

한국원자력학회 2021년 추계학술발표회 워크숍

원전해체, 방폐물관리, 핵종분석 분야의 도전과제와 기술현황

2021. 10. 19 (수) 14:00 ~ 18:00

창원컨벤션센터 (603-605호)

한국원자력학회
원자력시설해체 및 방사성폐기물관리
연구부회

한국원자력연구원



국내 방사성해체방폐물 인수 및 처분을 위한 현안

윤정현 Ph.D./P.E

2021.10.20.(수) / KNS 2021 추계학술발표회 창원컨벤션센터



한국원자력환경공단
KOREA RADIOACTIVE WASTE AGENCY

목 차



1

처분 사업 현안(HARDWARE)

2

처분시설운영 현안(SOFTWARE)

3

향후계획





1

처분 사업 현안

2

처분시설운영 현안

3

향후계획



연대별 방사성폐기물관리 주요 현안



■ 1990년대 중반까지

- 주안점 : 감용(발생량 최소화)
- 배경
 - ✓ 부지내 저장시설 확보의 어려움(지자체 허가)
 - ✓ 방사성폐기물 안전관리 및 처분 개념 미 정착

■ 2000년대 중반까지

- 주안점 : 감용과 안전관리
- 배경
 - ✓ 1990년대 운반경로 오염 사건 우속조치
 - ✓ 처분부지 확보의 지연으로 처분을 연실로 고려하지 못함



연대별 방사성폐기물관리 주요 현안



2010년대

주안점 : 처분 인수기준에 따른 방사성폐기물 관리
배경

방폐물 처분가시화 (경주 방폐장 확정)

처분 인도 및 인수와 관련한 사회적 이슈

2020년대

주안점 : 과거 폐기물의 인수기준에 적합한 처리
신규 폐기물(해체사업시작) 인수기준 마련등

배경 : 과거 폐기물의 인수기준 만족의 어려움

〈참고〉 우리나라 과거 폐기물의 기준년도 : 2004년

2004년은 방사성폐기물 스트림별 척도인자를 확보 시작 및
최종 폐기물의 액종분석을 개시한 시점임



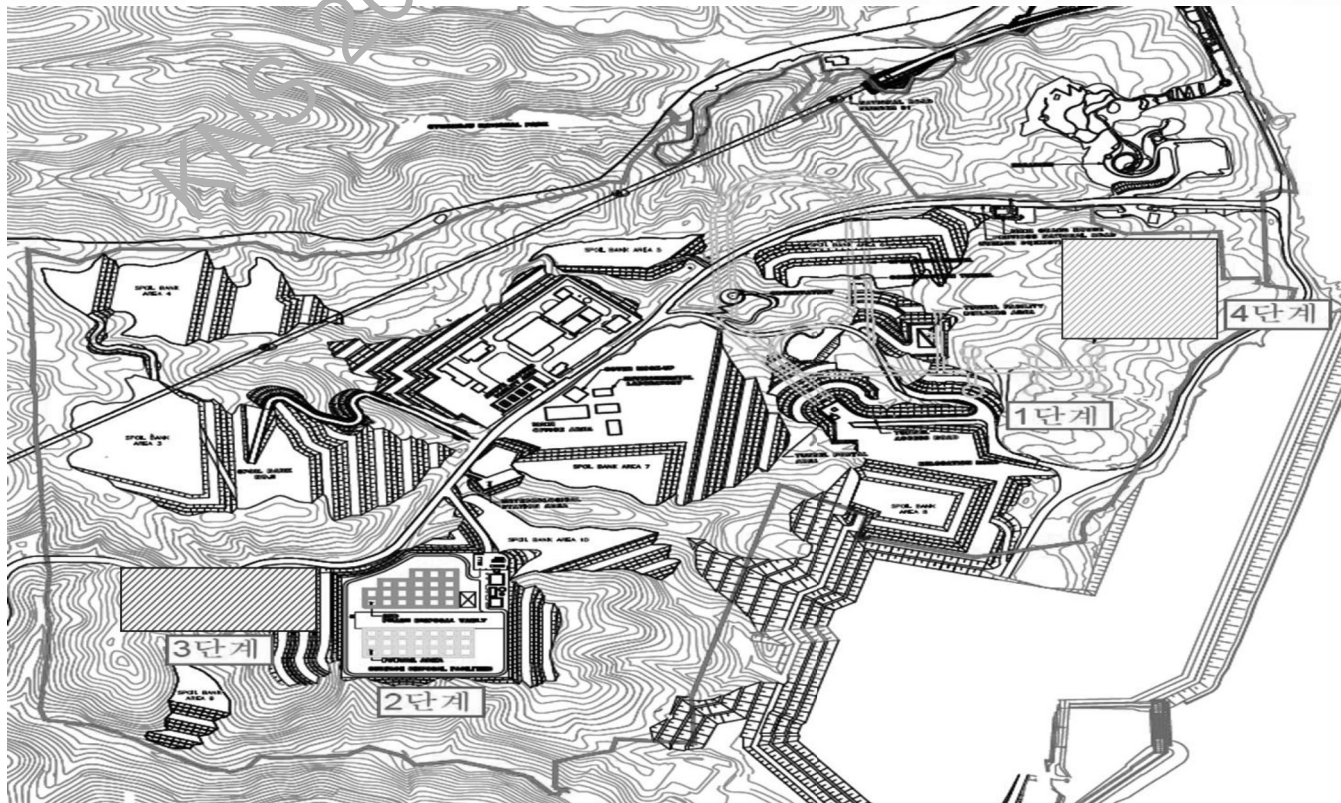
단계별 처분시설 개발 추진



처분시설 위치 기준, 부지 내 기존 시설물 및 부지조건 등을 고려하여 부지배치안 선정

- 방폐물 장기 발생량 전망을 기초로 방폐물의 효율적 처분을 위하여 후속 단계 표층과 매립형처분방식으로 배치

*매립형처분시설은 부지조사 포함 현재 설계 중



< 전체 처분시설 부지배치(안) >

처분시설 건설/운영 현황

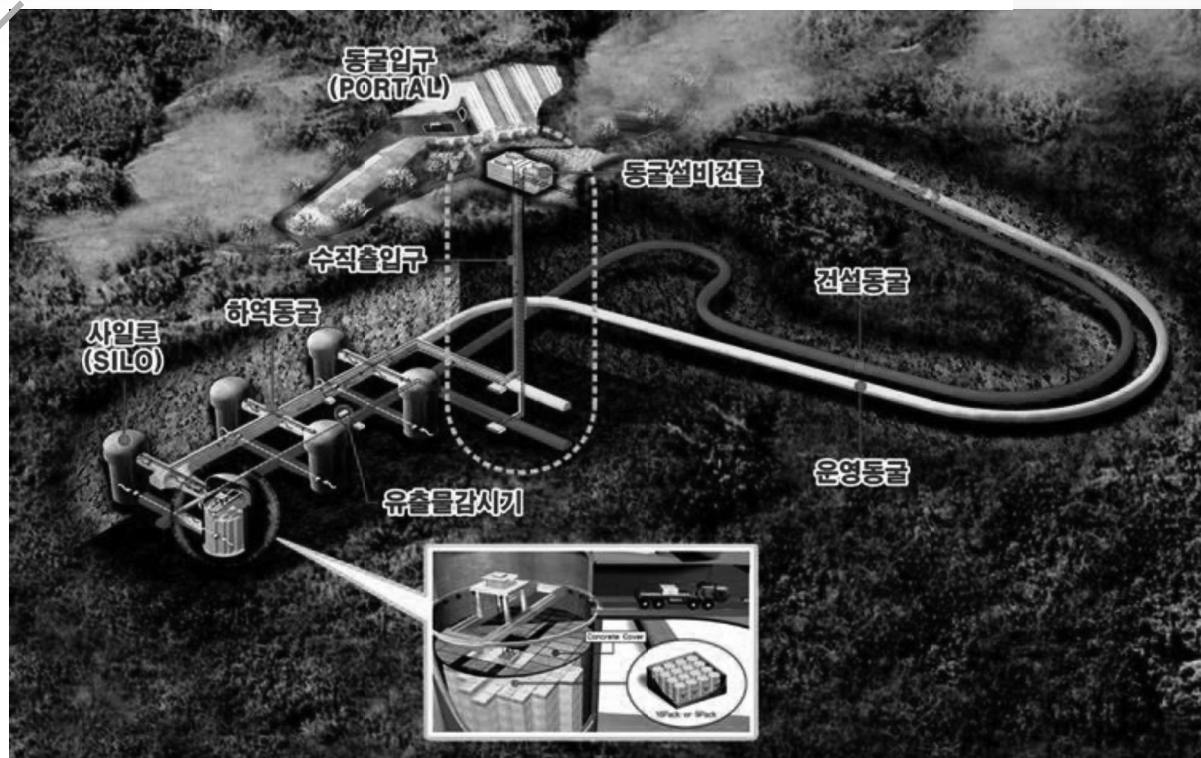
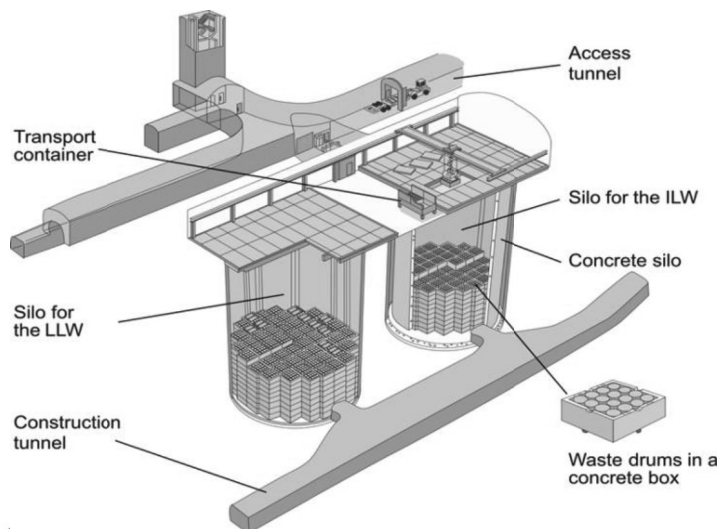
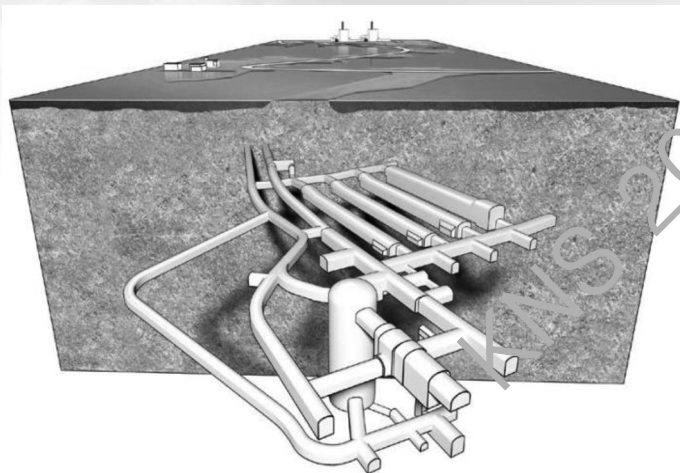


1. 동굴처분방식

▶ (동굴처분) = 지하동굴/암반 내 + 공학적방벽 + 천연방벽

- 지하의 동굴 또는 암반 내에 천연방벽 또는 공학적 방벽으로 방사성폐기물을 처분하는 것

< 1단계 동굴처분시설(운영 중) >



처분시설 건설/운영 현황



2. 표층처분방식

▶ (표층처분) = 지표면 근처 + 공학적방벽 + 천연방벽

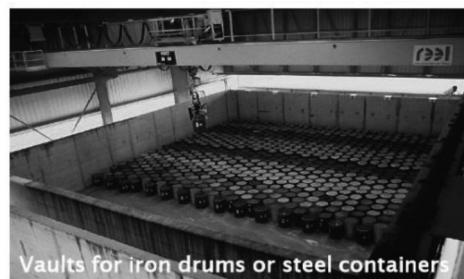
- 지표면과 가까이 천연방벽 및 공학적 방벽으로 방사성폐기물을 처분하는 것



< 2단계 표층처분시설(인허가 중) >



Vaults for long-lasting concrete container



Vaults for iron drums or steel containers



Backfilling with gravels of the vaults



Package blocking with cement mortar

처분시설 건설/운영 현황



3. 매립형처분방식

▶ (매립형처분) = 지표면 근처 + 천연방벽

- 지표면과 가까이에 천연방벽으로 방사성폐기물을 매립하여 처분하는 것(개념설계 중)

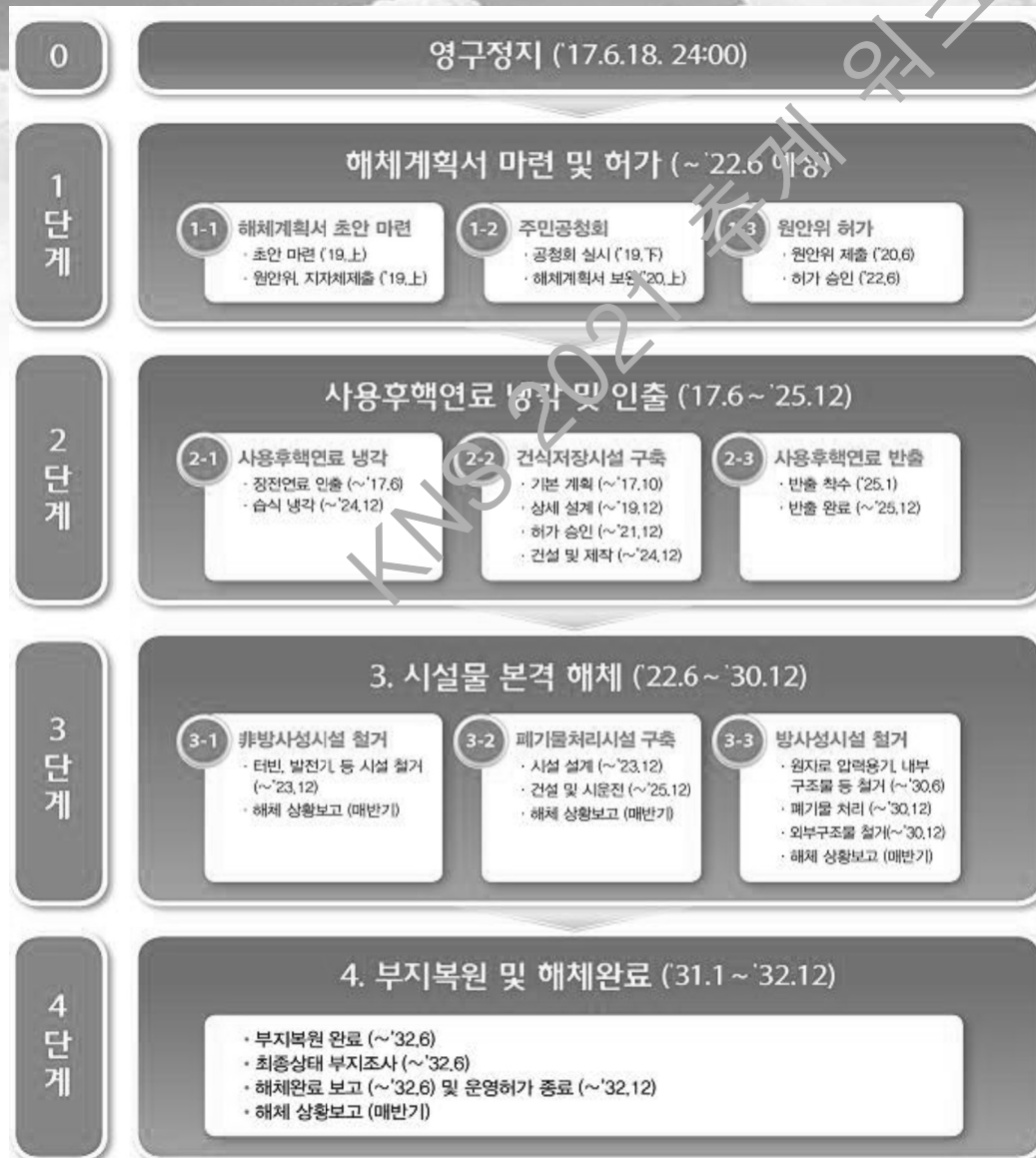


방폐물 발생 및 검사

원자력시설 방사성폐기물 발생, 수집, 포장 및 저장 흐름도



해체폐기물 발생 시점(발생자 자료, 2021년현재)



➤ 공식 일정만으로 고려할 때 본격적인
해체방폐물의 발생은

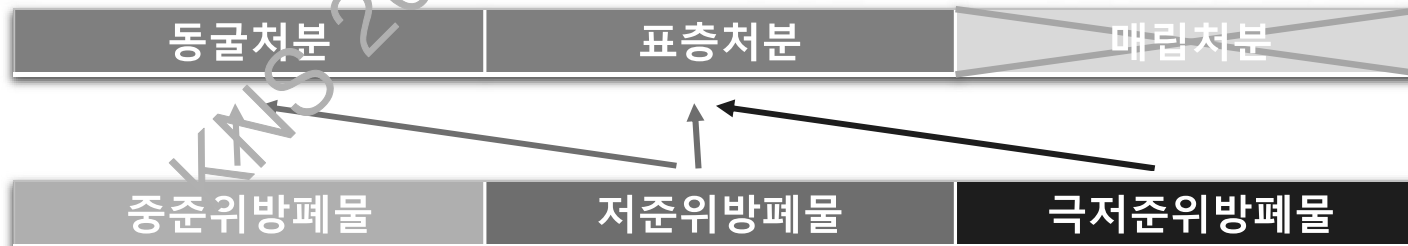
‘사용후핵연료 반출 및 폐기물처리시설
구축’ 완료('25.12) 된다고 감안하면

