사용하였다. 여기서는 방사능 측정 원리와 시스템의 구성에 대하여 간략히 알아보도록 하겠다.

1.1. 폐기물 드럼의 방사능 측정방법

폐기물 드럼의 방사능 측정방법은 방사성폐기물 드럼내 방사성핵종에 의해 방출되는 감마선을 HPGe 검출기로 측정하고 감마선 분광분석법을 이용하여 드럼내 방사능을 구하게 된다. 그 기하학적 형태는 그림 4-2와 같다.

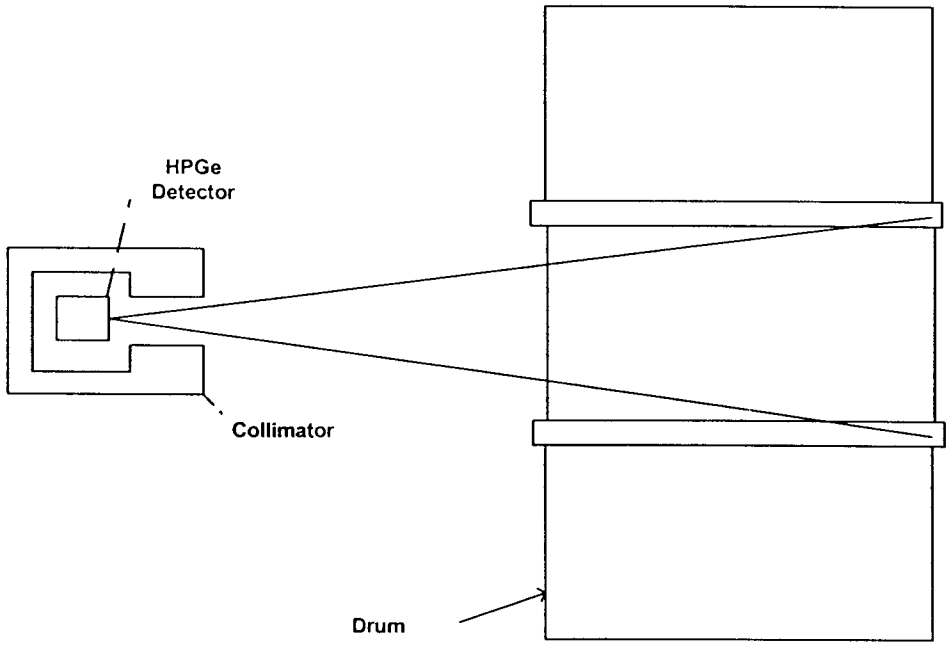


그림 4-2 . 고순도 Ge 검출기로 측정시 폐기물 드럼의 기하학적 형태

이때 필요한 선형감쇠계수는 폐기물드럼내 매질에 대한 감쇠를 보정하는 방법인 전송선원을 이용하거나 드럼의 평균무게로 드럼의 밀도를 구해 평균밀도로 드럼내 매질의 감쇠계수를 구하는 방법 및 differential peak absorption 방법을 이용해 구할 수 있다. 폐기물 드럼내 방사성핵종의 방사능을 측정하기 위해서는 드럼에 채워진 시료가 균질하게 분포되어 있으며 시료의 각 입자에 의한 자기흡수(self-absorption)가 없다는 가정하에 측정이 이루어지는데 실제 폐기물 드럼의 측정 평가시에는 이러한 가정에 의해 많은 오차가 발생하게 되므로 어떻게 하면 이러한 오차를 줄일수 있는가 하는 것이 정확한 측정 및 평가의 관건이 된다. 따라서, 이러한 오차를 줄이고 효율적인 측정을 위한 방법으로 폐기물 드럼에 대한 감마선 측정을 통해 평가를 하는 방법 중 하나인 감마선 분할측정 방법(segmented gamma scannig : SGS)이 적용되었다. 이 방법은 특히 저밀도 폐기물 드럼 분석에 적합하도록 개발되었다. SGS 방법에서는

폐기물드럼의 비균질성에 의한 오차 및 자기흡수(self-absorption)에 의한 영향을 줄이기 위해 다음과 같은 세가지 방법을 채택하고 있다.

- 높이에 따른 비균질성을 보완하기 위해 구간별로 나누어 측정한다.
- 드럼의 반경방향으로의 비균질성을 보완하기 위해 각 구간의 측정시 드럼을 회전시킨다.
- 각 구간의 시료에 의한 감쇠를 보정하기 위해 transmission을 측정한다.

가. 드럼 분할 측정

드럼 분할 측정은 폐기물드럼내 방사성물질의 축방향 분포의 비균질성에 대한 측정오차를 최소화하기 위해 드럼전체를 축방향으로 균등하게 분할해 각각의 분할면내에 분포된 방사성물질의 농도를 측정한 후, 드럼 전체의 방사성물질의 농도는 각 분할면의 방사성물질의 농도를 합산하여 구하게 된다.

나. 드럼회전

방사성폐기물드럼의 반경방향의 비균질성을 보완하기 위해서 드럼을 회전시키면서 측정을 실시한다.

다. 드럼내 매질의 감쇠보정

대부분의 방사성물질에 대한 비파괴적 평가방법에서 시료에 의한 감마선의 자기흡수로 인해 감마선을 이용한 분석시 큰 어려움이 따르게 된다. 감마선의 자기흡수 값은 감마선 에너지, 시료물질의 원자번호, 시료의 크기 및 밀도, 그리고 드럼내 시료의 분포가 균질한가 비균질한가에 따라 영향을 받는다. 방사성폐기물 드럼에 대한 방사선 측정은 시료 크기가 크고, 시료자체의 흡수가 크기 때문에 이에 대한 보정이 반드시 필요하다. 그렇기 때문에 시료에 의한 자기흡수를 어떻게 보정하느냐 하는 것이 정확한 방사능 평가를 위한 관건이라 하겠다.

선형감쇠계수 측정법에는 다음과 같은 방법들이 사용된다.

- 표준시료와의 비교법

· 직접계산법
· 두개의 감마선 세기 비교법
· 전송선원을 이용한 방법

방사성폐기물 드럼에 대한 감마선 스펙트럼 측정을 통해 드럼내 방사성핵종에 대한 농도를 구할 때 필연적으로 수반되는 측정오차, 감쇠보정인자 값의 오차 등에 기인해 드럼내 방사성물질의 측정값은 큰 오차를 나타낼 수도 있기 때문에 사전에 이러한 오차에 대한 평가를 실시해 가능한 오차를 줄일 수 있도록 노력을 기울여야 한다. 이를 위해 폐기물드럼에 대해 감마선 스펙트럼 측정으로 방사능을 분석시 수반되는 각종 오차를 보정해주어야 한다. 측정오차에 미치는 주요한 요인들은 다음과 같다.