→ '26년 상반기로 예상

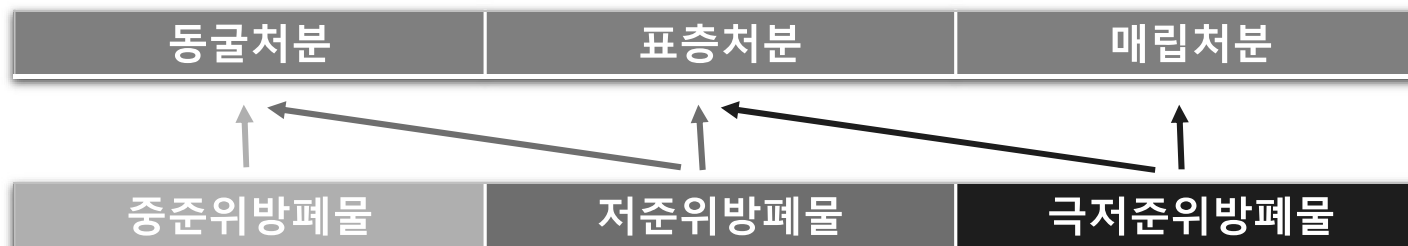
처분시설별 방폐물 처분



[2015년 - 2023년 : 동굴처분만 운영]



[2023년 - 2026년 : 동굴처분+표층처분 운영]



[2027년 ~ : 동굴처분+표층처분+매립처분 운영]

원전해체 방폐물의 최종 목적지





1

처분 사업 현안

2

처분시설운영 현안

3

향후계획



처분(포장) 용기 및 설비 현황



■ 포장

- **(중준위)-방사화 금속폐기물 다수, 원자로 압력용기 및 내부구조물**
 - 장수명 핵종 및 알파선 방출 핵종, 표층처분보다 높은 수준의 차폐 필요
 - 처분용기(16-pack 및 9-pack)와 운반용기(B형) 크기 이하 만족
 - 포장무게 처분시설(사일로) 크레인 용량(20톤) 미 초과 만족
- **(저준위)-증기발생기, 가압기 등 대형 금속폐기물 및 일부 콘크리트, 토양 등**
 - 처분고 크기(18.8m x 18.8m x 9.7m) 및 운반용기(A형 및 IP-2형) 크기 이하 포장
 - 운반용기 폭은 충돌에 의한 운반선박의 횡방향 손상범위 확보기준 만족 필요
 - 선박 폭 및 화물구역에 대한 제원을 고려, 1.6m(IP-2형) 설정
- **(극저준위)-콘크리트 및 토양 대량 발생**
 - 선진국의 경우 편리성 및 경제성을 고려한 자루형 포장용기 사용
 - 국내 자루형 포장용기 사용시, 운반용기 별도 필요
 - 규제기관과의 협의를 통한 극저준위폐기물 운반용기 효율적 적용방안 검토

처분(포장) 용기 및 설비 현황



■ 운반

- 해체 시 발생하는 대형 금속폐기물의 비규격 크기로 인한 제약 존재
- 중·저준위방폐물 운반 전용선박은 200L 및 320L 폐기물 드럼 대상
- 대형 금속폐기물을 취급을 위한 별도 운반대안 확보 필요
- 선상크레인 정격용량 10톤, 대형 해체폐기물을 위한 별도 조치
- 현 운반 시스템 활용 불가시 운반 시스템 추가 확보 등 대안 필요

< 대형 해체폐기물 제원(1,000MWe급 CE형 원자로 기준) >

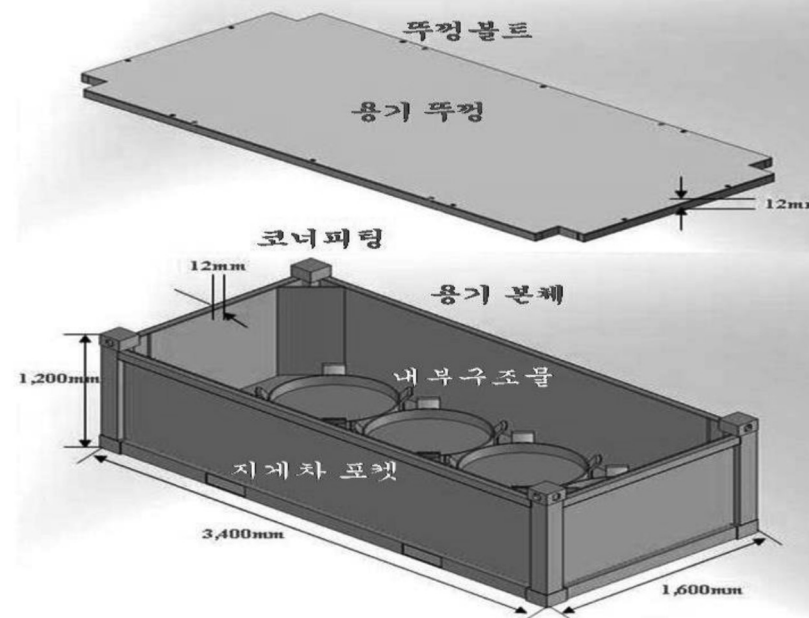
기기명	직경(m)	높이(m)	무게(ton)
증기발생기	5.67	20.76	560
원자로용기	4.32	14.53	349
가압기	2.69	12.95	108

처분(포장) 용기 및 설비 현황



표준운반용기

Standard 운반용기



3,400(L)×1,600(W)×1,200(H)

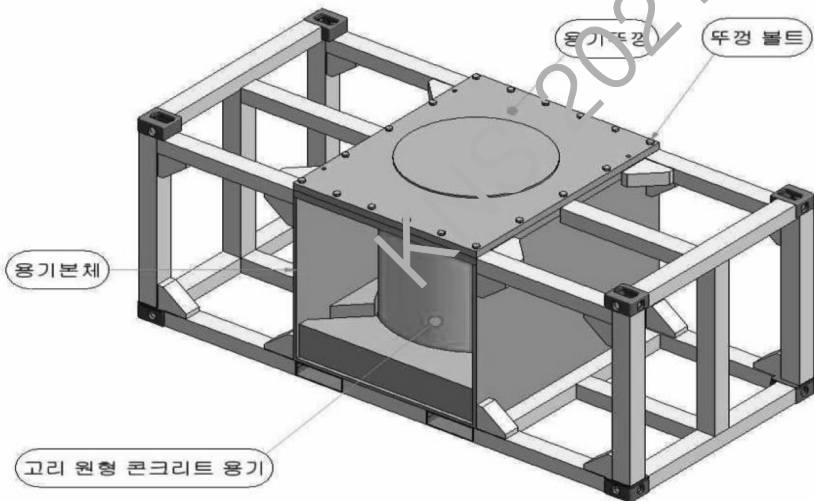
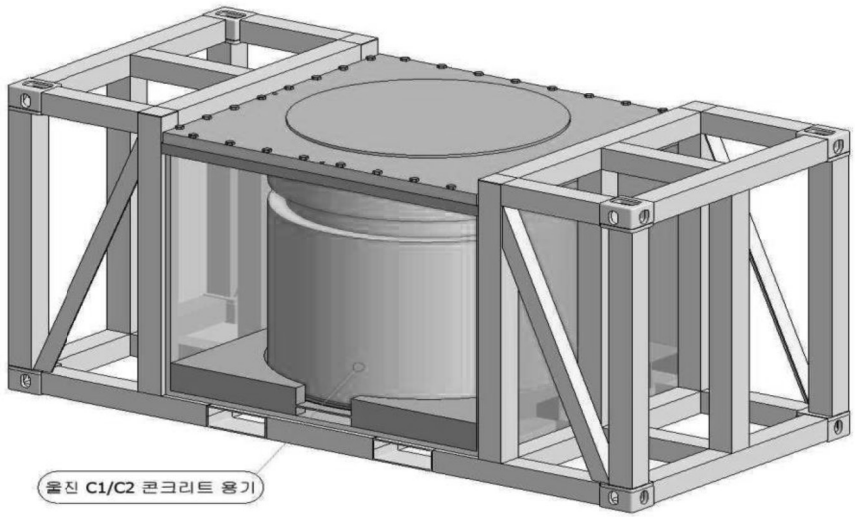
용기중량 : 3,657 kg

200ℓ 드럼

처분(포장) 용기 및 설비 현황



■ IP형 운반용기(I)

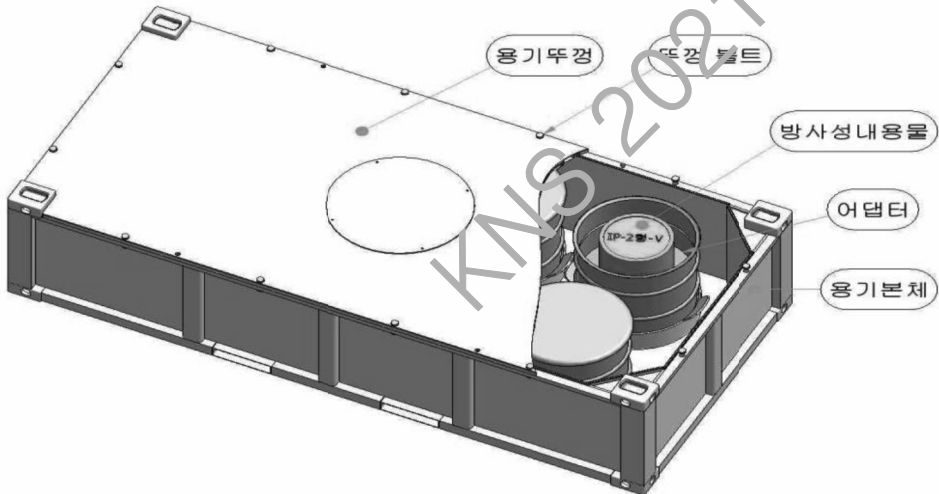
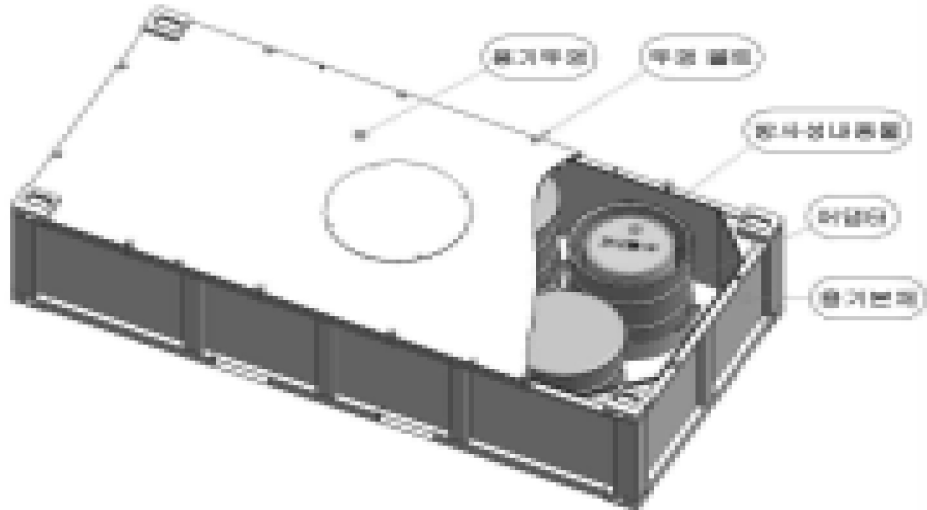
IP-2형-Ⅲ	IP-2형-Ⅳ
	
<p>3,400(L)×1,600(W)×1,720(H) 용기중량 : 3,870 kg 고리 원형 콘크리트 용기</p>	<p>3,400(L)×1,600(W)×1,760(H) 용기중량 : 5,730 kg 고리사각, 한울 C1, C2</p>



처분(포장) 용기 및 설비 현황



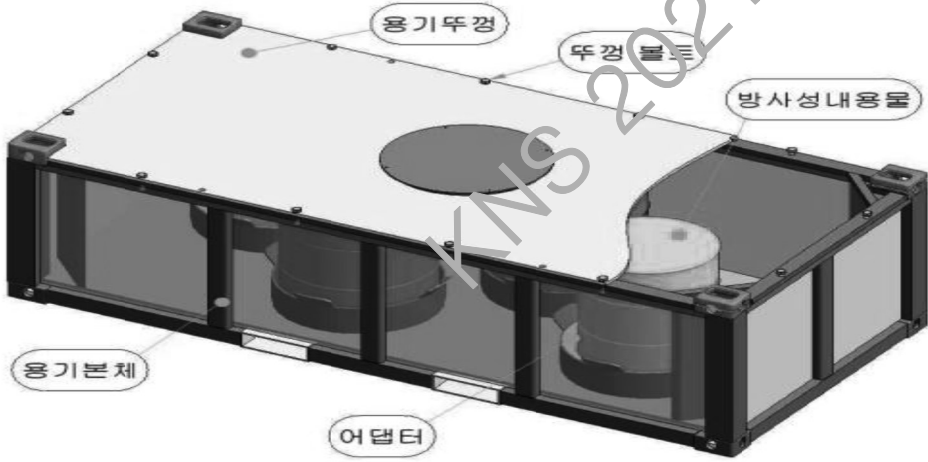
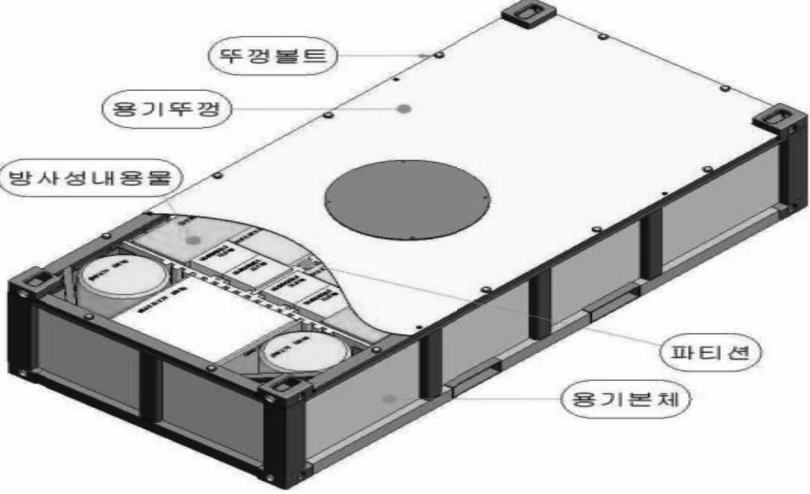
■ IP형 운반용기(Ⅱ)

IP-2형-V	IP-2형-VI
	
<p>3,400(L)×1,600(W)×1,200(H) 용기중량 : 3,657 kg 개봉선원 50ℓ 드럼</p>	<p>3,400(L)×1,600(W)×1,200(H) 용기중량 : 3,657 kg 개봉선원 100ℓ 드럼</p>

처분(포장) 용기 및 설비 현황



A형 운반용기(I)

A형-I	A형-II
 <p>용기뚜껑 뚜껑 볼트 방사성내용물 용기본체 어댑터</p>	 <p>뚜껑볼트 용기뚜껑 방사성내용물 파티션 용기본체</p>
<p>3,400(L)×1,600(W)×1,200(H) 용기중량 : 5,080 kg 200ℓ, 320ℓ 드럼</p>	<p>3,400(L)×1,600(W)×1,000(H) 용기중량 : 5,160 kg 밀봉선원 폐기물</p>



0) 정기 투

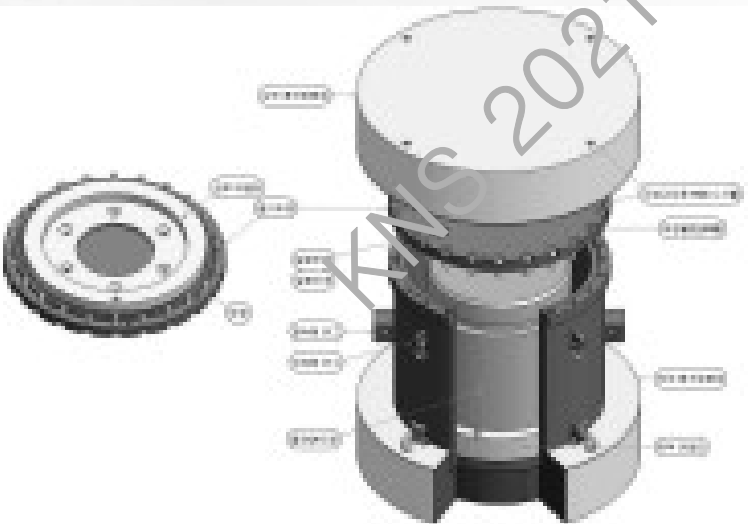
```

graph TD
    A[1990-2000] --> B[1990-1999]
    A --> C[2000-2009]
    B --> D[1990-1994]
    B --> E[1995-1999]
    B --> F[2000-2004]
    C --> G[2000-2004]
    C --> H[2005-2009]
  