· 측정장치에 의한 오차
· 감쇠 보정인자에 의한 오차
· 드럼내 폐기물 충전상태에 의한 오차

1.2. 핵종분석 시스템 통합제어

가. 통합제어 하드웨어 구성

방사성 폐기물 드럼내에 방사성핵종 농도를 예측하기 위한 핵종분석 시스템은 운전절차와 제어 기능에 따라 상위 레벨과 하위레벨로 구분된다. 이를 그림으로 나타내면 그림 4-3과 같다. 상위레벨인 중앙감시 및 제어시스템, 하위 레벨인 크레인, 핵종분석장치, 잉크젯프린터 등으로 구분된다. 상위레벨과 하위 레벨은 동일한 통신방식에 의해서 서로 연결되며, 통신은 RS-232C 포트를 사용한다. 동일한 프로토콜을 사용하여 구성된 통신 시스템으로 하위 레벨의 운전과정은 상위 레벨인 중앙의 PC에 의해서 감시되고 제어된다.

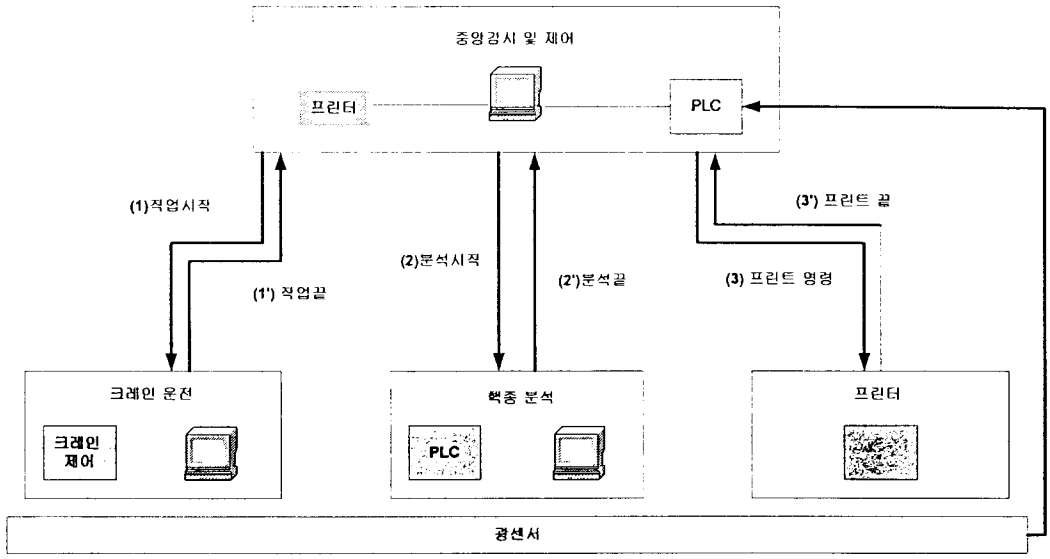


그림 4-3 . 핵종분석 제어시스템 구성도

통합제어되는 하드웨어는 크게 다음과 같이 구성되어 있다.

· 중앙감시 및 제어시스템

하위 레벨인 핵종분석장치 시스템의 동작 상황을 제어하고 감시하는 기능을 하며, PC(Personal Computer)와 PLC(Programable Logic Controller) 및 프린터로 구성된다.

· 통신시스템

PC 통신으로 사용되는 RS-232C을 사용하며, 모뎀 이외의 단말기와의 인터페이스를 비교적 쉽게 할수 있도록 하기 위해 사용하지 않는 제어 신호를 생략한 인터페이스로 구성되어 있다.

· 크레인 장치

크레인 운전장치는 드럼을 운전하는데 사용하는 스택커 크레인(Stacker Crane)과 크레인을 제어하는 장치로 구성되어 있다. 크레인 운전은 중앙제어 PC에서 스택커 크레인의 제어 장치에 동작명령을 보내주고, 크레인 제어기는 크레인을 가동시켜서 드럼을 인출하여 핵종분석장치로 이동하게 한다. 이때 크레인 운전 상황은 광센서와 CCTV에 의해 중앙 제어실에서 감시된다. 크레인과 중앙 제어실의 통신은 RS-232C 포트를 통해 이루어진다.

· 핵종분석 장치

드럼이 크레인 운전에 의해서 측정 위치에서 준비 완료가 되면 중앙제어 PC는 핵종분석 부분의 PLC에 핵종분석을 수행하도록 명령한다. 이어서 핵종분석 과정의 제어는 자체 PLC 프로그램에 의해서 일련의 동작을 수행하게 되는데 계측기 위치, 드럼의 속도 등을 제어하게 된다. 대상 드럼의 측정이 완료되면 측정 완료 신호를 중앙제어 PC에 전송하게 되며, 이 과정을 반복하게 된다.

· 잉크젯프린터 장치

탄소강 재질의 드럼통에 자동 마킹하는 역할을 수행한다. 핵종분석 부분의 측정완료에 이어 중앙제어 PC는 잉크젯 제어 부분에 분석 측정일, 표면 방사선량, 총방사선량, 발전소명 등의 핵종분석 자료를 자동 마킹하도록 명령하면 잉크젯 프린터는 드럼 표면에 인쇄하게 되며 정확한 위치 설정과 정확한 드럼 속도제어 및 프린트 헤드 위치 제어가 중앙의 PC와 잉크젯 프린터 제어기에 의해 이루어지게 된다.

나. 통합제어 소프트웨어 구성

핵종분석 시스템의 감시 및 제어 소프트웨어를 개발하기 위해 사용된 언어로는 초기에 Turbo C(최근에 인터페이스 향상을 위하여 Visual Basic으로 Visual화하였다.)를 사용하였다. 그래픽 개발용 도구로는 Dr. HALO의 그래픽 파일과 HALO의 그래픽 라이브러리를 사용하여 개발하였다. 대략적인 시스템 운전흐름도는 그림 4-3에 나타내었다. 이 운전 흐름도에 의해 동작되는 소프트웨어는 중앙에서 하위레벨(크레인 운전 부분, 핵종분석 부분, 잉크젯 프린트 부분)의 운전 상태를 감시하고, 직접 제어하는 PC는 RS-232C 통신을 통해서 이루어진다. 그 주요한 내용은 다음과 같다.