```

처분(포장) 용기 및 설비 현황



■ B형 운반용기

B형-II

<p>2,150(D)×2,170(H) 용기중량 : 11,567 kg 한울 C4, PE-용기, PC-HIC, 밀봉선원 폐기물</p>

처분(포장) 용기 및 설비 현황



< 사일로 크레인 >



< 처분 용기 >

처분(포장) 용기 및 설비 현황



인수저장건물



처분(포장) 용기 및 설비 현황



■ 운반선박



처분(포장) 용기 및 설비 현황

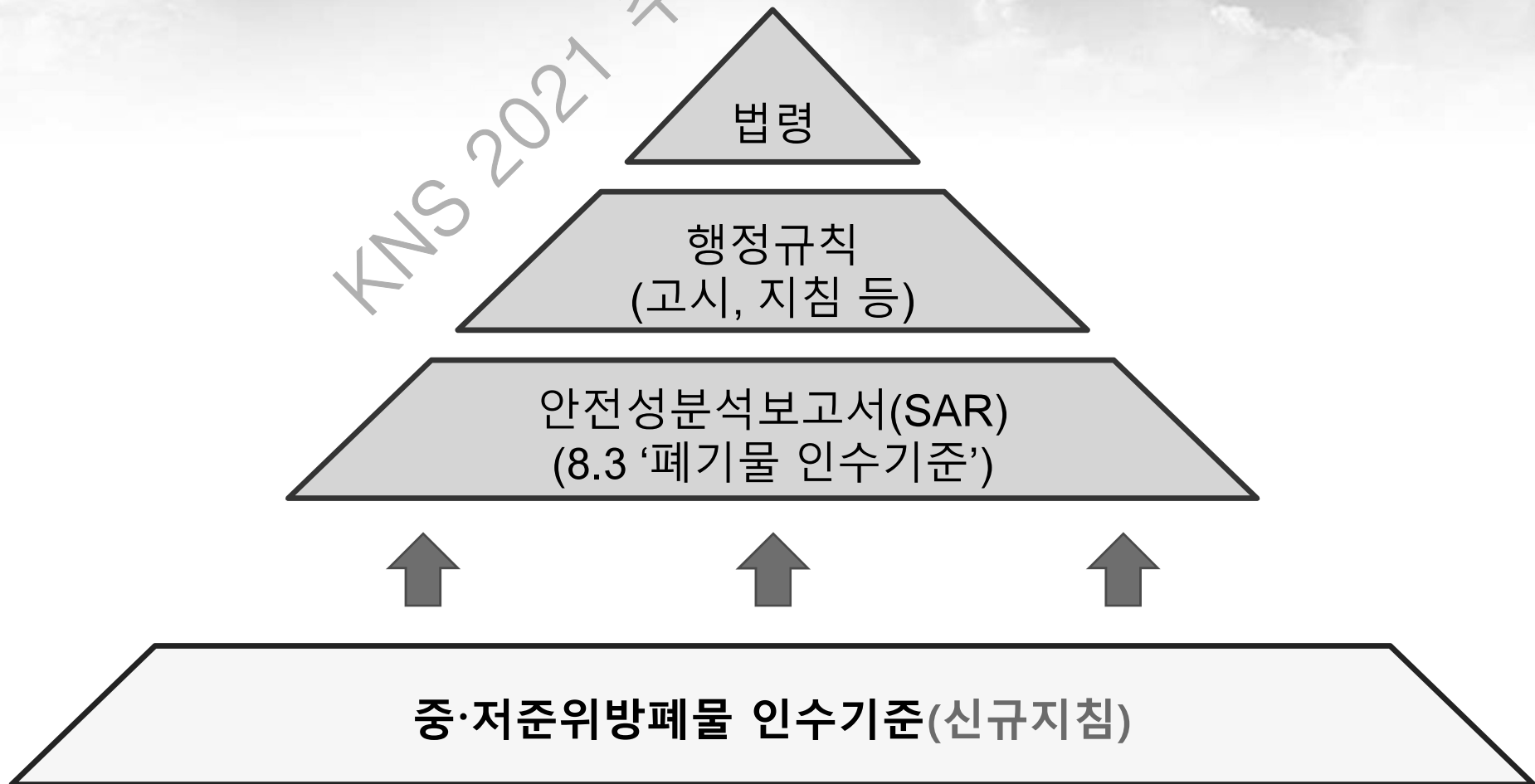


■ 처분

- 경주 방폐장의 방폐물 취급 설비 문제점
 - 현 보유 처분 장비로는 대형폐기물(RV 및 S/G등) 취급 곤란
 - 대형폐기물의 절단, 포장 방법 등의 방안 수립 및 설비 개선 검토 필요
- 방사능 준위별 폐기물 관리방안 수립
 - 해체폐기물 특성평가를 통한 처분방식별 인수기준 정비 필요
 - 방폐물 신분류 기준과 연계한 준위별 처분방안 마련



▶ 방폐물 인수 품질관리 체계



인수기준 분석



▶ 인수기준 개선 항목(고려할 사항)

구분	개선 항목	개선 방향(고려 사항)
1. 일반 요건	1) 포장물 중량/크기	<ul style="list-style-type: none"> - 해체방폐물 포장방법 고려 - 비정형/해체방폐물 검사방법(핵종분석 포함)
2. 고형화 요건	1) 고형화/고정화 정의 정립	- 국내외 사례를 바탕으로 고형화/고정화 정의 정립
	2) 고형화/고정화 대상	- 폐기물의 물리적 형태가 아닌 위험도에 따라 고형화/고정화 대상 결정(NRC 10CFR61)
	3) 고정화 방법/시험요건	- 고정화 방법/시험요건 구체화
	4) 입자성 물질 대상 및 비분산성 처리방법	- 입자성 물질 판정기준, 비분산성 처리방법 정립
	5) 고화체 시험방법/기준	- 침출시험 시험법, 대상핵종, 침출지수 재검토
	6) 고화체 시편 제작기준	- 시험용 시편 제작기준 재검토



▶ 인수기준 개선 항목(고려할 사항)(계속)

구분	개선 항목	개선 방향(고려 사항)
3. 방사선적 특성	1) 관리대상 핵종	- 관리대상 핵종(14개) 확대 검토(↑ 24개 핵종)
	2) 표면선량률	- 접촉취급 불가 선량 제약치 설정 - 고선량 폐기물 선량제한 또는 취급/검사방법 개선 검토
4. 물리적 특성	1) 채움률	- 채움률 기준(85%↑) 재검토 - 내부공극 채움기준 반영 여부 검토 중 - 1/2/3단계 시설별 차등 적용
5. 화학적 특성	1) 화학적 특성 정량화	- 정량화를 위한 실험 및 평가방법 검토
	2) 혼합폐기물 정의/관리방안	- 혼합폐기물 정의/관리방안 정립 - 혼합폐기물 관련 제도개선(원안법 ↔ 환경법)

구분	개선 항목	개선 방향(고려 사항)
처분적합성 확인방법	폐기물 종류별 특성평가 및 인수검사 방법	- 다양한 폐기물에 대한 특성평가 및 검사방법 정립

해체방폐물 특성을 고려한 처분시설 인수기준 도출



■ 일반요건

- ◇(1단계) 사일로 크레인 및 인수검사 설비 가용무게, 안전 여유도를 반영한 단위중량의 현실화
- ◇(2,3단계) 해체폐기물발생지에서 표층처분장으로 운반을 고려한 중량적용
- ◇(공통사항)포장물의 단위크기의 경우 처분시설의 관련 장비 적용 가능 하에 변경가능

■ 고형화요건

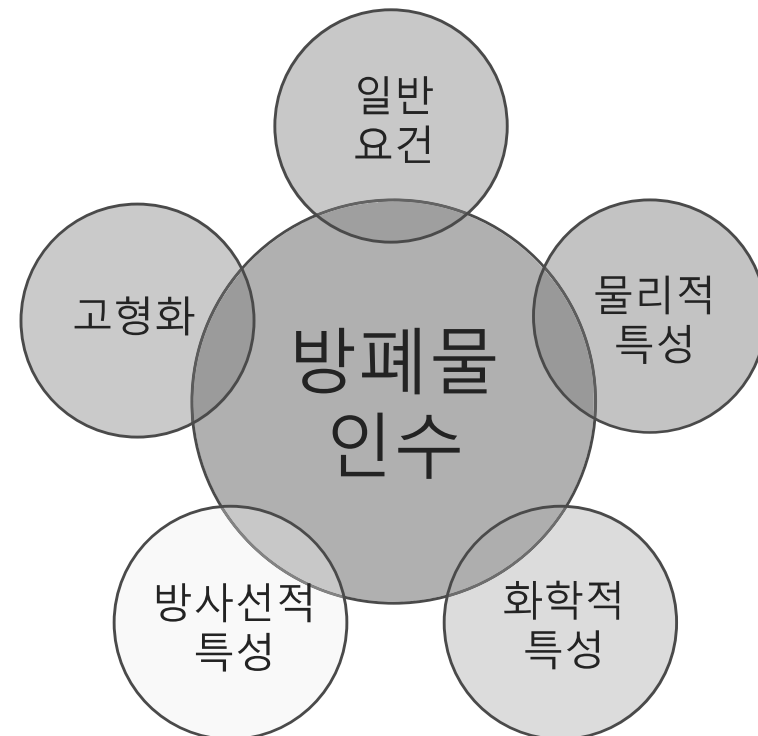
- ◇(1,2단계) 현행 1단계 인수기준과 동일
- ◇(3단계) 매립형 처분시설에 맞추어 고형화, 고정화요건을 적절하게 변경 적용
- ◇ 원안위 고시 제2020조06호 중저준위방사성폐기물 인도 규정 제11조(고형화의조건)준수
 - 고시내용: 유동성이 있는 폐기물을 고형화하는 경우에는 고형화 폐기물은 균질하게 고형화되어야 한다.

■ 물리적특성

- ◇(1,2단계) 현행 1단계 인수기준과 동일, 2단계의 경우 시설 구조적 건전성 평가 후 변경가능
- ◇(3단계) 입자성물질을 포함하는 비분산성 처리방법을 제시하여 인수기준 명확화

■ 방사선적, 화학적 특성

- ◇(공통)현행 1단계 인수기준과 동일



인수기준 분석



▶ 품질보증 체계 개선 규제요건 법제화

원안위고시((약칭)방폐물 인도규정)

- ▶ 제18조(폐기물관리 품질보증) 위탁자는 제6조부터 제16조까지의 규정에서 정하는 기준과 처분시설운영자가 제시하는 세부적인 기준에 적합함을 보증하기 위한 폐기물관리에 관한 품질보증계획을 수립하고 이행하여야 하며, 이는 해당 폐기물에 대한 특성규명에 관한 사항을 포함한다. → 신설
- ▶ 제4조(폐기물 인수의뢰신청)8호 위탁자는 포장물 별로 다음 각호의 정보를 포함하여 처분시설운영자에게 폐기물 인수의뢰신청을 하여야 한다.
8. 폐기물관리에 관한 품질보증기록 → 신설

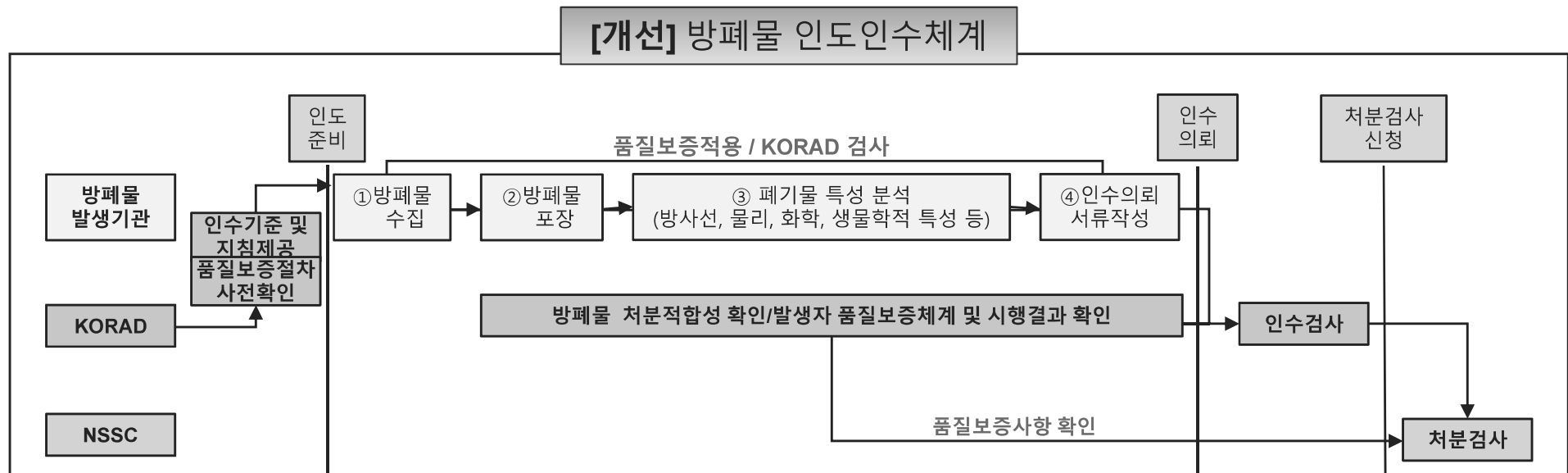
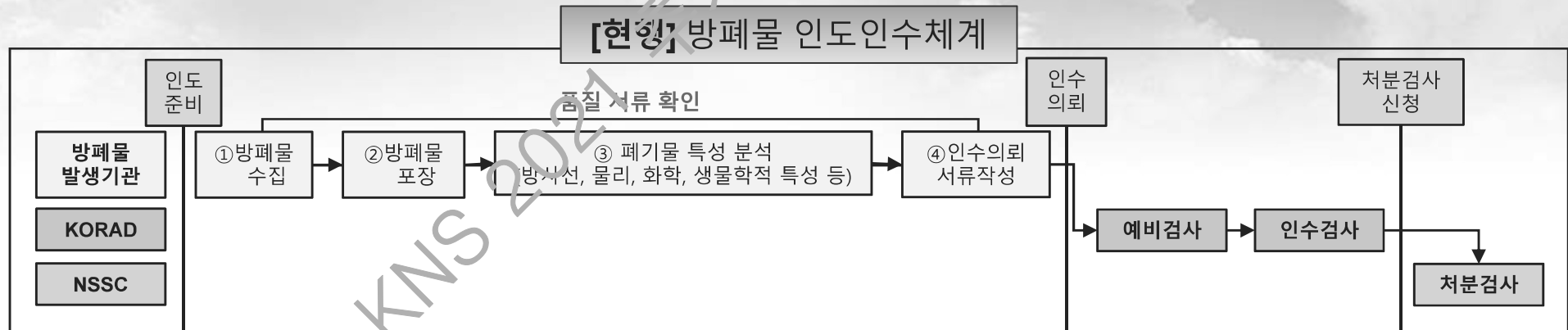
원안위고시((약칭)처분시설 운영기준)

- ▶ 제22조(폐기물 인수)제②항3호 폐기물발생자가 해당 폐기물이 제1호의 기준에 적합함을 입증하는 데 적용하여야 할 폐기물관리에 관한 품질보증에 관한 기준, 이는 폐기물 특성규명에 관한 사항을 포함 → 신설
- ▶ 제22조(폐기물 인수)제③항 운영자는 제2항제2호의 기준에 따라 폐기물발생자가 수립한 폐기물 특성규명 방법 및 원자력안전위원회고시 『중·저준위 방사성폐기물 인도규정』 제18조에 따른 품질보증계획의 적합성을 사전에 확인하여야 한다. → 신설

인수기준 분석



▶ 품질보증 체계 개선(계속)



목 차



1

처분 사업 현안

2

처분시설운영 현안

3

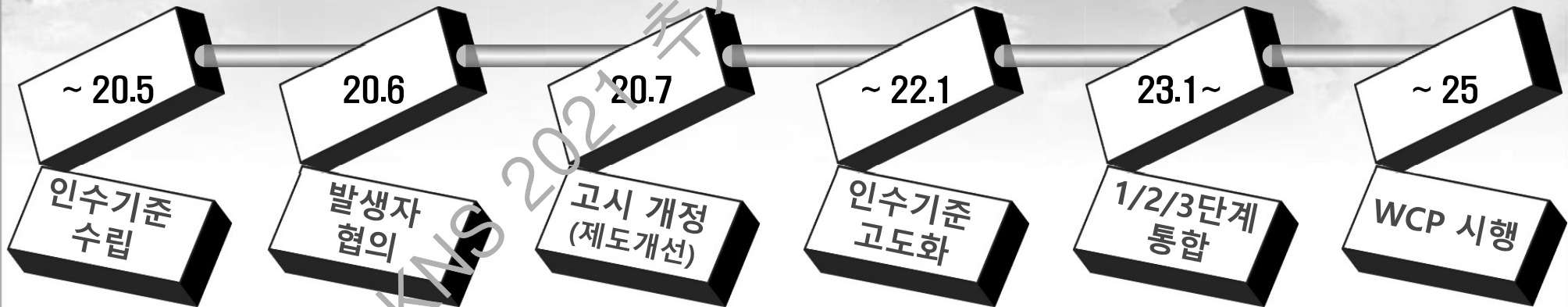
향후계획



인수기준 개선 향후계획



향후계획



KORAD-발생자 간 지속협의를 통한 인수기준 고도화 추진

방폐물 관리에 관한

현안사항 지속 협의
(KORAD-발생자-규제기관)

고시 개정 등 방폐물

인도·인수와 관련한
제도개선 적극 지원

인수기준 고도화 및

방폐물 인증 프로그램
(WCP) 도입

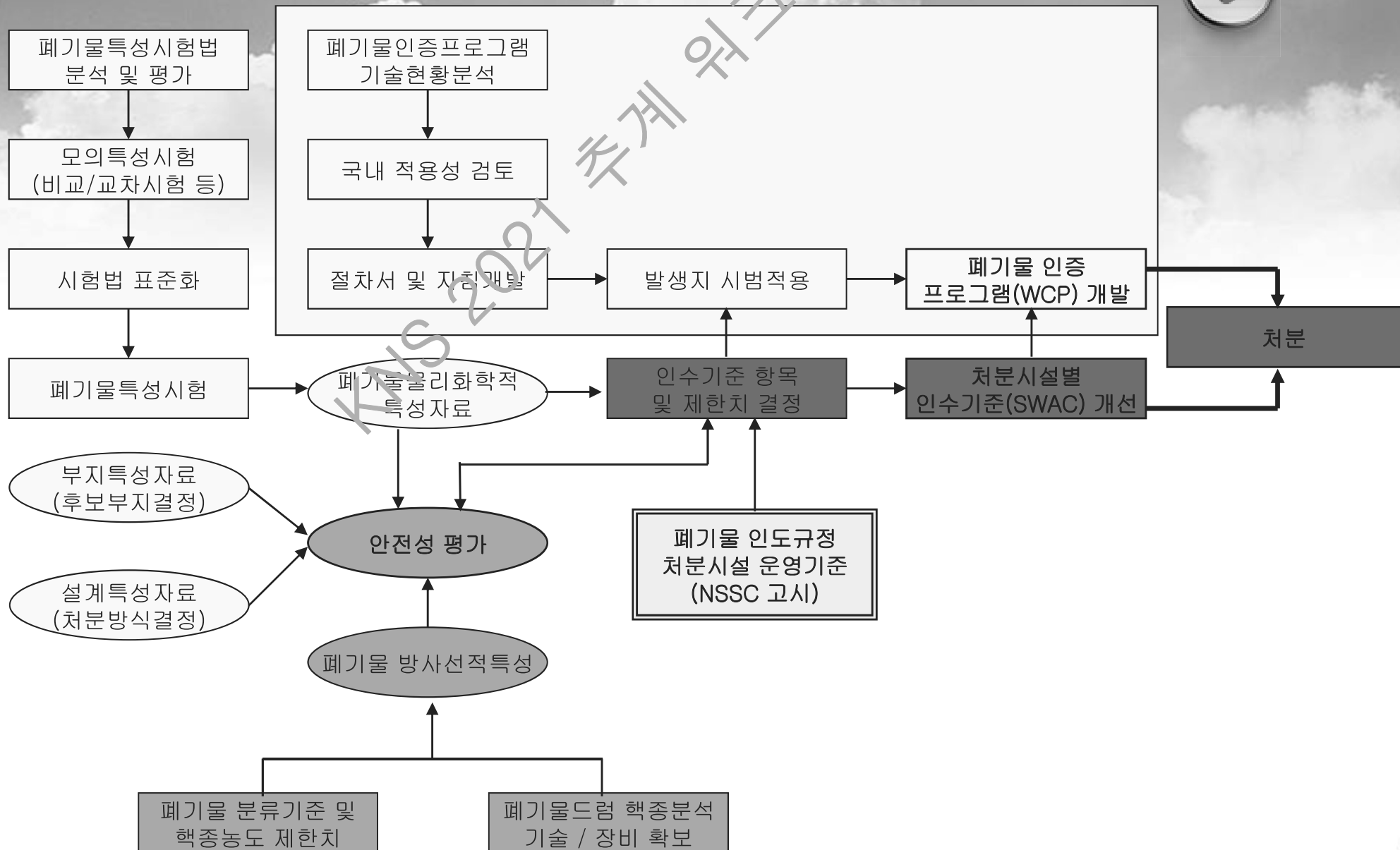
향후 추가 현안



- 1 운영자가 제시해야할 특성규명 방법의 수준에 관한 논의
- 2 방폐물 품질확보를 위한 각 기관의 전문인력확보 문제(평가, 검사, 분석등)
- 3 기술교류를 위한 인수기준 사용자 그룹(Users Group) 운영 실질화
- 4 폐기물인증프로그램(WCP)의 실질적인 정착
- 5 과거발생폐기물을 포함한 신규 폐기(해체)물 특성 및 처분기준 구축



해체폐기물 인수기준 수립

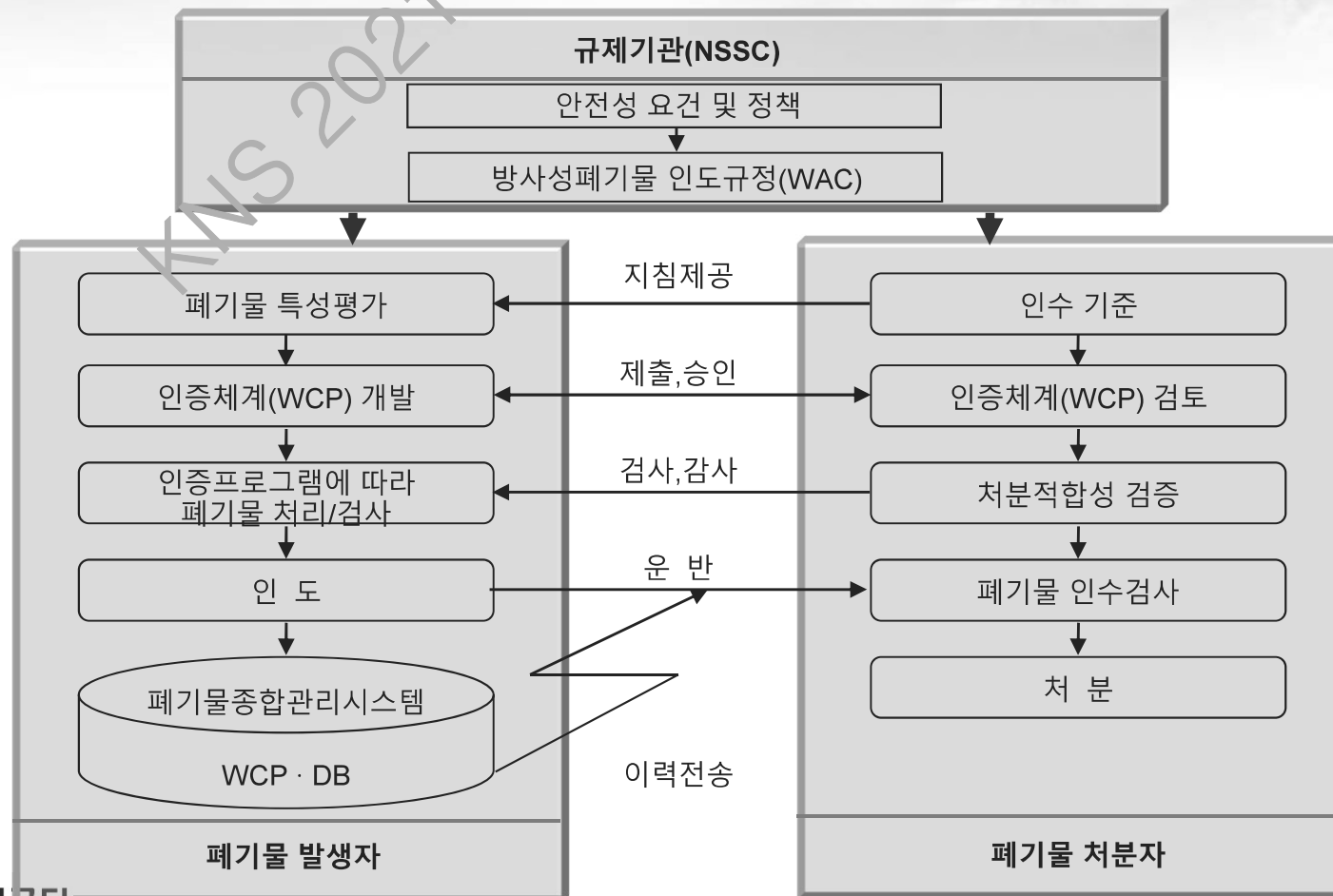


해체폐기물 인증체계



☐ 폐기물 인증체계 개발

- 폐기물인증체계(WCP : Waste Certification Program)
처분사업자 인수기준(Site Waste Acceptance Criteria)에 부합하는 폐기물을 만들기위해 폐기물 발생자가 채택할 폐기물 처리공정, 절차, 방법 등에 관한 계획





Thank You !



한국원자력환경공단
KOREA RADIOACTIVE WASTE AGENCY

가상운전 원격해체 시스템 구축을 위한 수중 열적절단 공정최적화 연구

2021. 10. 20 [水]

한국기계연구원 부산기계기술연구센터

조대원

목차

1. 연구개발 필요성
2. 연구개발 목표
3. 연구내용 및 추진전략
4. 주요성과 및 향후계획

1. 연구개발의 필요성

■ 연구개발 대상 품목 (원격해체 시스템)

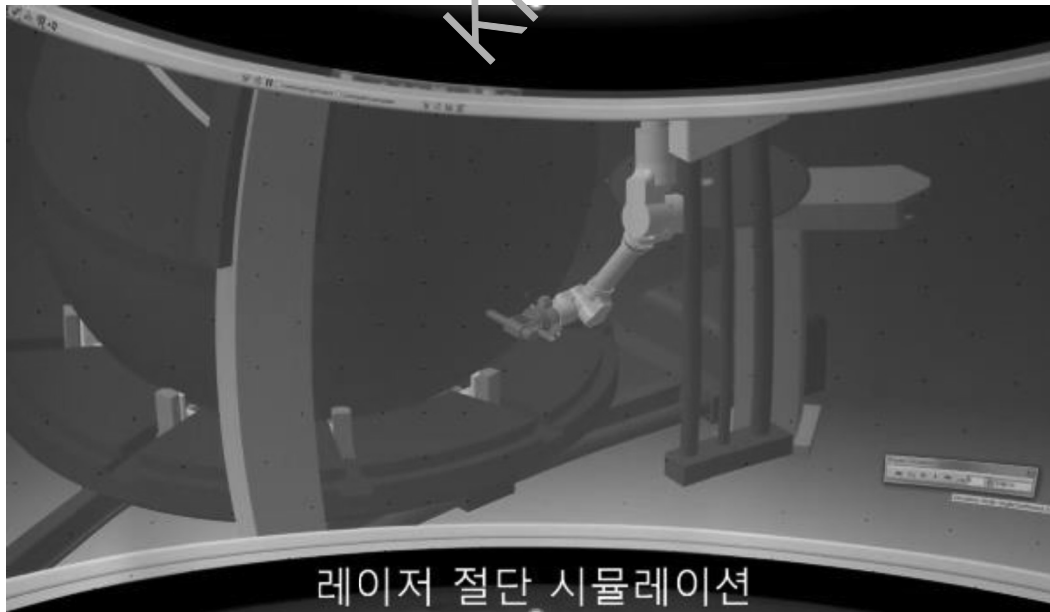
- 원전해체 공정 중 원격절단 공정에서 요구되는 절단/해체(이동)를 위한 가공 및 운반시스템
- 국민의 생명과 안전 중심의 ICT 기반 원자력 안전혁신 기술개발 추진
 - ICT기반 해체공정 최적화를 위한 “ICT기반 원격해체 시스템 가상 운전 기술개발”



1. 연구개발의 필요성

■ 기존 연구 사례

- 물리적인 현상에 대한 실제적인 반영기술 필요
 - 시뮬레이션 플랫폼에 대한 공정변수에 따른 물리적인 현상 반영 필요
 - 공정변수의 결과가 반영된 기술 개발 필요



즉 해체공정에 대한 시나리오 평가를 위해서는 절단공정에서 실제로 발생하는 물리적인 현상에 대한 반영 필요

1. 연구개발의 필요성

■ 수중 RVI에 대한 원격해체기술 확보 필요

- RVI는 중준위 방사 구역으로 사람접근이 불가하므로 수중 원격 절단이 반드시 필요
- 따라서 가상운전을 통하여 시뮬레이션을 수행해야 하며, 위치와 조건에 따른 수중 원격절단 품질예측 시스템 확보 필요
- 현재까지 확정된 세부적인 공정에 대한 절차서는 마련되어 있지 않음



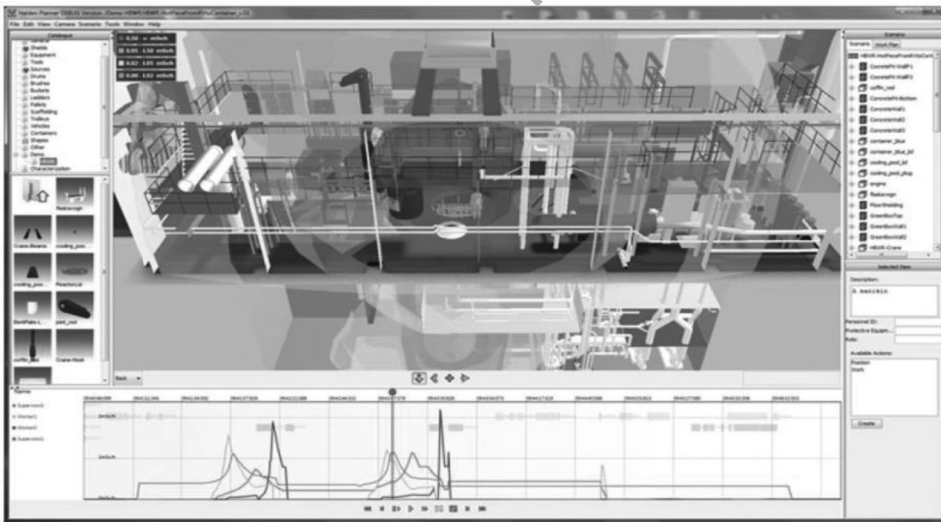
구조물			재질	Mass (kg)	Volume (m³)	방사능 준위
내 부 구 조 물	노심 측면	Baffle plate	STS-304	9,523	76.40	중준위
		Barrel	STS-304	30,472	244.48	중준위
		Baffle former	STS-304	2,612	20.96	중준위
		Thermal shield	STS-304	23,697	190.13	중준위
	노심 상부	Upper support assembly	STS-304	6,153	49.37	극저준위
		Upper core plate	STS-304	1,534	12.31	저준위
		Guide tube	STS-304	8,419	67.55	극저준위
		Upper support column	STS-304	20,713	166.18	극저준위
		Thermo-couple column	STS-304	45	0.36	극저준위
		Hold down spring	STS-304	618	4.96	극저준위
	노심 하부	Lower core plate	STS-304	1,682	13.50	저준위
		Core support plate	STS-304	4,192	33.63	극저준위
		Secondary core support plate	STS-304	1,284	10.30	극저준위
		Secondary core support column	STS-304	7,776	62.39	극저준위
		Core support tube	STS-304	665	5.34	극저준위
압력용기			Carbon Steel	185,397	1,465	저준위

1. 연구개발의 필요성

■ 원전해체에 대한 모의훈련시설 요구

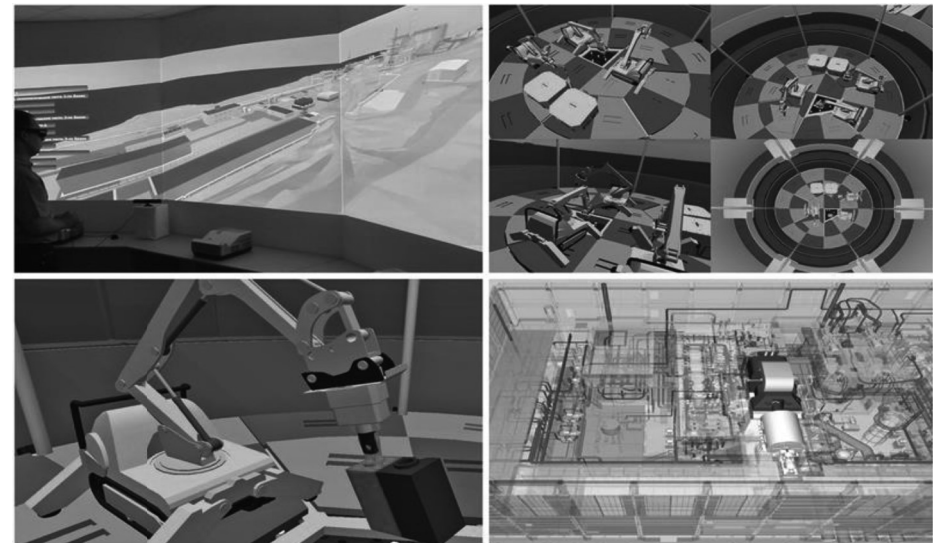
- 방사선 노출부위기 때문에 RVI는 신속하고 안전한 절단공정 요구
- 방사선 분포 등 사전에 위험인자 예측 가능한 안전한 해체기술 확보 필요
- 원전해체 공정에 대한 시나리오 개발 및 모의훈련을 통해 원전해체 최적기술 확보 필요

방사선 분포를 고려한 해체 시나리오 구성



Istvan Szoke et. al.' Comprehensive support for nuclear decommissioning based on 3D simulation and advanced user interface technologies' Journal of Nuclear Science and Technology

원전해체관련 모의훈련시설 구축 예



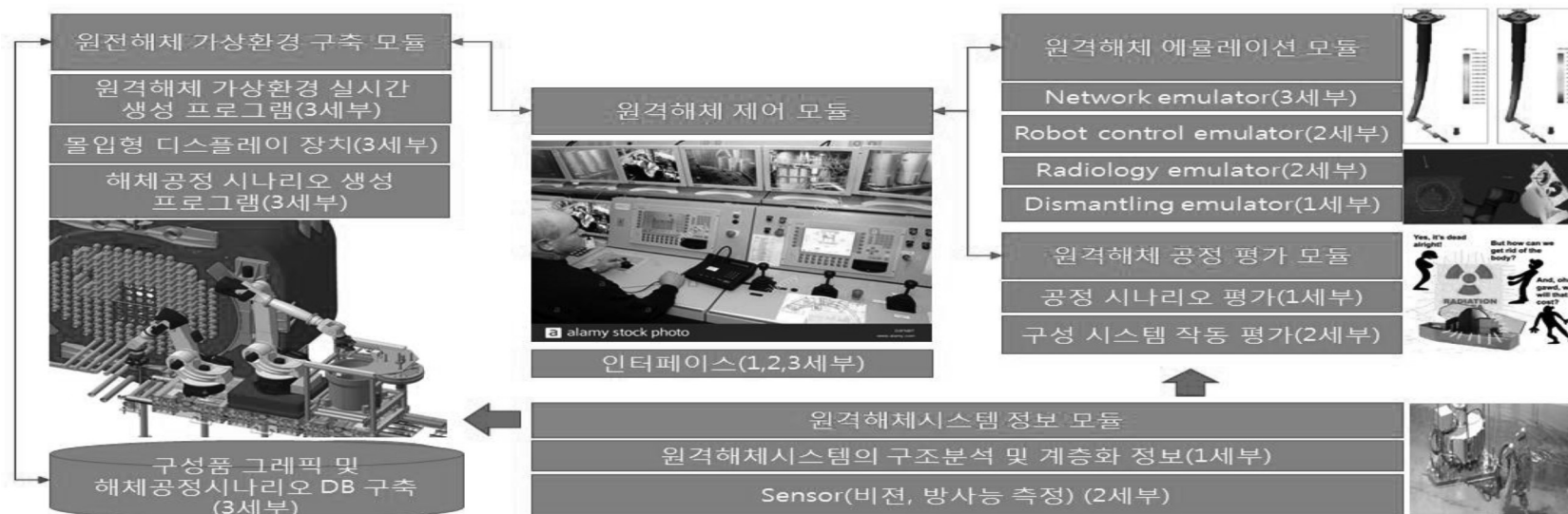
http://www.neolant.com/simulation_modelings/

2. 연구개발 목표

■ ICT 기반 원격해체 시스템 가상 운전 기술개발을 위한 핵심기술 과제

- 1세부: 가상운전 원전해체 시스템 설계 및 절단공정 DB 구축
- 2세부: 원격 절단 가상 시뮬레이션을 위한 Manipulator 동역학 및 방사성 환경 module 개발
- 3세부: 원격해체 시스템, 원전시설(RVI), 주변환경을 고려한 최적 해체 공정 시나리오 개발
- 4세부: 원전시설(RVI), 해체장비 및 해체 시나리오를 통합한 원격해체 가상 시뮬레이터 시스템 개발

ICT 기반 원격해체 가상화 시스템 모듈 구성도



2. 연구개발 목표

■ 세부과제별 연구목표



세부과제1

가상 운전
원격해체 시스템
설계 및 절단
공정 DB 구축

주관기관

한국기계연구원 부산기계기술연구센터

참여기업

(주)HK

참여기업

한전kps

세부과제2

원격 절단 가상 시
뮬레이션을 위한 매
니플레이터 동역학
및 방사성 환경 모
뮬 개발

주관기관

부산대학교 기계공학부

참여기업

울시스템(주)