· 사용자 인터페이스

사용자와 시스템의 접목 부분으로 사용자는 여러 사항을 입력하게 되며(사용자 입력 항목 : 데이터 프린트 시간, 교정계수, 경보값 등), 핵종분석장치 통합제어에서는 드럼 정보 입력사항으로 발전소 호기와 드럼종류가 사용자 입력사항으로 되어 있다.

· 중앙감시 및 제어

중앙의 제어실에서 핵종분석 시스템의 운전 상황 감시는 CCTV화면과 중앙제어 및 감시용 PC에 의해서 이루어진다. 현재 CCTV에 의해서 감시되는 대상은 중준위 드럼을 이송할 때 사용되는 크레인과 핵종분석을 수행하는 핵종분석장치이다. CCTV 화면은 전용 모니터와 중앙감시용 PC와의 인터페이스에 의해 볼 수 있도록 하였다. 또한, 중앙 감시 및 제어용 PC는 rack의 드럼 입력 상태, 드럼 출력 상태, 핵종분석 장치 상태, 스택커 크레인 상태 및 잉크젯 프린트 상태 등을 파악하며 이러한 동작은 중앙의 PC와 연결된 PLC에 의해 수행된다.

· 핵종분석시스템 감시 및 제어 표시화면

핵종분석시스템의 표시화면은 운전상황을 감시하는데 필요한 정보를 제공하여 정상시 또는 비정상시 운전자가 상태를 신속하게 알아볼 수 있어야 한다. 이러한 기능을 종합적으로 표시하기 위해서는 문자형식, 심벌, 공정기호, 색상 등의 표준화 및 화면표시 설계기준을 고려해야 한다.

1.3. 핵종분석장치

가. 검출기 드라이브 구성부

드럼내 방사능을 검출하는 역할을 수행한다.

· 검출기 드라이브

검출기가 방사성폐기물드럼을 측정할 때 정해진 측정위치로 검출기를 이동시키고 유지시켜 주는 기능을 한다.

· 검출기 콜리메이터 및 차폐체

검출기를 외부의 방사선으로부터 차단하여 백그라운드 방사선량률을 낮추고 측정하고자 하는 드럼의 일정분할면만 입사하도록 하는 역할을 한다.

· 검출기

동축(同軸) 형태의 HPGe 검출기로 되어 있다.

· 액체질소 자동공급장치

고순도 Ge검출기의 냉각을 위해 필요한 액체질소를 공급하는 역할을 한다.

나. 전송선원 드라이브 구성부

· 전송선원 드라이브

드럼에 대한 측정을 수행하는 동안 전송선원의 셔터와 콜리메이터를 일정위치로 이동시키고 고정하는 기능을 수행한다.

· 전송선원 셔터 및 콜리메이터

납차폐체는 전송선원이 정해진 위치에서 검출기로 입사하도록 하는 역할을 하고 전송선원에 의한 방사선피폭을 줄이는 차폐역할을 한다. 그리고 전송선원 셔터는 전송선원이 검출기에 입사하도록 콜리메이터의 입구를 열고 닫는 역할을 한다.

다. 드럼 회전테이블 구성부

드럼에 대한 감마선 스펙트럼 측정시 드럼을 회전시키는 역할을 하며, 드럼의 무게를 측정할수 있는 load cell이 장착되어 최대 909kg까지 측정이 가능하다.

· PLC 캐비닛

· AC 전원

핵종분석장치의 전원제어 캐비닛에 필요한 전원을 공급하며, 220VAC, 60Hz 단상에 최대 전류 20A를 공급한다.

· 비상정지 스위치

비상정지 스위치는 기계적, 인적 손상을 방지하기 위해 모든 기계구동부의 동작을 일시에 정지할 수 있도록 되어 있다.

· PLC 콘트롤러

장치의 모든 기계적 구동을 하는 PLC는 프로그램을 통해 기계적 구동을 수

행하도록 해준다.

· 상황등과 수동제어
  - 상황등 : 장치의 전원 여부, 장치의 운전 여부, 에러 등의 이상 상태, 셔터의 열린 상태 등을 표시해준다.
  - 수동제어 : 기계적 구동을 컴퓨터에 의하지 않고 수동으로 수행시킬수 있도록 해준다.

라. 컴퓨터와 Nucleonics

· 컴퓨터
핵종분석장치에 사용된다.

· Nucleonics
고순도 Ge 검출기에 연결시켜 감마선 스펙트럼을 얻기 위해 사용된다.

2. 척도인자 계산 프로그램

핵종 분석 시스템에서 사용되는 주요한 두가지 소프트웨어는 척도인자 계산 프로그램과 표면선량율을 이용한 드럼내 방사능량 계산프로그램이 있다. 여기서는 척도인자를 계산해주는 프로그램에 대하여 설명한 후 이어서 표면선량률을 이용한 드럼내 방사능량 계산프로그램에 대해 설명하도록 하겠다.

2.1. 척도인자의 개념

미국의 10CFR61에 규정된 핵종들 중 일부는 발전소내의 실험실 분석이 어렵고 분석에 따른 시간과 비용이 과다하여 직접적인 분석이 어려운 것들이 있다. 이에 방사성폐기물의 처분장 인도규정을 준수하기 위하여 폐기물의 등급분류시 핵종들의 농도를 간접적인 방법으로 결정하는 것을 허용하게 되었으며, 이에 적용된 것이 척도인자 내지 상관인자(correlation factor)이다. 이때, 척도인자는 측정이 용이한 감마 기준핵종

들로부터 측정이 어려운 다른 핵종 (α, γ)을 계산하는데 사용된다.

2.2. 척도인자의 장 · 단점

척도인자와 같은 간접적인 방법을 쓰는 경우, 폐기물 분류시 매우 경제적이며 안전하다. 그러나 측정시에는 Co-60, Cs-137과 같은 감마선 방출핵종을 제외하고는 실제적으로 발전소에서 직접 측정이 어렵다는 단점이 있다. 그렇기 때문에 대부분의 발전소에서는 각 발전소의 세부적인 폐기물 처리계통에서 시료를 주기적으로 채취하여 방사화분석을 하고 이를 이용하여 척도인자를 이끌어내게 된다. 그러나 이러한 방사화분석은 비경제적이며, 방사화 분석 결과가 만족스럽지 못한 점이 있다. 이는 시료를 채취하는데 있어 시료채취의 주기와 방법, 시료 채취 작업자의 과다한 방사선피폭 때문이다. 또한 채취된 시료의 대표성이나 분석에 걸리는 시간과 분석의 효율성도 중요한 문제가 된다. 따라서, 이러한 문제 때문에 일반적인 척도인자(Generic Scaling Factor)의 개념이 도입되었다.