울시스템주식회사

총괄

ICT 기반
원격해체 시스템
가상 운전
기술개발

세부과제3

원격해체 시스템,
원전시설RVR, 주변
환경을 고려한 최
적 해체 공정 시나
리오 개발

주관기관

한양대학교
원자력공학



한양대학교

세부과제4

원격해체 시스템,
원전시설RVR, 주변
환경을 고려한 가
상운전 시뮬레이터
개발

참여기업

상명대학교
일반대학원



3. 연구내용 및 추진전략 – 한전KPS 보유설비를 바탕으로

- 원전 1차측 주요 기기 훈련설비
- 수중 원격 절단장비(Plasma/CAMC/Band Saw/Disc Saw)
- 원전 1차측 대형기기 절단설비(Wire Saw/HY Cutting Machine)
- 원전 원자재 시편 및 RVI mock-up 설비

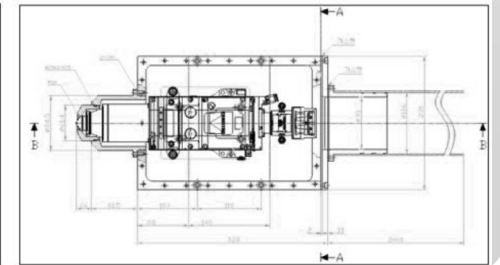
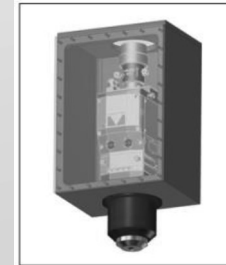







본 연구는 실제 RVI를 원격 절단하는 한전 KPS의 설비 및 장비를 활용 함

4. 주요 결과 – 원전해체 설비 분석

■ 원격해체 시스템 가상화를 위한 설비관련 설계 DB 확보

- ✓ 활용 가능한 절단장비, 운전장비에 대한 체계분석 및 계층화 (절단장비, 운전장비에 대한 기본적인 장비 사양 파악)
- ✓ 한전 KPS에서 기 보유한 장비에 대한 성능 및 사양에 대한 DB확보
- ✓ 절단 성능을 고려한 절단설비 상세설계 및 제작



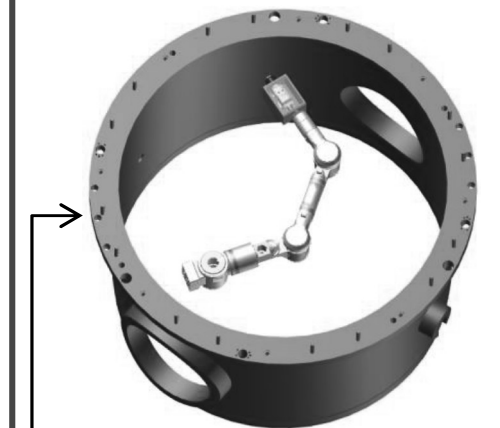
절단 방식	절단종류	절단장비 사진	두께(mm)
열적 절단	Plasma Arc Cutting (PAC)		130mm (@900A 280V)
	Contact Arc Metal Cutting (CAMC)		70~550
기계적 절단	Band saw		200
	Disk saw		230(660 disk)
	Wire saw		제한없음

수중 절단 로봇 팔 설계



한전KPS에서 기 보유한 장비를 고려한 수중절단 로봇 팔 설계

수중 절단 접근성 테스트



*Core flange: 2차년도에 선정 해체 대상체

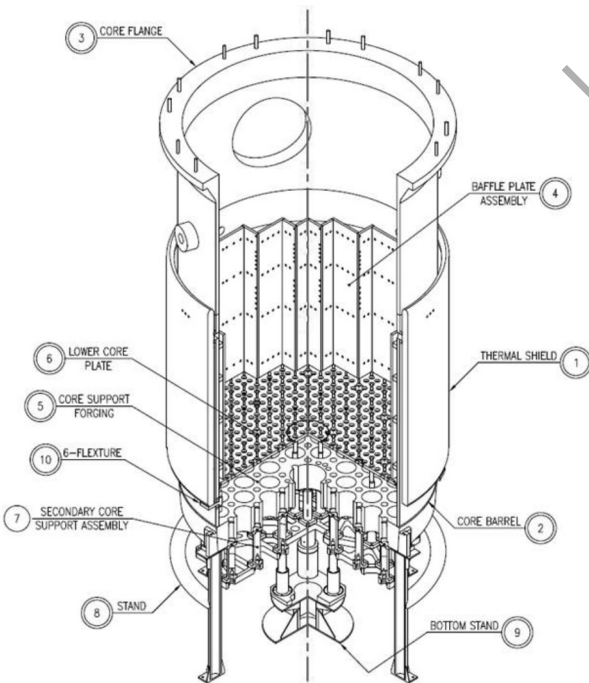
설계 완료된 절단장비, 절단설비에 대한 접근성 테스트

4. 주요 결과 - 원전해체대상체 DB 분석

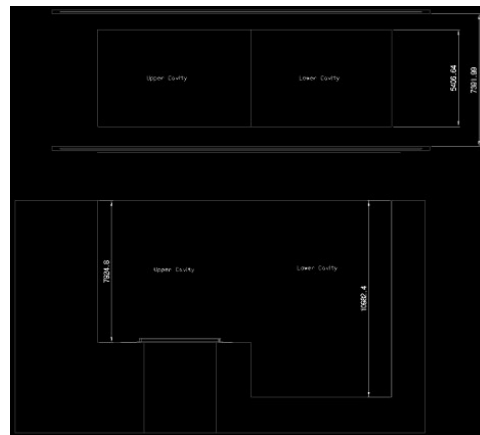
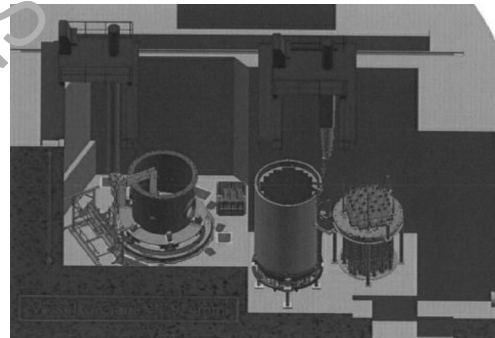
■ 원격해체 시스템 가상화를 위한 해체대상체관련 설계 DB확보

- ✓ 한전 KPS에서 기 보유한 고리 1호기 RVI mock-up을 통한 해체 대상체 분석
- ✓ RVI 설계 검토를 통한 위치별 재질, 두께, 형상정보 조사
 - 재질, 두께, 절단 자세에 대한 분석을 통해 최적절단의 근거자료로 활용

고리 1호기 RVI mock-up 3D 도면

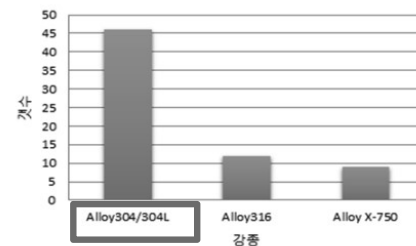


고리 1호기 RVI 해체 도면

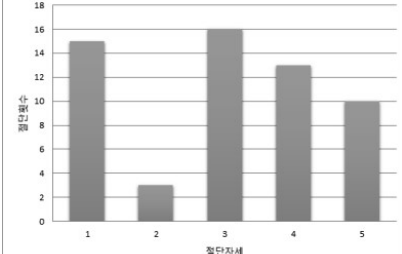


고리 1호기 RVI mock-up 분석 결과

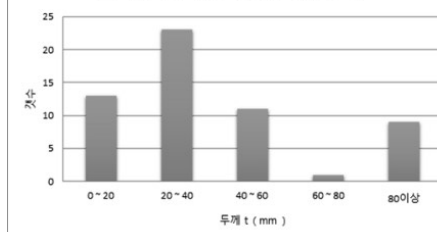
고리1호기 하부내장물 재질



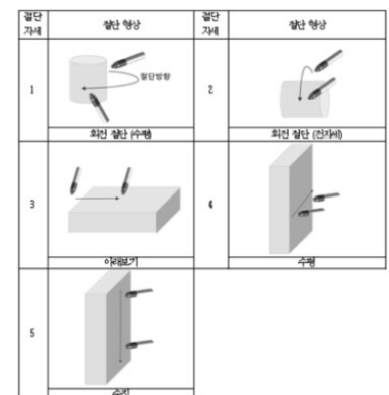
고리1호기 하부내장물 절단자세



고리1호기 하부내장물 절단두께



20~40mm 구조물이 가장 많음



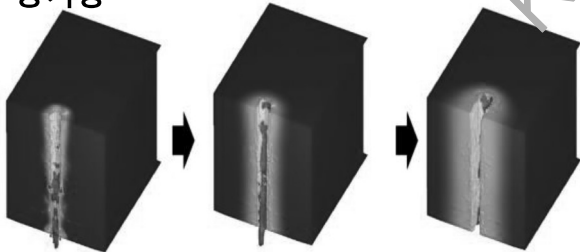
4. 주요 결과 – 수중 원격절단 공정변수 최적화

■ 수중 원격절단 공정변수 최적화 (1차년도, 2차년도 계속)

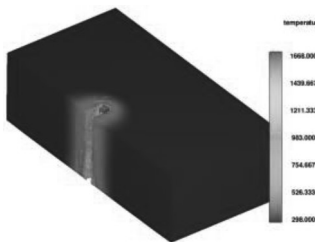
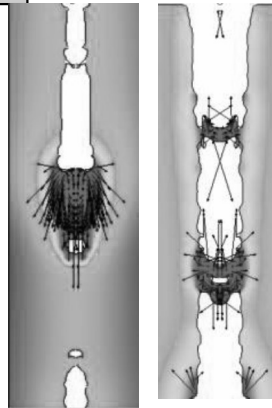
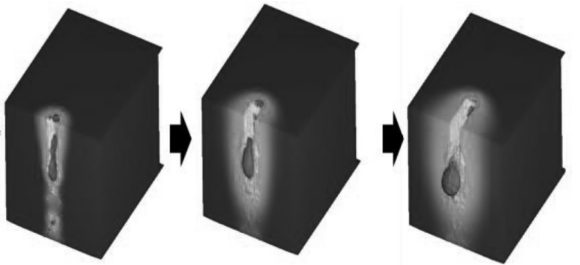
- ✓ 수중 열적절단관련 시뮬레이션 모델링 개발
 - 공기중, 수중 열적절단 공정에 대한 모델링
 - 공정 조건에 따른 용융풀 공정 해석
- ✓ 수중 레이저 절단 기초실험

레이저 절단 용융풀 거동분석

공기중

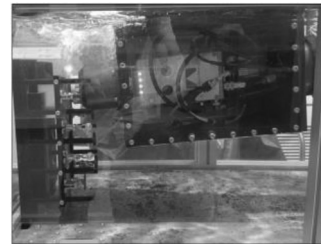
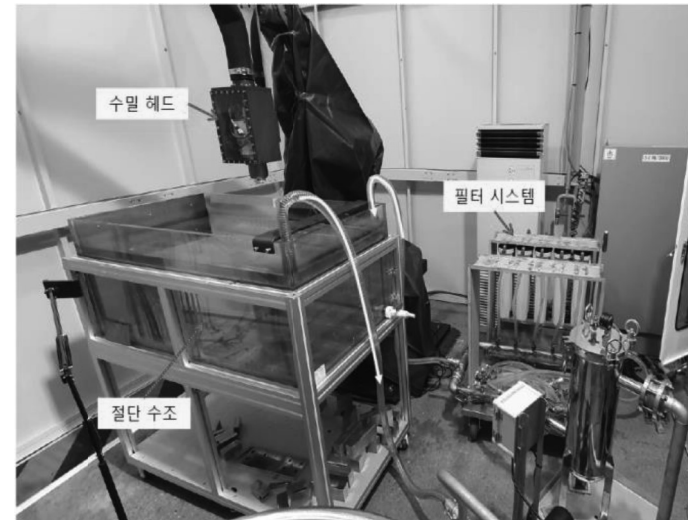


수중



물리적인 현상을 고려한 시뮬레이션 수행 – 자체 CFD 코드 개발

수중 레이저 절단 기초실험 설비 구축

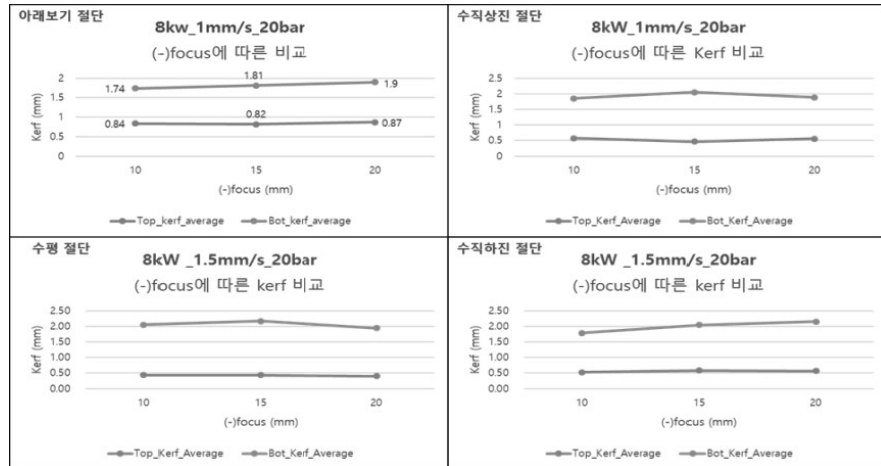
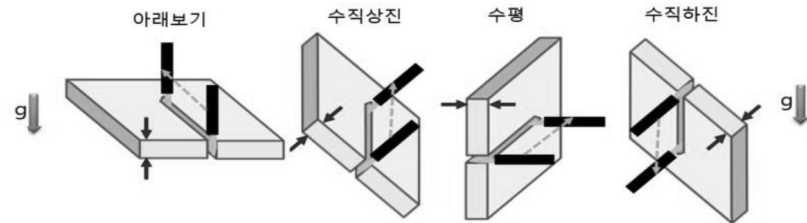
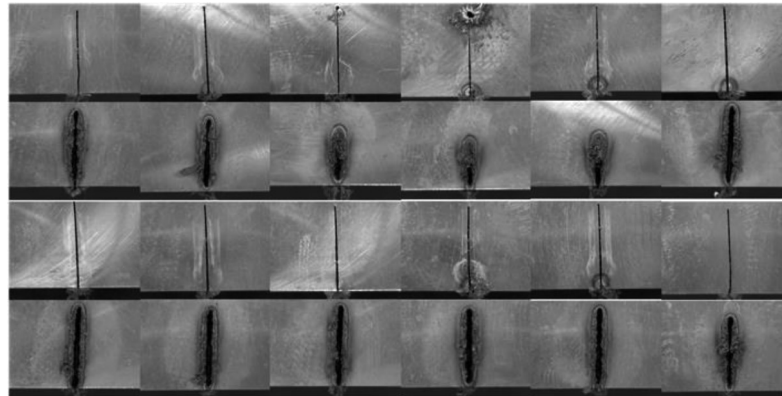
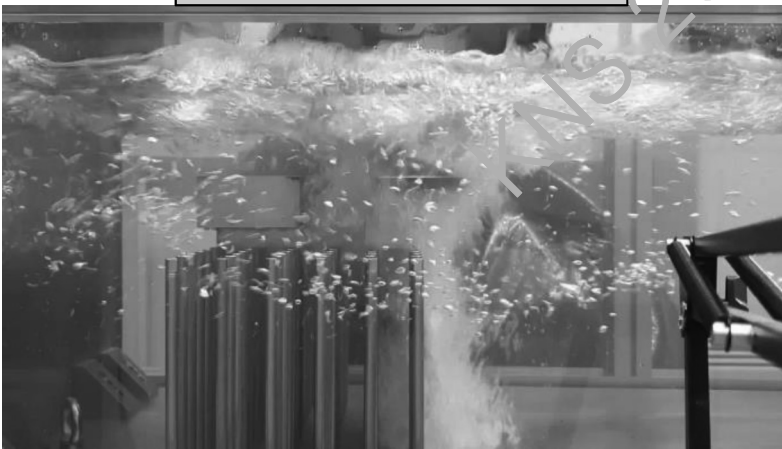


KIMM 보유 레이저를 활용하여 절단수조, 수밀헤드, 필터링 시스템을 설계 구축하여 기초실험 수행

4. 주요 결과 – 수중 원격절단 공정변수 최적화

- 수중 열적절단(레이저) 공정변수에 따른 절단 DB 구축 (2차년도)
 - 수중 레이저 절단 실험을 통한 DB 구축 완료 - (50t ~ 100t) 실험 데이터 구축

동영상 – 수중 레이저 절단

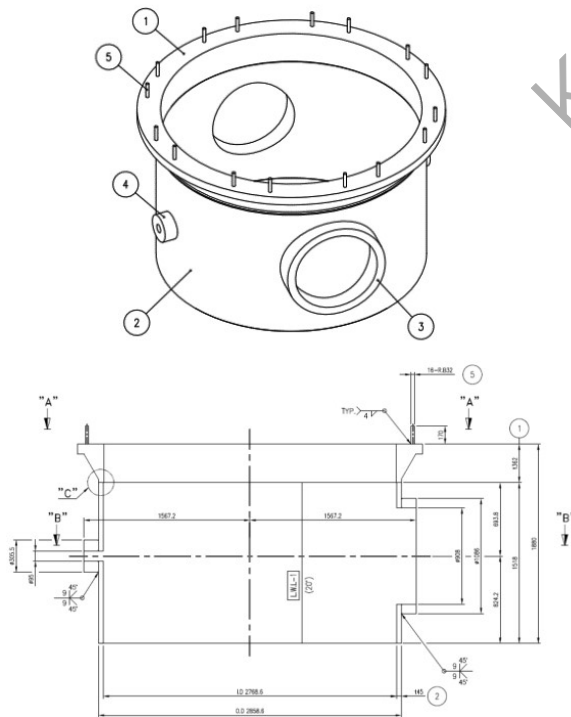


- 레이저 파워, 속도, 가스압력, focus 위치에 따른 실험 수행
- 레이저 절단이 플라스마 절단보다 절단폭이 작고, 작은 kerf 폭(상단: 0.5mm, 하단: 2.0)로 절단 자세에 따른 영향은 플라스마 절단에 비해 적음.

4. 주요 결과 - 수중 원격절단 공정변수 최적화

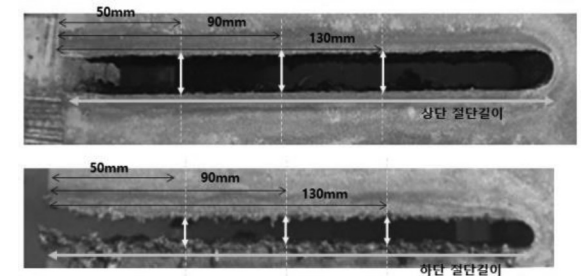
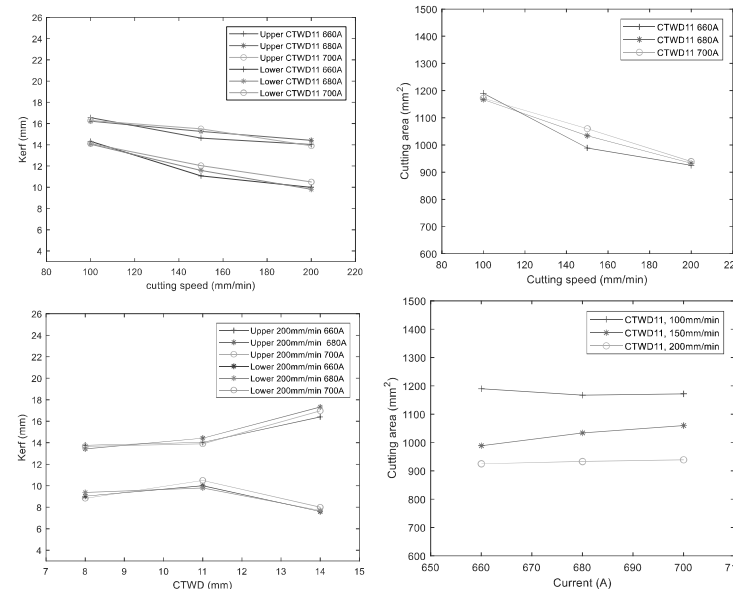
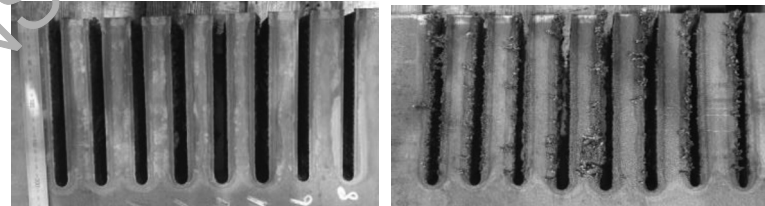
- 수중 열적절단(플라즈마) 공정변수에 따른 절단 DB 구축 절단 대상체 선정(Core flange)에 따른 절단공정 변수 추출
 - ✓ 수중 플라즈마 절단 실험을 통한 DB 구축 완료 - (77t~90t) 실험 데이터 구축
 - ✓ 절단부 형상 예측 알고리즘 개발

2차년도 해체 대상체: Core flange



대부분 45mm 두께의 구조물

수중 플라즈마 절단



절단 조건에 절단 형상부 예측 모델

비선형 회귀 분석에 따른 equation 도출

$$y = b_0 \times cur^{b_1} \times ctwd^{b_2} \times speed^{b_3}$$

Example

입력	Cur	CTWD	Speed
	660	14	190

↓

결과	상단kerf	하단kerf	상단/하단 길이차이
	16.2	9.1	10

4. 주요 결과 - ICT 기술 접목 (상명대학교)

■ 수중 플라즈마 절단 Kerf 형상화 구현

- ✓ 1세부에서 제공받은 공정변수와 Kerf Equation 분석 및 RVI Cutting Simulation에 적용
- ✓ EndEffector의 공정변수에 따른 절단면 Kerf Equation 반영 및 2D/3D 형상화 구현

수중 플라즈마 절단 공정변수 및 사용조건을
RVI Cutting Simulation 적용

$$y = cur^{b0} \times ctwd^{b1} \times speed^{b2}$$

사용조건

ctwd: 8~14 (mm)
speed: 100~200 (mm/min)

입력

Cutting Operation	
Plasma Arc[Default]	변경
입력전류(A)	680
분사압력	9
CTWD(mm)	11
이송속도(mm/min)	200

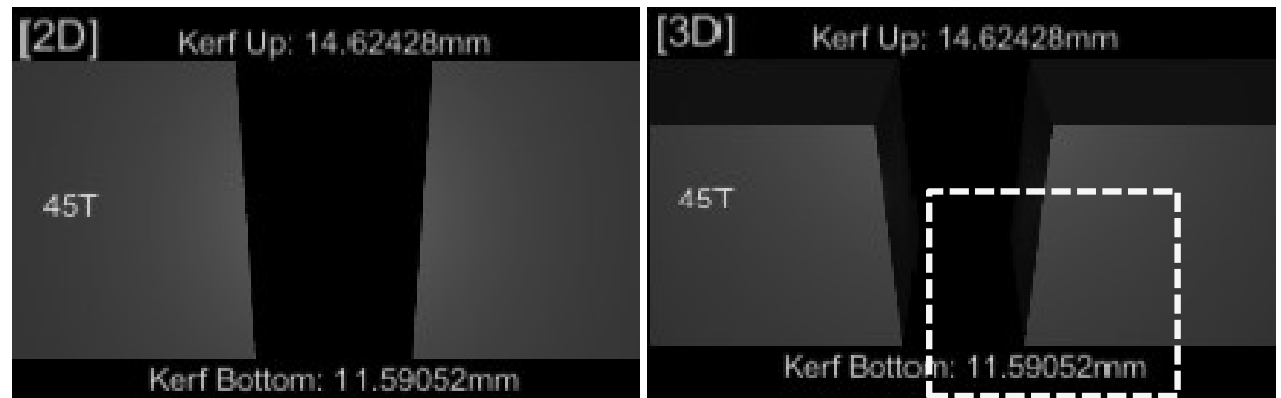
Kerf
형상화

- C# Kerf Function -

```
public float Value_Kerf_Up(float _ctwd, float _speed)
{
    return up_Kerf = p00_u + (p10_u * _ctwd)
        + (p01_u * _speed)
        + (p20_u * _ctwd * _ctwd)
        + (p11_u * _ctwd * _speed)
        + (p02_u * _speed * _speed);
}
```

```
public float Value_Kerf_Bottom(float _ctwd, float _speed)
{
    return bt_Kerf = p00_b + (p10_b * _ctwd)
        + (p01_b * _speed)
        + (p20_b * _ctwd * _ctwd)
        + (p11_b * _ctwd * _speed)
        + (p02_b * _speed * _speed);
}
```

- 공정변수에 따른 Kerf 형상화 -



K/S 2021 추계 워크숍

감사합니다.

실시간 방사선 이미징 (위치추적)

김재천

October 20, 2021

Institute for Basic Science



NUCLEAR SETBACK

A tourist in Chernobyl, Ukraine, dons a gas mask to snap a selfie near the containment shell surrounding the nuclear reactor that exploded in 1986. Radiation—revealed in this composite image by a unique gamma camera—still emanates from contaminated materials, but visiting for brief periods is safe. Chernobyl helped dim prospects for nuclear power, a carbon-free energy source.

MIKE HETTWER
(WITH WILLY KAYE, HD)

KNS 2021 추계 워크숍



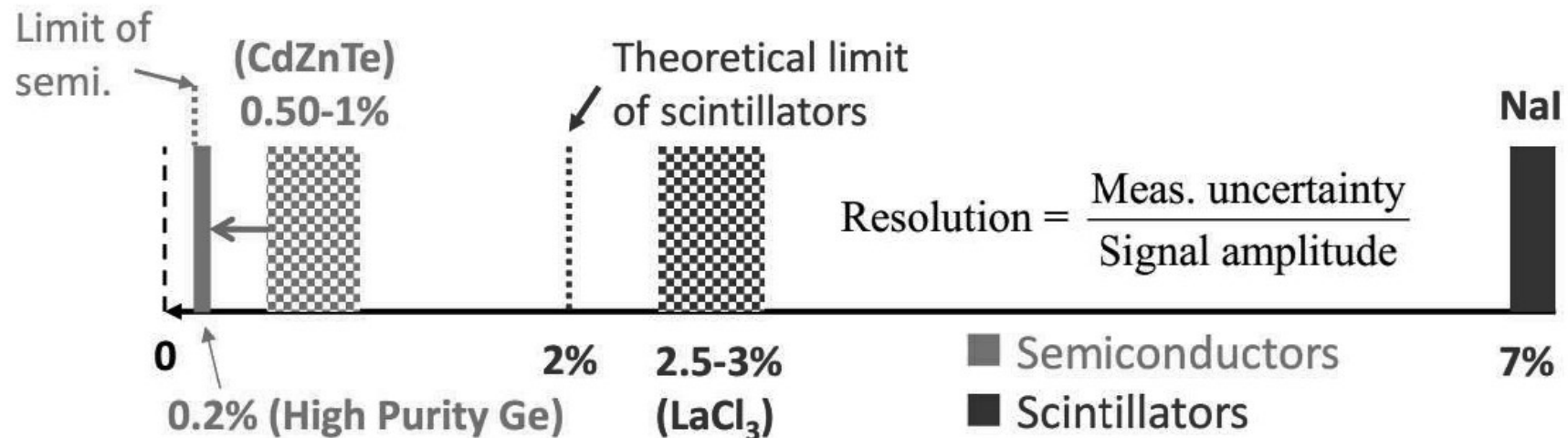
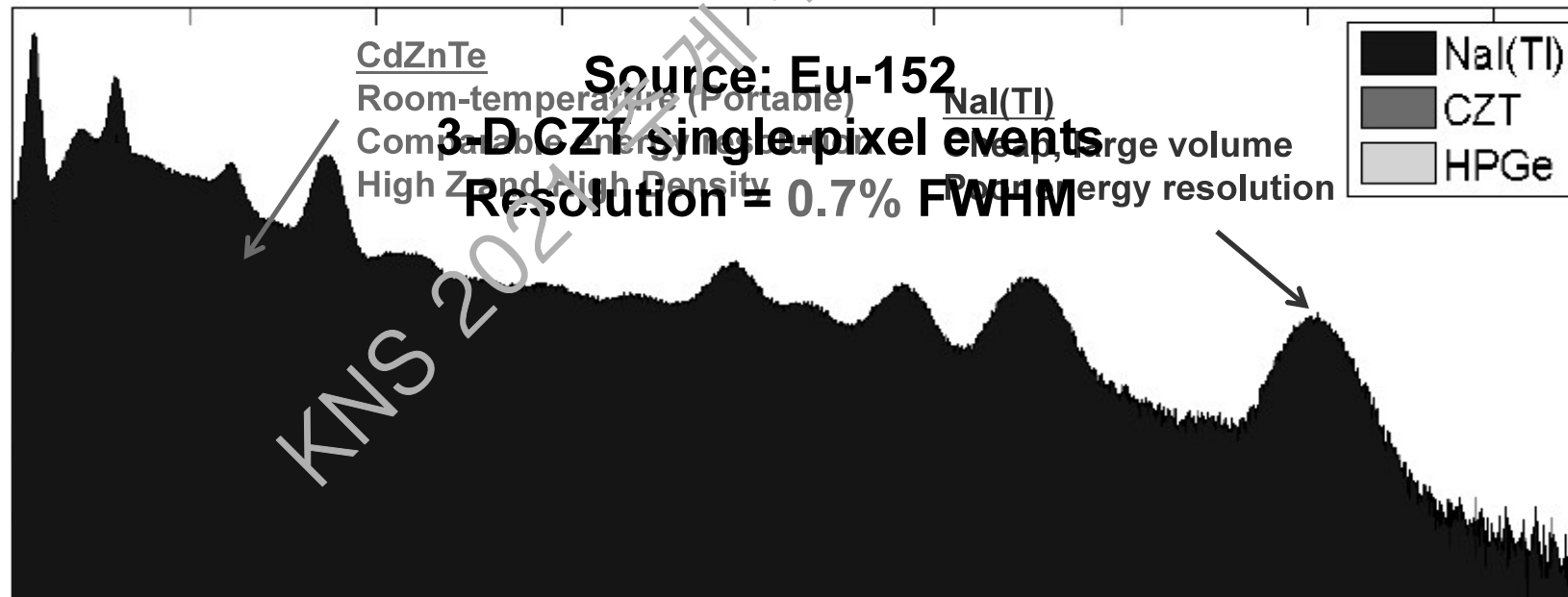
IEEE NSS/MIC/RTSD – 방사선계측 및 의료영상 (IEEE Nuclear Science Symposium, Medical Imaging Conference, and Symposium on Room-Temperature Semiconductor Detector)



50개국, 2400 여명, 1846편 (2013 한국, KOEX)

NSS/MIC/RTSD	2021 (Yokohama)
NSS/MIC/RTSD	2020 (Virtual Boston)
NSS/MIC/RTSD	2019 (Manchester)
NSS/MIC/RTSD	2018 (Sydney)
NSS/MIC/RTSD	2017 (Atlanta)
NSS/MIC/RTSD	2016 (Strasbourg)
NSS/MIC/RTSD	2015 (San Diego)
NSS/MIC/RTSD	2014 (Seattle)
NSS/MIC/RTSD	2013 (Seoul)
NSS/MIC/RTSD	2012 (Anaheim)
NSS/MIC/RTSD	2011 (Valencia)
NSS/MIC/RTSD	2010 (Knoxville)
NSS/MIC	2009 (Orlando)
NSS/MIC/RTSD	2008 (Dresden)
NSS/MIC	2007 (Honolulu)
NSS/MIC/RTSD	2006 (San Diego)
NSS/MIC	2005 (Puerto Rico)
NSS/MIC/RTSD/SNPS	2004 (Rome)
NSS/MIC/RTSD/SNPS	2003 (Portland)
NSS/MIC/SNPS	2002 (Norfolk)
NSS/MIC/SNPS/RTSD	2001 (San Diego)
NSS/MIC/SNPS	2000 (Lyon, France)
NSS/MIC	1999 (Seattle, WA)
NSS/MIC	1998 (Toronto, Canada)
NSS/MIC/SNPS	1997 (Albuquerque, NM)
NSS/MIC	1996 (Anaheim, CA)
NSS/MIC	1995 (San Francisco, CA)
NSS/MIC	1994 (Norfolk, VA)
NSS/MIC	1993 (San Francisco, CA)
NSS/MIC	1992 (Orlando, FL)
NSS/MIC	1991 (Santa FE, NM)
NSS/MIC/SNPS	1990 (Arlington, VA)
NSS	1989 (San Francisco, CA)
NSS	1988 (Orlando, FL)
NSS/SNPS	1987 (San Francisco, CA)
NSS/SNPS	1986 (Washington, DC)
NSS/SNPS	1985 (San Francisco, CA)
NSS/SNPS	1984 (Orlando, FL)
NSS/SNPS	1983 (San Francisco, CA)
NSS/SNPS	1982 (Washington, DC)
NSS/SNPS	1981 (San Francisco, CA)
NSS/SNPS	1980 (Orlando, FL)

CdZnTe vs. HPGe and Scintillators



Real-time Gamma-ray Imaging (Polaris Project)

미시간 대학교, 실시간 감마선 이미징 (위치추적) 기술

Why has it taken so long (1997 – 2013)?

- (1) Large volume CdZnTe detectors: UM has been the **ONLY** customer

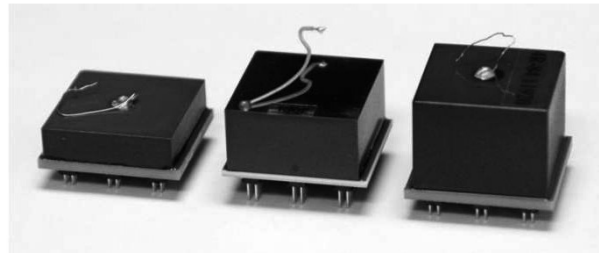
Began with:

Digirad
eV

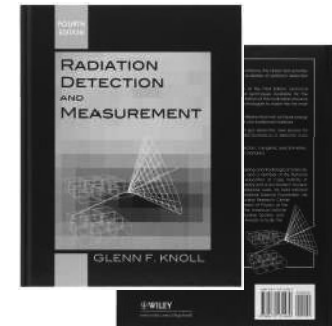
Yinnel ↔
Orbotech



Reolen
has shown
the most
promise



$2 \times 2 \times 0.5 \text{ cm}^3 \rightarrow 2 \times 2 \times 1.0 \text{ cm}^3 \rightarrow 2 \times 2 \times 1.5 \text{ cm}^3$
(2006 → 2007 → 2009 → 2014)



Glenn F. Knoll

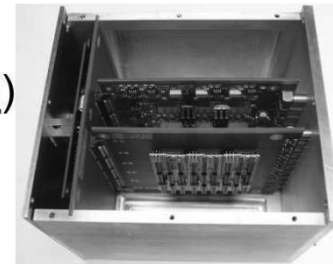
- (2) ASIC readout electronics:

1998 – 2005: Four design iterations on **Norwegian**
analogue ASICs – 3.5 keV noise (used on Polaris-H)

2006 – 2012: Four design iterations on an advanced
BNL analogue ASIC – **2.0 keV** noise (**for DOD**)

2009 – 2014: Three design iterations of **Norwegian**
digital ASIC – current research at Univ. of Michigan

2014 – 2016: Two planned design iterations on **BNL digital** ASIC



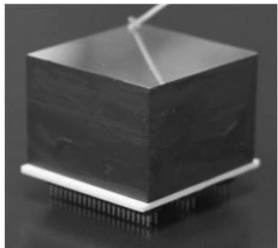
Zhong He

- (3) Four-generations of Ph.D graduate students

- (4) Survived multiple DOD field tests and demonstrations since **2010**

Polaris Technology

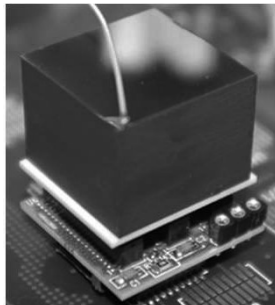
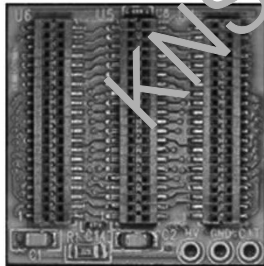
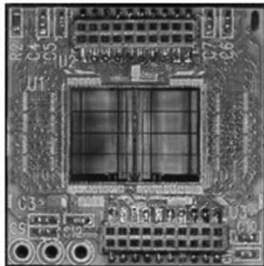
Real-time Gamma-ray Imaging Spectrometer