2.3. 척도인자 적용 핵종

고리 원전에 적용된 척도인자는 핵종의 종류에 따라 통계적 내지 이론적 접근을 통하여 척도인자를 구하였다. 핵종의 종류는 방사화생성핵종, 핵분열생성핵종, 초우라늄핵종으로 크게 나뉘게 된다. 여기서는 10CFR61 관련 핵종 중 거동특성과 척도인자를 위해 통계적으로 접근한 문헌에서 만족할만한 통계적 특성을 보인 핵종들에 대하여 언급하였다. 10CFR61 이후에 이루어진 연구인 NUREG/CR-4101[27], EPRI NP-4037[28], EPRI NP-5077[29] 각각의 종류별 척도인자 대상핵종별 구분을 하여 나타내었다.

가. 통계적 접근

· 방사화부식생성 핵종

이에 해당하는 핵종들은 원자로냉각재의 중성자에 의한 방사화나 원자로내 구조물, 부식 생성물 또는 원자로냉각재에 의해 운반되는 다른 물질들의 중성자에 의한 방사화에 기인하게 된다. 이 핵종 중 척도가 되는 핵종인 Co-60은 반감기가 5.26년으로

비교적 길고, 측정이 용이하고 대부분의 중·저준위 방사성폐기물내에 존재하므로 부식생성물에 대한 기준핵종으로 적당하다. 이러한 방사화부식생성 핵종은 대부분 일반적인 척도인자의 사용이 가능하다. 각각의 상관성을 나타내는 핵종들은 다음과 같다.

C-14/Co-60
Fe-55/Co-60
Ni-59/Co-60, Ni-63/Co-60
Nb-94/Co-60

· 핵분열생성핵종

핵연료 봉에 남아있는 tramp우라늄입자들로부터 원자로 냉각재내에서 직접 생성되거나 핵연료 봉내의 핵분열 생성핵종들이 핵연료 피복재의 파손이나 손상부위를 통한 누출에 기인한다. 핵분열 생성물인 Sr-90, Tc-99, I-129, Cs-137은 용해성 핵종들이며, 척도가 되는 핵종인 Cs-137은 반감기가 30년으로 길고 측정이 용이하고 대부분의 중·저준위 방사성폐기물내에 존재하므로 핵분열생성핵종에 대한 기준핵종으로 적당하다. 이러한 핵분열생성핵종은 대부분 특정 원자력발전소 기준의 데이터나 특정 폐기물 처리계통을 기준으로 하여 척도인자를 구하게 된다.

Sr-90/Cs-137
Tc-99/Cs-137
I-129/Cs-137

· 초 우라늄 핵종

대부분 핵연료 봉에 잔존하는 tramp우라늄 입자의 중성자에 의한 방사화에 의해 생성된다. 초 우라늄 핵종에 대해서는 10CFR61 이전의 연구인 EPRI NP-1494[30] 에서 Ce-144를 이용하는 방안이 강구되었으나 측정이 다소 어렵고, 그 외 Co-60, Cs-137도 적절치 못하여 모든 기준핵종에 대한 척도인자 적용 가능 핵종들을 조사하였다. 이를 나열하면 다음과 같다.

[Pu-239, Pu-240] / Ce-144
[Pu-239, Pu-240] / Co-60 또는 Cs-137

Pu-238 / [Pu-239, Pu-240]

Am-241 / [Pu-239, Pu-240]

[Cm-243, Cm-244] / [Pu-239, Pu-240]

Cm-242 / [Pu-239, Pu-240]

Pu-241 / [Pu-239, Pu-240]

Pu-242/ [Pu-239, Pu-240]

Am-243 / [Pu-239, Pu-240]

나. 이론적 접근

이론적인 방법은 통계적인 데이터 분석에서 데이터의 수집이 불가능하거나 측정한계 미만인 원자력발전소에 사용하기 위한 것으로 이러한 연구는 AIF/NESP-027[31]에서 이루어졌다. AIF/NESP-027에서 제시된 방법론의 기본적인 개념은 원자력 발전소에서 생성되는 방사성 물질들의 질량보존법칙이 성립된다는 전제하에서 출발한다. 원자력 발전소의 방사성 물질들은 원자로에서 생성되며, 생성된 물질들은 원자로냉각재와 함께 이동되어 결국 각 방사성폐기물 처리계통내에서 제염 등의 처리과정을 거친 후 수집된다는 것에 근거하고 있다. 즉 원자로내에서 각 반응에 의해 생성된 핵분열생성물, 방사화생성물들은 원자로냉각재의 정화계통내에 축적되어지는데, 축적되어지는 방사성 물질의 양은 제염과 관련된 수지탑의 제염계수와 운전이력, 가동시간과 방사성 물질의 붕괴상수에 의존한다는 것이다. 이는 각각의 방사성폐기물 처리계통에서 척도인자가 물질의 보존식에 의해 얼마만큼 변화하는가를 알기 위한 방법을 다루었고, 방사성 폐기물 처리계통을 중점적으로 모델링하고 있으며 방사성물질과 폐기물 처리계통에 대해 보수적인 가정들을 이용하였다. 이론적 접근을 위해 사용된 가정들은 다음과 같은 것들이 있다.

· 원자로냉각재의 핵종농도

원자로냉각재내에 존재하는 핵종 농도에 대해 보수적인 가정을 하였으며, U.S. NRC에서 인증받은 PWR-GALE 코드를 사용하였다. 이 코드는 가압경수로에 대한 핵연료파손률을 0.12 %로 가정하여 원자로내의 핵종농도를 구하였고, 이 방법에 의해 구해진 원자로냉각재의 농도를 이용하여 방사성 핵종의 질량 보존식에 적용하였다.

· 원자로냉각재 정화계통의 유속

방사성폐기물 처리계통에 존재하는 방사성물질의 양은 방사성폐기물 처리계통을 통과하는 원자로냉각재의 유속에 의존적이다. AIF/NESP-027에서는 연간 원자로 냉각재 총 부피의 2배에 해당하는 양을 처리계통을 지나는 총 유량으로 가정하였다. 원자로냉각재와 직접적인 관계가 아닌 잡고체의 경우는 연간 원자로냉각재 총 부피의 2배에 해당하는 방사성 물질중에서 5%가 잡고체에 해당하는 것으로 가정하였다.

· 핵종에 대한 가정

Tc-99와 I-129는 10CFR61에 관련된 핵종이지만 PWR-GALE코드에는 포함되어 있지 않은 핵종이다. 따라서 Tc-99와 I-129의 양은 핵분열 수율과 파손된 핵연료의 핵종 누출계수를 이용하여 계산하였고 H-3의 경우는 방사성폐기물 처리계통에서 제염되는 과정이 없기 때문에 원자로 냉각재내의 농도와 같다고 가정하였고, C-14의 경우는 기체상태로 존재하기 때문에 고체 방사성폐기물에는 포함시키지 않았다. 초우라늄 핵종에 대해서는 Ce-144에 대한 척도인자를 사용하였다.

다. 이론적인 접근의 결론 및 한계

이러한 이론적 접근에 대한 타당성 규명에 유용하게 생각되던 EPRI NP-4037의 보고서는 핵종들의 생성과정과는 무관하게 각 폐기물 처리계통에서 채취되어진 시료들의 방사화학적인 핵종분석값이기 때문에 만족할만한 데이터를 얻지 못하였으며 정량적 측면보다는 정성적인 의미의 척도인자를 구하는 내용이었다.

라. 척도인자 적용 방안

방사화부식생성핵종의 경우는 일반적인 척도인자를 적용하게 되며, 핵분열생성핵종과 초우라늄 핵종의 경우는 통계적인 방법과 이론적인 방법을 병행하여 척도인자를 구하게 된다.

2.4 국내의 척도인자 적용 방안

방사화 생성핵종에 대해서는 일반적인 척도인자의 사용이 가능하나 핵분열 생성핵

종이나 초우라늄 핵종은 그렇지 못하다. 이는 핵분열 생성핵종의 경우는 그 농도가 원자로내에 존재하는 핵연료의 파손정도와 핵연료봉에 존재하는 Tramp우라늄에 의해 크게 영향을 받기 때문이다. 그래서 모든 발전소의 데이터를 이용한 통계적 결과보다는 특정 발전소의 데이터만을 이용한 통계분석의 결과가 보다 좋은 결과를 이끌어내게 된다. 따라서 원자로냉각재내에 존재하는 핵분열 생성핵종의 농도의 주요한 원인이 되는 두가지는 핵연료 피복재상에 존재하는 결함으로 핵연료봉을 통하여 누출되는 것과 핵연료 피복재상에 존재하는 tramp우라늄으로부터 직접 원자로냉각재로 누출되는 것이다. 각각의 주요한 핵종 누출 메커니즘은 Recoil, Diffusion, Knock-out이며 이들 메커니즘에 의해 누출된다.

가. 핵종 누출 메커니즘

· Recoil 개념

Recoil은 knock-out 개념과 함께 핵연료 표면누출을 구성하는 중요한 개념으로, 핵연료의 표면에서부터 핵분열 생성핵종의 평균 비행거리이하에서 발생하는 핵분열의 경우 발생된 핵분열 파편은 매우 큰 에너지(~80MeV)를 가지고 핵연료밖으로 직접 누출된다. 핵분열당 누출되는 recoil 입자의 숫자는 적으나 핵분열 생성핵종의 평균 비행거리이하에서 핵분열이 일어날 경우에 그 누출 확률은 매우 크게 된다. 생성된 것에 대한 상대적인 비율인 비 누출값은 다음과 같이 나타낼 수 있다.

$$\frac{R}{B}(Recoil) = \frac{1}{4} L_R \frac{S}{V_{geo}}$$

R/B (rocoil) = 비누출률 (누출률 / 생성률)

L_R = 핵분열생성핵종의 평균 비행거리 (7~10μm)

S/V_{geo} = 핵연료 펠렛의 기하학적인 표면적과 부피의 비

· Diffusion 개념

확산에 의한 핵종들의 누출은 핵연료 펠렛내에서 방사성핵종의 농도구배에 따라서 핵연료 표면으로 이동되어 누출되는 현상이다. 고체상 확산의 경우 다음과 같이 나타내어진다.

$$\frac{R}{B}(Diffusion) = \frac{S}{V_{tot}}\sqrt{\frac{D_i}{\lambda_i}}$$

D_i = 방사성핵종 i의 실험적 확산계수

λ_i = 핵종 i의 붕괴 상수

S/V_{tot} = 핵연료 펠렛의 실제적 표면적과 부피의 비

· Knock-out 개념

recoil 개념과 유사하며 핵연료 표면에서 발생하는 핵종누출을 지배한다. Knock-out 누출은 핵연료 표면으로부터 평균 핵분열 생성핵종의 비행거리 이내의 좁은 영역에서 일어나는 현상이다. 핵분열에 의해 생성된 핵분열파편은 핵분열 내부를 매우 큰 에너지를 가지고 움직이게 된다. 이때 격자내에 정지하고 있는 핵종들과 충돌할 수 있으며 충돌되어진 핵종은 비록 그 양은 적지만 핵분열 파편으로부터 에너지를 받아 움직일 수 있게 된다. 이때 핵분열파편에 의해 충돌된 핵종이 표면 밖으로 누출될 수 있으며, 충돌되어진 핵종이 에너지가 충분할 경우 다른 핵종과 충돌하여 누출되게 할 수 있다.

평균 핵분열 생성핵종의 비행거리 ($7\sim10\,\mu m$)이내의 좁은 영역에서 일어나는 knock-out 현상의 비누출은 다음과 같다.

$$\frac{R}{B}(Knockout) = \frac{1}{2}\,vL_R\frac{F_v}{\lambda_i}\frac{S}{V_{geo}}$$

v= 핵분열당 핵연료 밖으로 방출되는 우라늄 원자들의 부피

F_v =핵연료의 핵분열률

L_R = 평균 핵분열생성핵종의 비행거리

λ_i = 핵종 i의 붕괴 상수

· 핵종 누출 특성

핵종 누출 특성은 손상된 핵연료봉과 Tramp 우라늄에서 각자 다르게 나타난다. 손상된 핵연료봉의 경우 Knock-out과 확산에 의한 누출이 주요한데 이는 이 두가지

누출 메커니즘이 핵연료 내부의 grain boundary에 그 누출경로를 가지기 때문으로, 핵연료의 연소도가 증가할수록 핵분열생성물의 누출과 관련된 누출면적이 증가하게 된다. 따라서 정상운전시에는 rocoil보다는 knock-out과 확산에 의한 누출이 주요하게 된다. 반면에 Tramp 우라늄의 경우는 rocoil 누출이 주요한데, 이는 tramp 우라늄 입자의 평균크기가 10~50 μm로 매우 작아서 누출 표면적이 작고 tramp 우라늄 입자의 평균 온도가 650~700K로 핵연료 펠렛보다 낮아 확산에 의한 비중도 낮아지기 때문에 상대적으로 rocoil 누출이 큰 비중을 차지하게 된다.