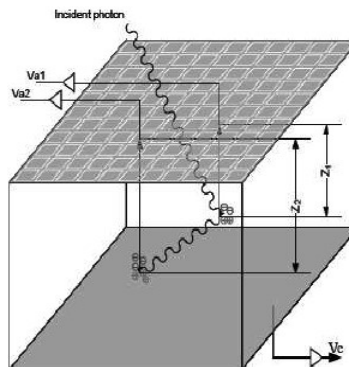
- ① Semi-conductor Crystals
- CZT sensor: Redlen, eV
 - Next Generation: TlBr, HgI₂



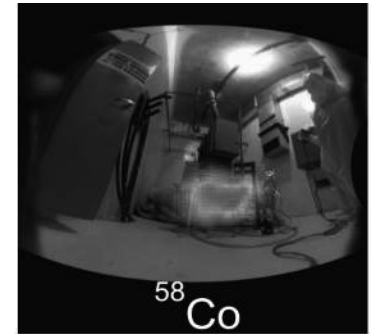
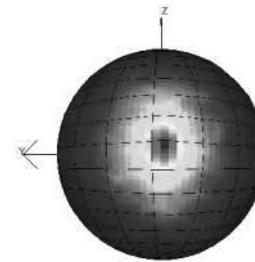
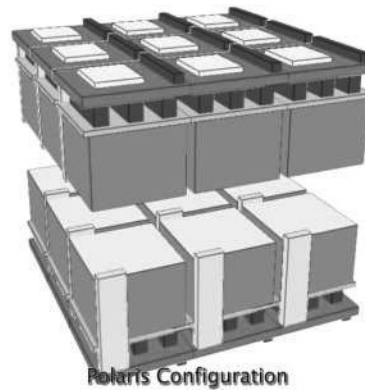
- ② ASIC
- Analog ASIC: GMI, BNL
 - Digital ASIC



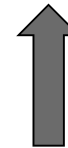
Crystal coupled with ASIC



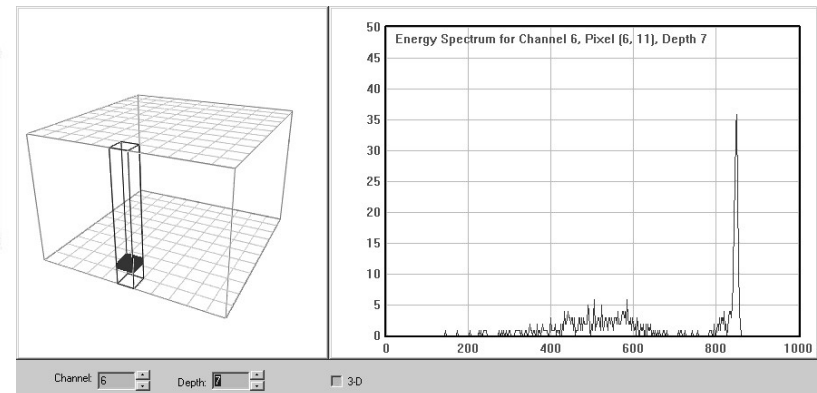
Polaris Project



- ④ Gamma-Ray Imaging
- SBP: real-time imaging
 - MLEM: pin-point accurate imaging



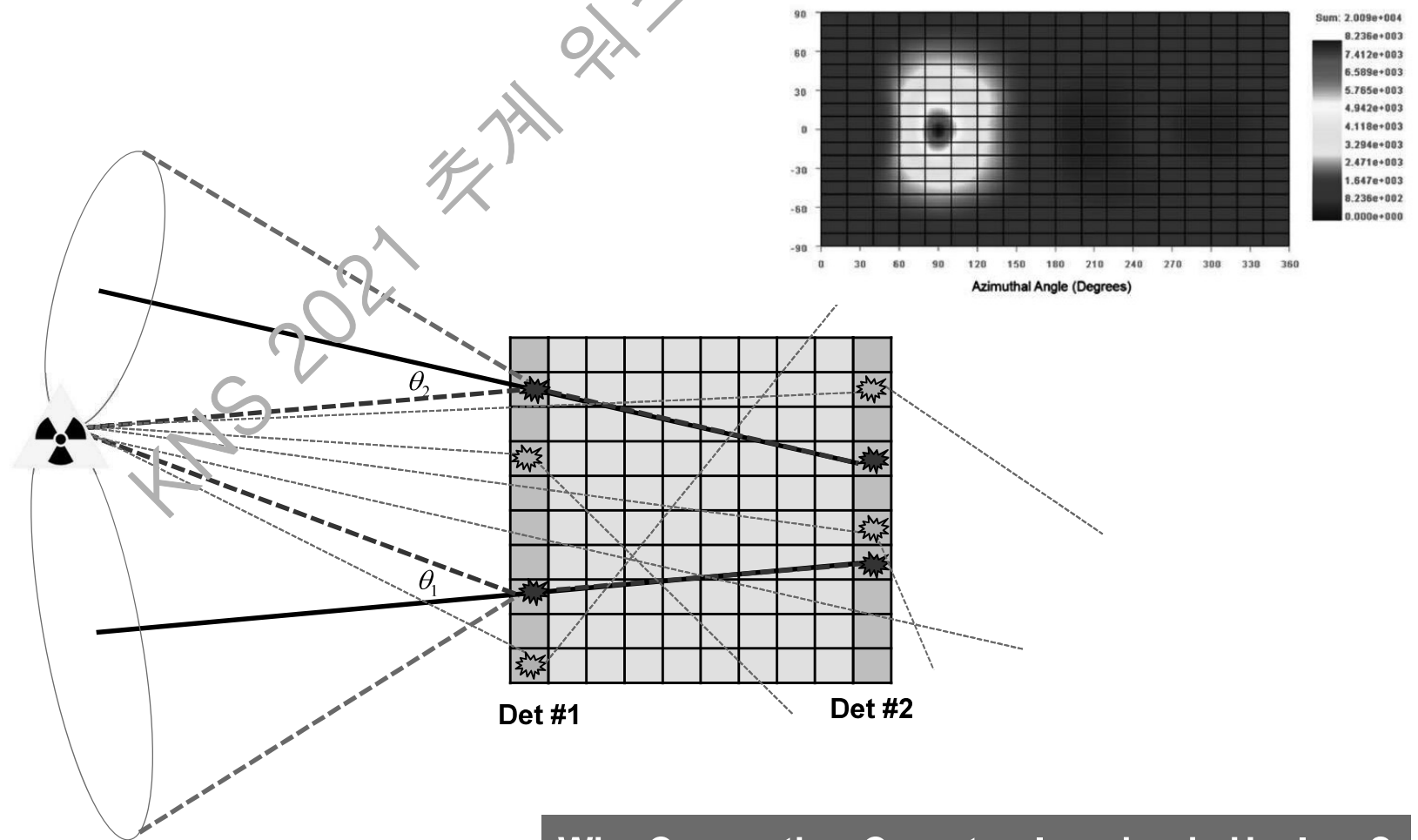
- ③ 3-D Position Sensing Tech.
- 3-D Calibration of CZT sensor
 - Noise Reduction



Science

Compton Imaging (High, 250 keV ~ 3 MeV)
Coded Aperture Imaging (Low, > 250 keV)

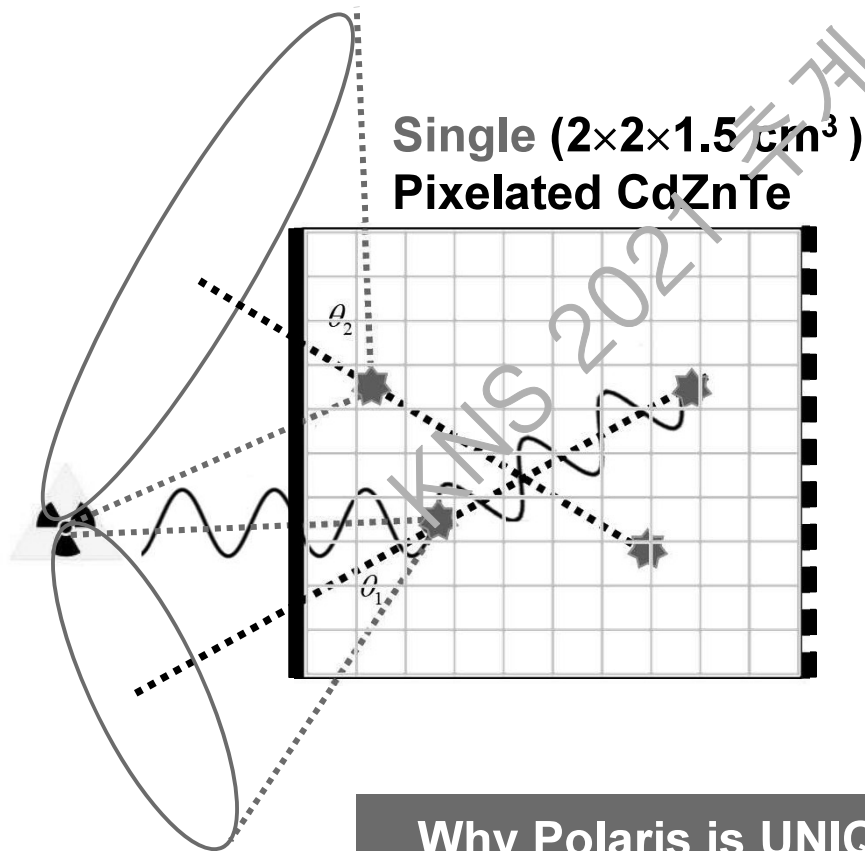
Conventional Compton Imaging (SBP)



Why Conventional Compton Imaging is Useless?

1. Very slow gamma-ray imaging !!
2. One direction only
3. Not compact

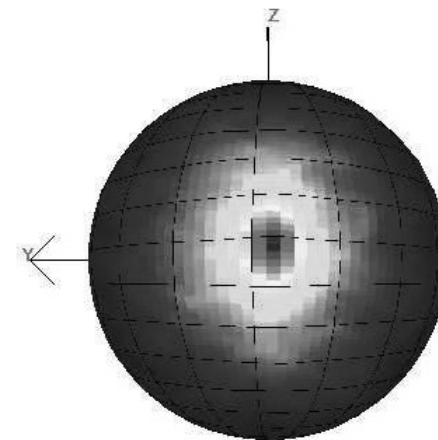
Polaris Compton Imaging (SBP)



Why Polaris is UNIQUE ?

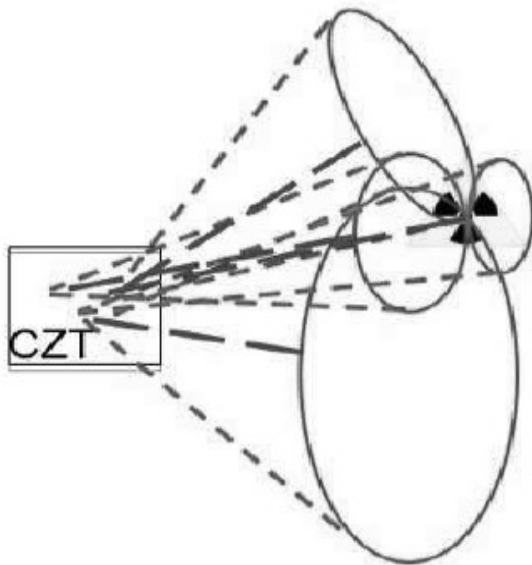
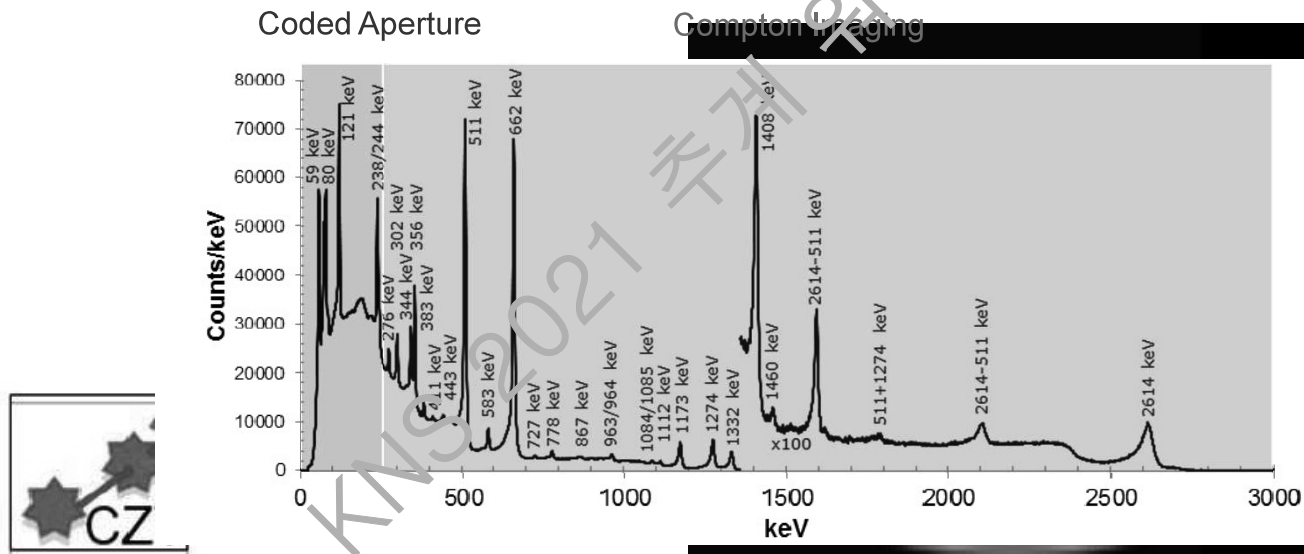
1. Fast gamma-ray imaging
2. Very compact device
3. 4π imaging (all direction)

$$\cos \theta = 1 - \frac{E_1 m_e c^2}{(E_1 + E_2) \cdot E_2}$$

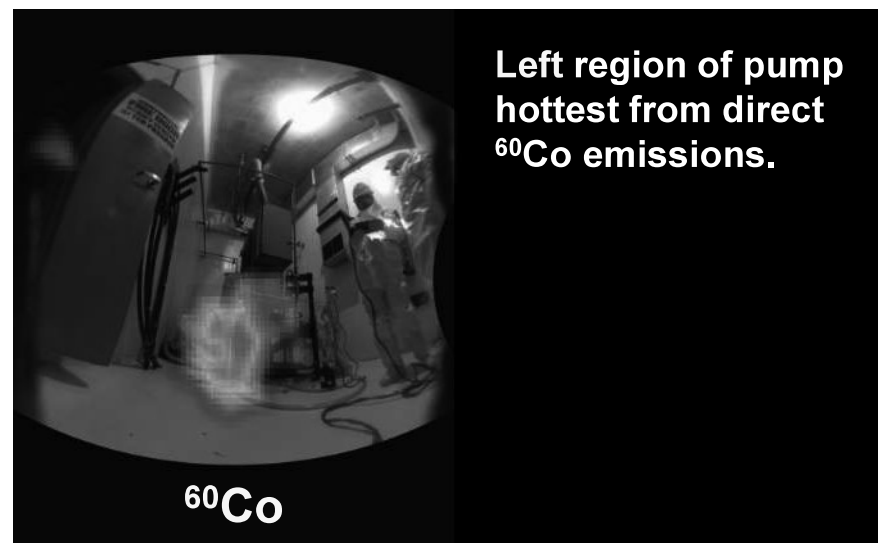
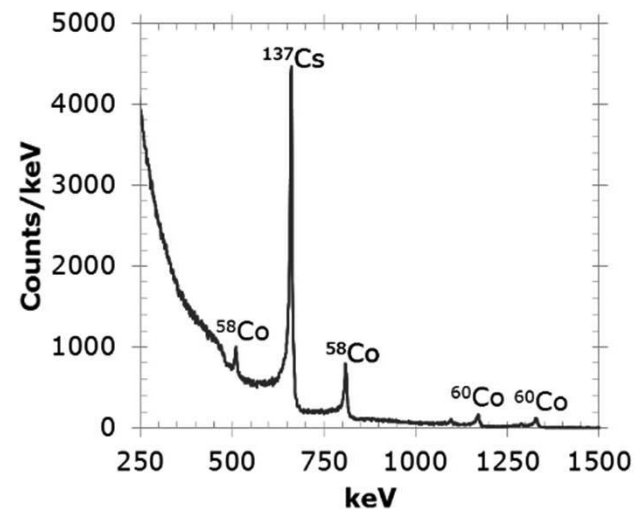
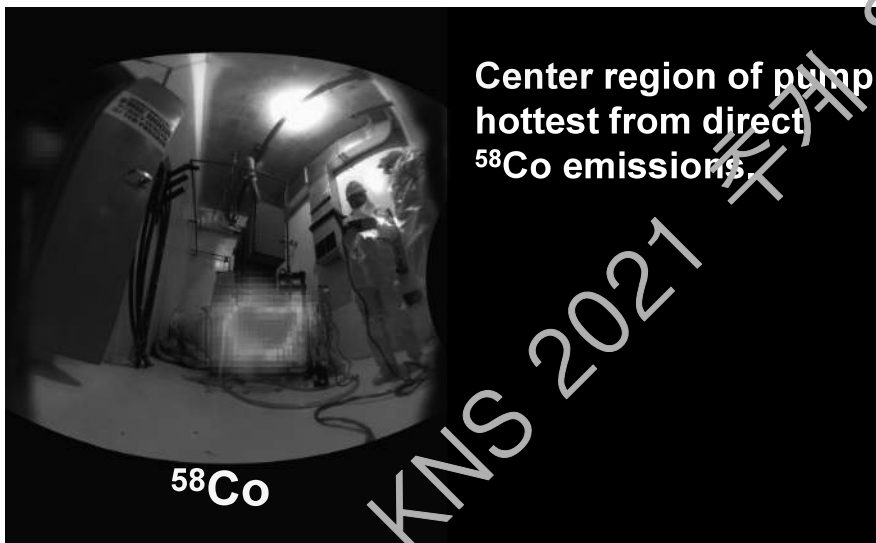


Number of photons

Polaris Compton Imaging (SBP)