나. 예측 방법

전체적인 척도인자 예측방법은 핵분열 생성핵종들의 tramp우라늄으로부터의 누출 특성에 기반을 두고 있으며, 핵분열 생성핵종들의 누출과 연관된 원자력 발전소의 운전이력을 나타내는 대표적인 변수들을 통하여 이를 예측할 수 있다. 주요한 변수로는 다음과 같은 것들이 있다.

- 원자로냉각재에서 측정된 Iodine 핵종들의 방사능
- 원자로냉각재에서 측정된 척도인자의 기준핵종 (Co-60, Cs-137)
- 원자로 냉각재의 총 부피
- 원자로냉각재의 정화 유속

이를 바탕으로 원자로냉각재에서 구하고자 하는 핵분열생성핵종과 초 우라늄핵종에 대한 값을 구하게 되며 대표적인 상관관계를 나타내는 식은 다음과 같다.

$$SF\left[\frac{FP}{KEY}\right] = \left.\frac{R_{I-131}}{R_{key}}\right]_{Rc} \times A \times C_{ko} \times \left[\frac{C_{FP}}{C_{I-131}}\right]_{origen\ pc-2} + \left.\frac{R_{I-131}}{R_{key}}\right]_{Rc} \times A \times (1-C_{ko}) \times \frac{\lambda_{FP} \times y_{FP}}{\lambda_{I-131} y_{I-131}}$$

$$SF\left[\frac{TRU}{KEY}\right] = \left.\frac{R_{I-131}}{R_{key}}\right]_{Rc} \times A \times C_{ko} \times \left[\frac{C_{TRU}}{C_{I-131}}\right]_{origen\ pc-2}$$

$SF\left[\frac{FP}{KEY}\right]$ = 냉각수내에서 구하고자 하는 핵분열 생성핵종의 척도인자

$SF[\frac{TRU}{KEY}]$ = 냉각수내에서 구하고자 하는 초 우라늄핵종의 척도인자

R_i = 핵종 i의 누출율 (i는 I-131 또는 key 핵종)

A= Tramp 우라늄으로부터 누출된 I-131의 비

C_{ko} = Tramp 우라늄으로부터 누출된 I-131의 양 중에서 Knock-out에 의한 누출 양의 비율

$\left[\frac{C_{TRU}}{C_{I-131}}\right]_{origen\ pc-2}$ =ORIGEN PC2로 계산된 핵연료 내의 핵종 농도 비

위의 식으로부터 원자로냉각재내의 척도인자를 이끌어내게 되며, 이를 이용하여 최종적으로 필요로 하는 폐기물 처리계통내의 척도인자를 구하게 된다.

3. 표면선량률을 이용한 드럼내 방사능량 계산프로그램

이 방법은 방사능이 매우 낮거나 높은 폐기물의 경우 핵종분석장치로는 분석이 어렵기 때문에 드럼의 표면선량률 값만을 이용하여 방사성폐기물 드럼내에 함유된 핵종들의 방사능량을 간접적으로 분석하는 방법이다. 방사성폐기물 드럼 **표면**의 선량률은 드럼내에 포함된 방사성핵종의 종류와 양에 따라 선형적으로 변하게 된다. 즉 , A, B, C.. 라는 핵종이 드럼내에 각각 1mCi씩 포함되어 있을 경우의 평균선량률을 D_A, D_B, D_C, ...mR/hr · mCi라고 하면 A, B, C..핵종이 각각 A_A, B_B, C_C..mCi씩 포함되어 있는 방사성폐기물 드럼의 평균 표면선량률(D_S)은 다음과 같다.

$$D_S = D_A \cdot A_A + D_B \cdot A_B + D_C \cdot A_C + \ldots$$

따라서, 각 핵종간의 존재비와 핵종별 단위방사능당 평균 표면선량률을 알고 있다면 평균 표면선량률로부터 드럼내에 포함된 단위방사능당의 평균 표면선량률을 계산하여 드럼내에 함유되어 있는 방사성핵종들의 총 방사능량을 쉽게 평가할 수 있다. 즉 폐기물 드럼내에 1mCi가 균일하게 분포되어 있다고 가정하였을 경우 평균 표면선량률(D_{1mCi})은 핵종간의 존재비 S_A, S_B, S_C,... 와 핵종별 단위선량률 D_A, D_B, D_C,... 로

부터 다음과 같이 나타낼 수 있다.

$D_{1mCi} = D_A \cdot S_A + D_B \cdot S_B + D_C \cdot S_C + \ldots$

여기서

$S_A + S_B + S_C + \ldots = 1.0$

한편 실제로 측정한 표면선량률은 방사성폐기물 드럼내에서의 기하학적 분포가 동일하다고 가정하면 드럼내에 함유된 방사성핵종의 총량에 비례하게 되므로 총방사능량 (A_T)은

$A_T = D_S / D_{1mCi}$ (mCi)

가 되고, 이로부터 각 핵종별 방사능량 A_A, B_B, C_C....을 다음과 같이 구할수 있다.

$A_A = A_T \cdot S_A$, $A_B = A_T \cdot S_B$, $A_C = A_T \cdot S_C$

여기에 추가적으로 폐기물의 균질성을 보정하기 위하여 드럼을 Segment로 분할하여 평균선량률을 계산하게 되며, 몬테칼로 방법을 이용하여 핵종별 단위 표면선량률을 계산하게 된다.

4. 핵종 분석 대상

고리 원전의 핵종 분석 장치를 통하여 분석되는 대상 폐기물과 대상 핵종 그리고 이때 사용되는 대상 핵종별 척도인자에 대해 살펴보도록 하겠다.

4.1. 분석대상 폐기물

현재 고리원전의 핵종 분석 장치의 분석대상 폐기물은 크게 잡고체, 농축폐액, 폐필터, 폐수지로 나뉘며, 잡고체의 경우는 콘크리트 차폐한 것과 차폐하지 않은 것으로 나뉜다. 각각의 폐기물별 발생원은 표 4-4와 같다.

표 4-4 . 분석 대상 폐기물과 발생원

분석 대상 폐기물	폐기물 발생원
잡고체 (콘크리트 차폐, 미차폐)	1~4호기, 방사성 폐기물
농축폐액	1호기, 방사성 폐기물
폐필터	2~3호기, 방사성 폐기물
폐수지	

4.2. 핵종분석 대상 핵종

핵종 분석이 이루어지고 있는 대상 핵종은 크게 감마방출핵종과 베타방출핵종, 그리고 알파방출핵종으로 나뉜다. 그리고, 알파방출핵종은 핵종간 구분의 어려움으로 인해 Total Alpha를 구하게 된다. 이를 표로 나타내면 다음의 표 4-5와 같다.

표 4-5 . 고리원전의 핵종별 분석 대상 핵종

핵종 종류	분석 대상 핵종
감마방출핵종	Co-58, Co-60, Cs-137, Cs-134, Ag-110m, Mn-54, Ce-141, Ce-144, Cr-51, Zr-95, Nb-95, Fe-59, Rb-86, Ru-103, Ba-140, Zn-65, Sb-125
베타방출핵종	H-3, C-14, Ni-63, Nb-94, Fe-55, Sr-90, Tc-99
알파방출핵종	Total Alpha

4.3. 척도인자

고리 원전의 핵종 분석 장치에서 사용되는 척도인자를 활용한 분석 대상 핵종을 알아보면 다음과 같다. 우선 척도인자를 적용하기 위한 비파괴적인 직접측정 대상인 "Key nuclides"으로 Co-60, Cs-137 두가지가 사용되고 있다. 이를 통해 분석되는 대

상 핵종은 TRU를 포함해서 다음의 표 4-6과 같이 8개의 핵종을 분석하게 된다.

표 4-6 . 척도인자로 사용되는 key 핵종과 분석 대상 핵종

Key 핵종	Co-60, Cs-137
분석 대상 핵종	H-3, C-14, Ni-63, Nb-94, Fe-55, Sr-90, Tc-99, TRU

가. 부식 생성핵종

부식 생성핵종에 대한 척도인자로 사용되는 key 핵종은 같은 생성과정 및 이송과정 뿐만 아니라 용해성 핵종에 대해 유사한 특성을 지닌 Co-60을 사용하였다. 부식생성핵종의 경우는 일반적인 척도인자를 이용하였다. 이러한 부식 생성핵종 중 척도인자를 이용하여 예측하고자 하는 β나 X선 방출 핵종을 다음과 같이 사용하였다.

- H-3/Co-60
- C-14/Co-60
- Ni-63/Co-60
- Fe-55/Co-60
- Nb-94/Co-60

나. 핵분열 생성핵종

핵분열 생성핵종은 일반적인 척도인자를 사용하기보다는 각 발전소에 대하여 적용시켜야 한다. 따라서 폐기물 스트림을 정하고 동일한 폐기물 스트림에서 시료채취가 이루어졌다. 각 대상 폐기물은 다음과 같이 크게 세 가지에 대해서 이루어졌다.

- 폐필터 (Reactor Coolant Filter)
- 농축폐액(파라핀 고화체) (Radwaste Evaporator Concentrate)
- 잡고체 (Dry Active Waste)

이를 토대로 척도인자가 적용된 핵종은 다음과 같다.

- Sr-90/Cs-137 (or Co-60)
- Tc-99/Cs-137 (or Co-60)

다. 초우라늄핵종

초우라늄핵종의 경우 핵분열 생성핵종과 동일한 방법으로 이루어졌다. 다만 초우라늄핵종의 경우 시료내의 개개의 핵종에 대한 분석이 매우 어렵기 때문에 Gross-α에 대한 농도만을 얻을 수 있으며 이는 초우라늄핵종인 Pu-238, Pu-239, Pu-241, Cm-242의 합에 대한 척도인자를 이끌어 내었다.

5. 논의

3장에서 살펴본 국가별 평가 대상 핵종과 척도인자를 활용한 평가 대상 핵종을 국내의 핵종분석시스템과 비교하여 살펴보았을 때 국내의 기존 및 신규 핵종 분석 시스템에서 이를 반영할 필요가 있음을 알 수 있다. 또한 경우에 따라서는 고리의 핵종 분석 시스템의 경우는 분석대상 핵종 및 척도인자에 대한 업그레이드가 필요하다고 판단된다.

제 4 절 평가 기술 관련 요건 방향 설정

평가 기술 관련 규제 요건의 개발을 위한 방향 설정 시에는 다음과 같은 기준을 만족할 수 있도록 이루어져야 한다.

1. 방사능적 안전 요건의 충족

관련된 방사능적 요건 및 안전 요건의 목적에 충분히 부합하도록 계획되고 수행되어야 한다.

2. 개방적 정보의 구성과 세부적 자료 구축

필요로 하는 모든 자료는 가능한 충분히 준비되고 구체화되어 있어야 하며, 정보 이용과 분석이 용이하도록 구성되어야 한다.

3. 구현기술의 최적화

현재 검증된 구현 가능한 기술을 집목하여 최선의 결과를 얻을수 있도록 기술 적용의 최적화를 이루어야 한다. 단 사업자의 경제성과 현실성을 고려해야 한다.

4. 전과정이 고려된 평가

전단계를 고려하여 분석 단계의 작업 및 자료의 정리가 이루어져야 한다. 즉 분석 작업은 향후 처분장 사용이나 처분장 안전성 평가 등에 적절히 이용가능하도록 분석되어지고 자료화되어야 한다.

이러한 주요한 사항을 고려하여 규제 요건을 개발할 때는 구체적으로 다음과 같은 항목들에 대한 고려가 포함되어야 한다.

1. 평가(규제) 대상 핵종의 선정

객관적인 기준을 통한 선택과정을 통해 평가대상 핵종을 선정하고, 사업자와의 협의를 거쳐 현실적인 고려가 반영되도록 핵종을 재선정하는 과정이 포함되어야 한다.

2. 평가 대상 핵종별 재고량 규명 방법 선정

각 평가 대상 핵종별로 재고량 규명 방법중 사용가능한 최적의 방법을 선정하며 사업자는 방법론상의 정당성을 입증하도록 해야 한다.

- 핵종별로 적용된 방법론상의 핵종별 규명 자료에 대한 정량적 근거를 제시해야 한다. 예를 들어, 척도인자의 경우 핵종별 척도인자의 근거와 정량적 자료를 제시할 수 있어야 한다.
- 적용된 기술은 평가결과가 가장 높은 신뢰성과 정확성을 지닌 기술이어야 한다. 단 사업적 현실성과 경제성 측면의 고려가 포함되어야 한다.

3. 정량적 평가 방안의 강구

폐기물은 핵종별 농도와 총방사능량에 대한 정량적 평가가 이루어져야 한다. 이중 알파 방출핵종의 경우는 가능한 개별 핵종별로 구분해야 하나 경우에 따라서는 전체 알파 방출핵종의 형식으로 표현할 수 있다. 또한 핵종 평가시 근거 자료가 되며, 방사선 방어등급을 결정하는데 있어 반드시 필요한 정보인 선량률을 반드시 측정하여야 한다.

4. 폐기물의 건전성 유지

폐기물 분석 시에는 처분 대상 폐기물의 유형 및 특성 요건을 충족해야 하며, 평가 작업이 폐기물의 건전성을 해쳐서는 안된다.

5. 작업자의 안전성에 대한 고려

모든 평가 작업시에는 작업자의 안전성에 대한 고려가 포함되어야 하며, 최소한 방사능적 요건 및 기타 안전 요건을 만족하여야 한다.

6. 평가 기기 및 운영종사자의 자격 기준 설정

반드시 문서화될 필요는 없으나 핵종 평가시 쓰이는 기기가 최선의 결과를 도출함을 증명해야 하며, 기기 운영 및 분석 평가 종사자의 신원 및 수행 능력 관련 자격을 명문화하고 이를 준수 및 유지해야 한다.

7. 문서화

7.1. 평가 작업의 문서화

폐기물내의 핵종 재고량 평가를 통해 나온 정보는 문서화되어 정보를 지속적으로 유지되어야 하며, 평가 자료를 필요로 하는 다른 과정에 적용될 수 있도록 데이터베이스화되어야 한다. 이러한 문서화에는 최소한 다음의 정보를 포함하고 있어야 한다.

- 드럼의 부피 및 질량
- 핵종별 방사능농도와 총방사능량
- 표면선량율
- 일반 정보 (폐기물의 형태 및 발생지, 드럼 처리, 운반, 인수일자)

7.2. 평가 절차의 문서화

- 평가 절차 과정을 문서화하고 규격화하는 과정이 포함되어야 하며, 이에는 정상운전 과정과 비정상 운전 과정 모두가 포함되어 있어야 한다.

참 고 문 헌

1) "원자력발전백서", 2000년, 산업자원부, 한국전력공사

2) "중·저준위 방사성폐기물 유리화 기술개발(I)", 2000.06, 한국전력공사 원자력환경기술원

3) 2000년도 방사선관리 연보, 한국전력공사

4) 과학기술처 연구보고서, 방사성폐기물 처리기술개발(III)/폐액처리기술 개발(II), 한국원자력연구소 부설 원자력 제2연구소, KAERI II/RR-14/90 (1990)

5) 과학기술처 연구보고서, 방사성폐기물 처리기술 개발(VI) / 제3권 폐액처리 기술개발(II), 한국원자력연구소 부설 원자력환경관리센터, KAERI-NEMAC/RR-95/93 (1993)

6) 2000년 원자력발전백서 , 산업자원부 한국전력공사

7) IAEA YEAR BOOK 1996(1996. 06)

8) "중·저준위 방사성폐기물 처분장의 설계·건설·운영·폐쇄·감시" 한국에너지연구소 부설원자력안전센터, KAERI/NSC-316/88

9) IAEA Safety Series No.63

10) 10CFR61, " Licensing Requirements for Land Disposal of Radioactive Waste", Code of Federal Regulations, Office of Federal Register(1982)

11) ANDRA, " Definition des niveux et programmes de caracteerisation", Agence Nationale pour la Gestion des Dechets Ratioactifs(ANDRA), 313.1 NT 04-14(1984)

12) IAEA, " Standardization of Radioactive Waste Categories", IAEA TR Series No. 101, IAEA, Vienna (1970)

13) IAEA, " Criteria for Underground Disposal fo Solid Radioactive Wastes", IAEA Safety Series(SS) No. 60, International Atomic Energy Agency, Vienna (1983)

14) IAEA, "Standardization of Radioactive Waste Categories", IAEA TR Series No. 101, IAEA, Vienna (1970)

15) IAEA, "Regulation for the Safe Transport of Radioactive Materials, 1985 Edition", IAEA SS No. 6, IAEA, Vienna(1985)

16) International Workshop On " Determination and Declaration of Nuclide Specific Activity Inventories in Radioactive Wastes" , ISTec & GNS, 2001

17) 10CFR61, " Licensing Requirements for Land Disposal of Radioactive Waste", Code of Federal Regulations, Office of Federal Register(1982)

18) " 핵종 분석을 위한 Scaling Factor의 결정기술 개발", 한국원자력연구소, 1996

19) H.Masui, M.Kashiwagi et al, "Radioactive Concentration Determination Method

for Dry Active Waste Generated at Japanese Nuclear Power Plants", The 7th International Conference on Radioactive Waste Management and Environmental Remediation September 26-30, 1999, Nagoya, Japan (ICEM'99)
20) S. Thierfeldt, A. Deckert, Radionuclides difficult to measure in waste packages, Brenk Systemplanung BS-Nr, 9203-6, 1995
21) T. Ingemansson, Accuracy in estimation of Sr-90 and actinides in SFR-1(in Swedish), SKB Report R-00-22, 2000
22) T Ingemansson, The nuclide inventory of SFR-1(NIIS) (in Swedish), SSI Project report P1134.99, 2000
23) K. Lundgren, Calculation of build-up of long-lived radio-nuclides on primary system surfaces and ion exchange resins in BWR(in Swedish), ASEA-ATOM TR RF 80-259, 1980)
24) C. Thegerstrom, E Hard, Activity content in reactor waste (in Swedish)SKBF KBS Working Report SFR 81-08, 1981)
25) H. Christensen, Release of I-129 to the coolant, SKBF KBS Technical Report 79-23, 1979)
26) P. Roos, Beta-emitting nuclides difficult to measure - Ni-59, Ni-63 and Tc-99(in Swedish), SKB Anlaggningar PM 94/19, 1994
27) NUREG/CR-4101, " Assay of Long-Lived Radionuclides in Low-Level Wastes From Power Reactors " (1985)
28) EPRI NP-4037, " Radionuclide Correlations in Low-Level Radwaste" (1987)
29) EPRI NP-5077, " Updated Scaling Factors in Low-Level Radwaste", (1987)
30) EPRI NP-1494 "Activity Levels of Transuranic Nuclide in Low-Level Solid Wastes From U.S. Power Reactors" (1980)
31) AIF/NESP-027, " Methodologies for Classification of Low-Level Radioactive Waste from Nuclear Power Plants"