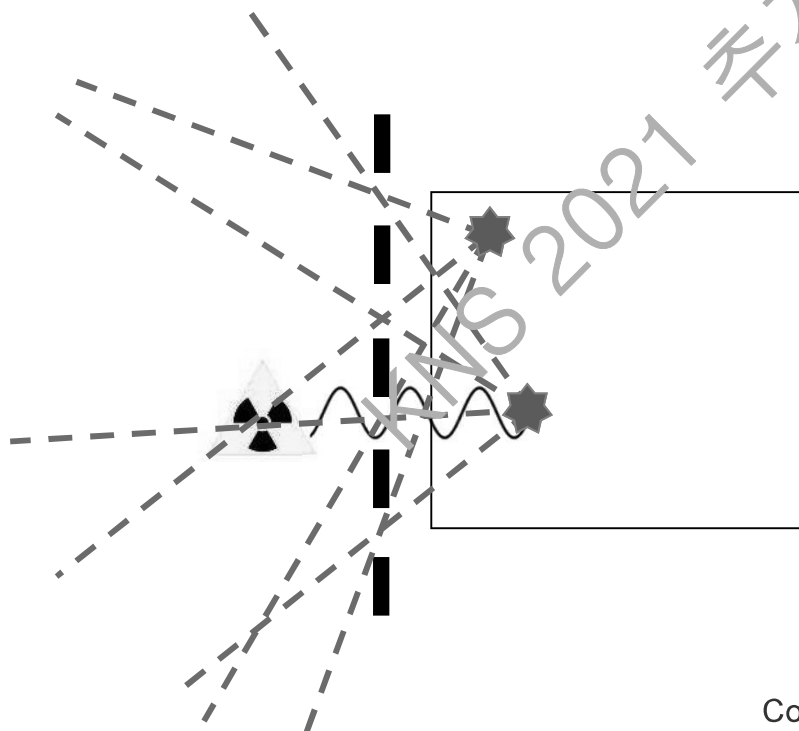


Compton Imaging Example

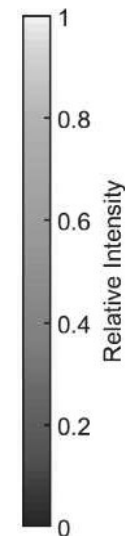
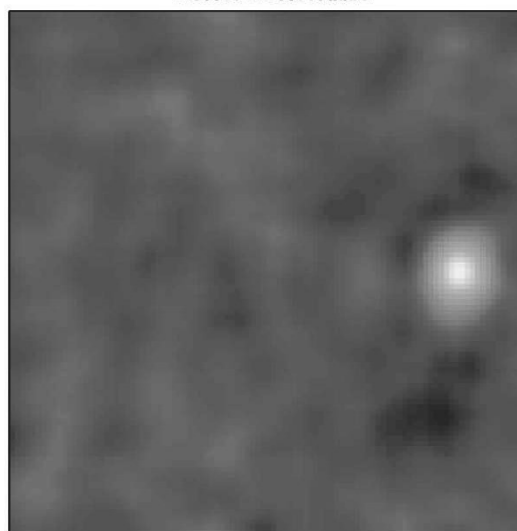


Gamma-Ray Imaging: Coded Aperture

MAM Coded Aperture: < 500 keV

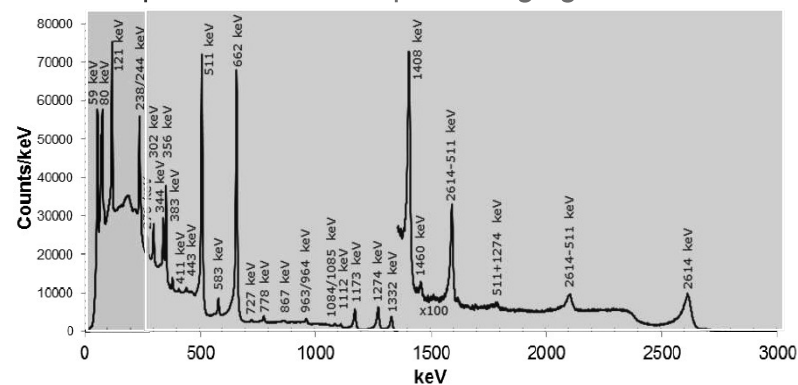


1000 Events



Coded Aperture

Compton Imaging



Coded Aperture Example

- This is an example of someone who took a Tc-99m stress test and then we shot them with our camera (the H420 dual mode imager)



Capable of tracking organ-by-organ and locating waste



Current Status

CdZnTe Pixelated Gamma-ray Imaging Detector

- Energy range of 50 keV to 3 MeV
- <1% energy resolution @ 662 keV
- Omnidirectional imaging capability
- Fieldable compact formfactor

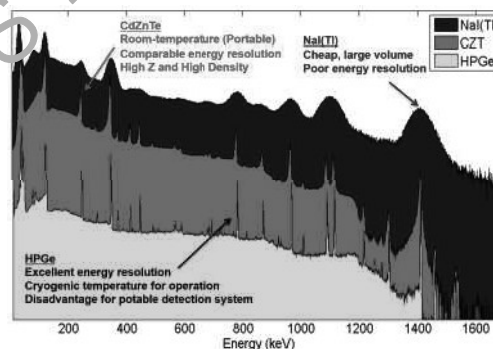
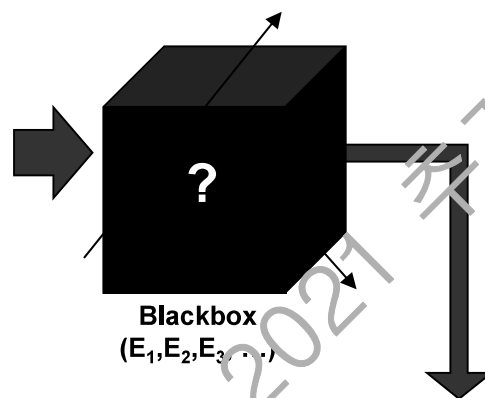
Deployed at >75% US NPPs

- Source detection, identification, localization, and quantification.

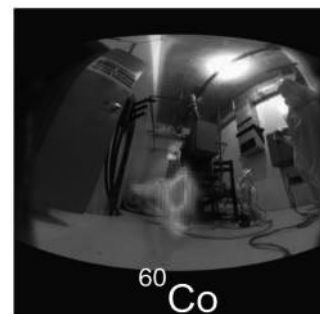


New Application by 3-D Position Sensing

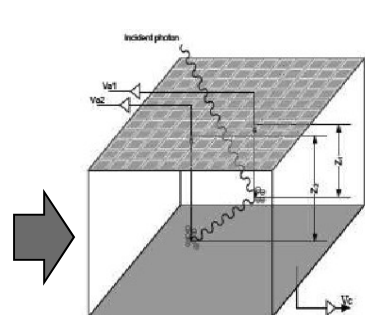
Past Vs. 3D Position Sensing



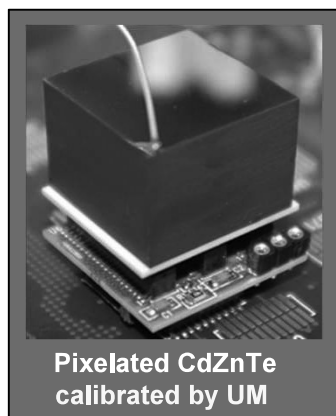
Spectroscopy (^{137}Cs , ^{60}Co , ...)



Compton Imaging

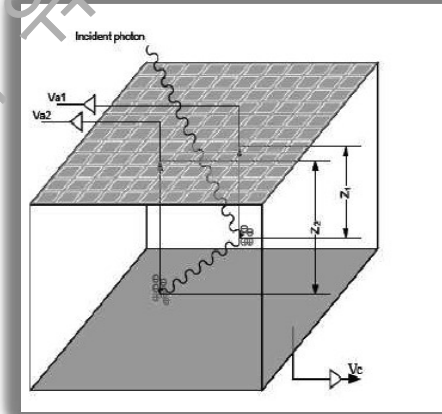
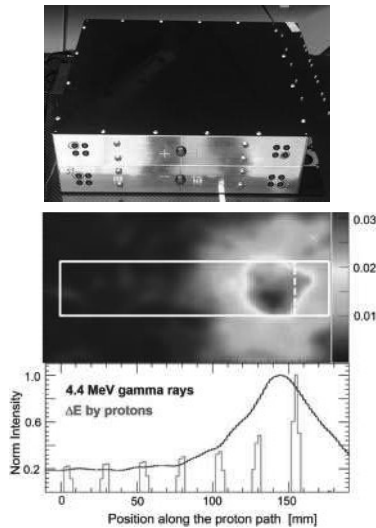


3D Position Sensing
(x_1, y_1, z_1, E_1), (x_2, y_2, z_2, E_2) ...



New Applications
based on
3-D Position Sensing

혁신적인 기반장치 출현



3-D Position-Sensitive RTSD (CdZnTe)

Isotope Identification
Compton Imaging (CI)
Coded Aperture
MLEM
...

Material Decomposition
Medical imaging
High-Energy CI
Visual RMS
PGNAA
...



1-Gen. Application

Medical application (Maryland Univ. ...)
Military (US Army)
New Cargo Inspection (KAERI)
Advanced Radiation Safety
Nuclear Decommissioning

Next-Gen. Application



방사선 오염지역 측정

- Polaris Imaging + GPS + Drone
- 2.5 year effort for DTRA to try to put this spatial awareness capability

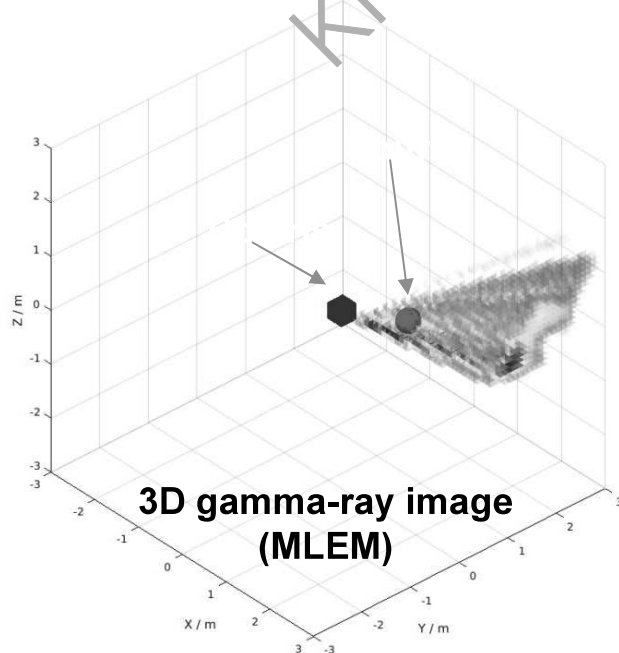
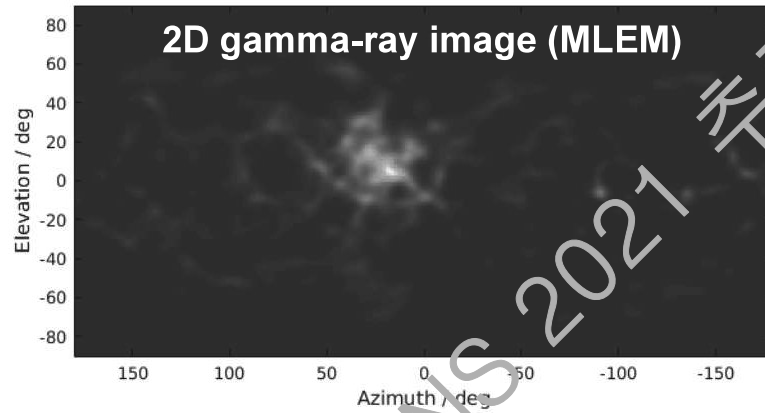


Unmanned Drone Applications

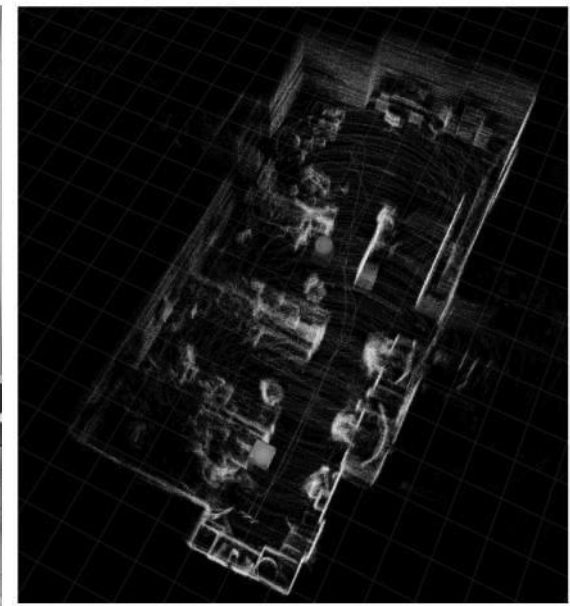
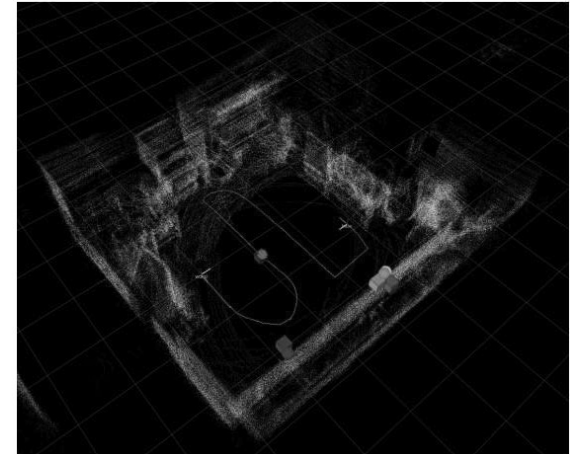
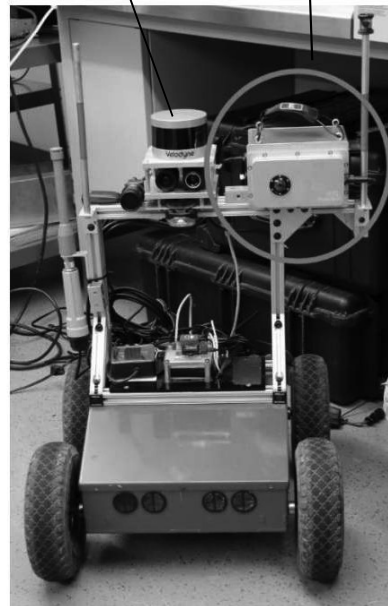


무인 3차원 방사선 추적장치 및 3차원 방사선량 맵핑

Unmanned 3D Source Tracking and Dose Mapping



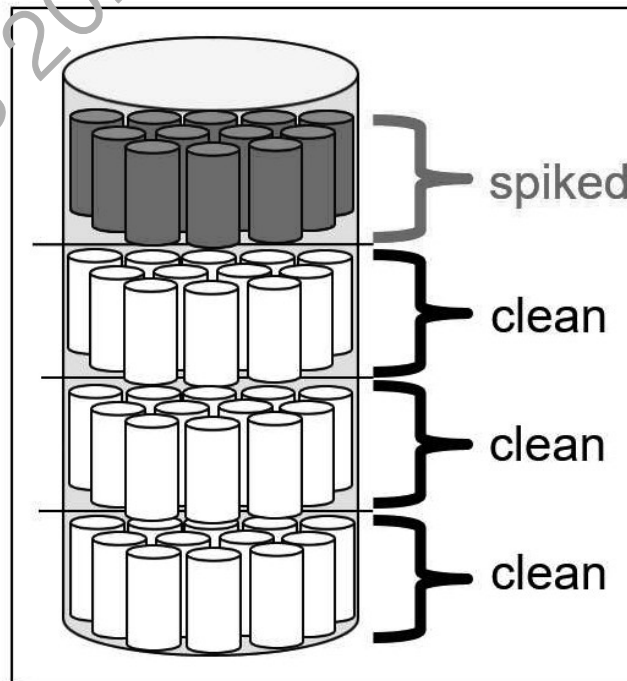
LiDAR Polaris



방사선 처분용 드럼 Blind 평가, 2019

200L drums sent to 14 labs (36 participants)

- 4 layers of 48 bottles
- 15 kg vermiculite, 1 kg ion-exchange resin
- $^{241}\text{Am}/^{60}\text{Co}/^{137}\text{Cs}$ 방사선 오염



NPL
National Physical Laboratory

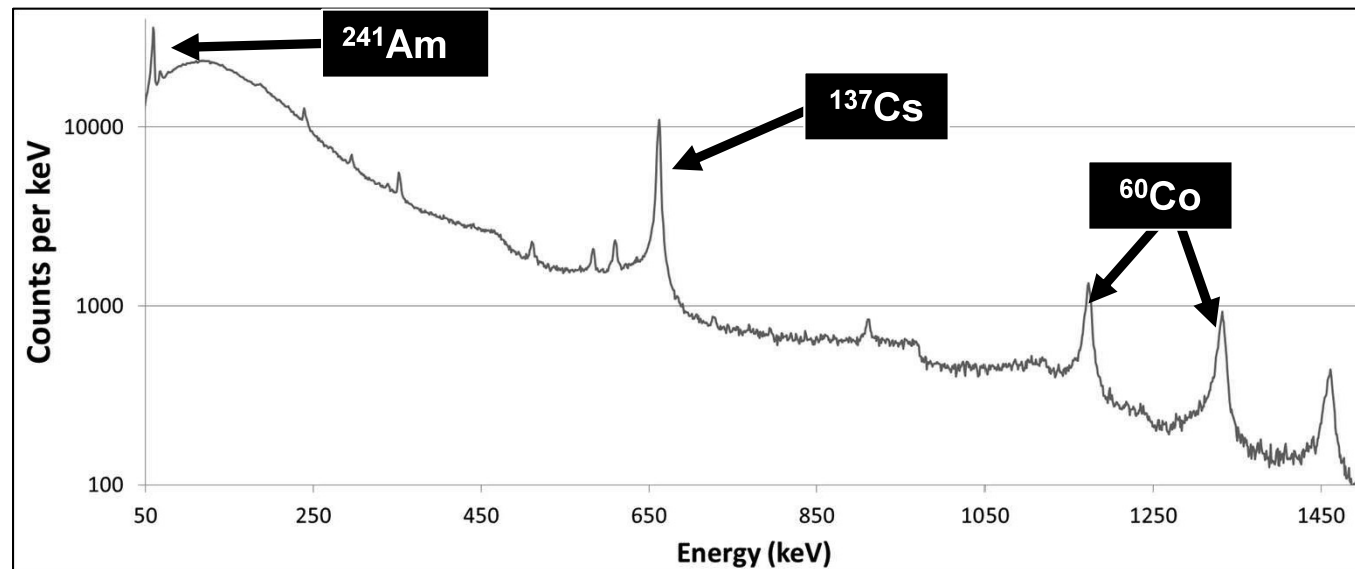
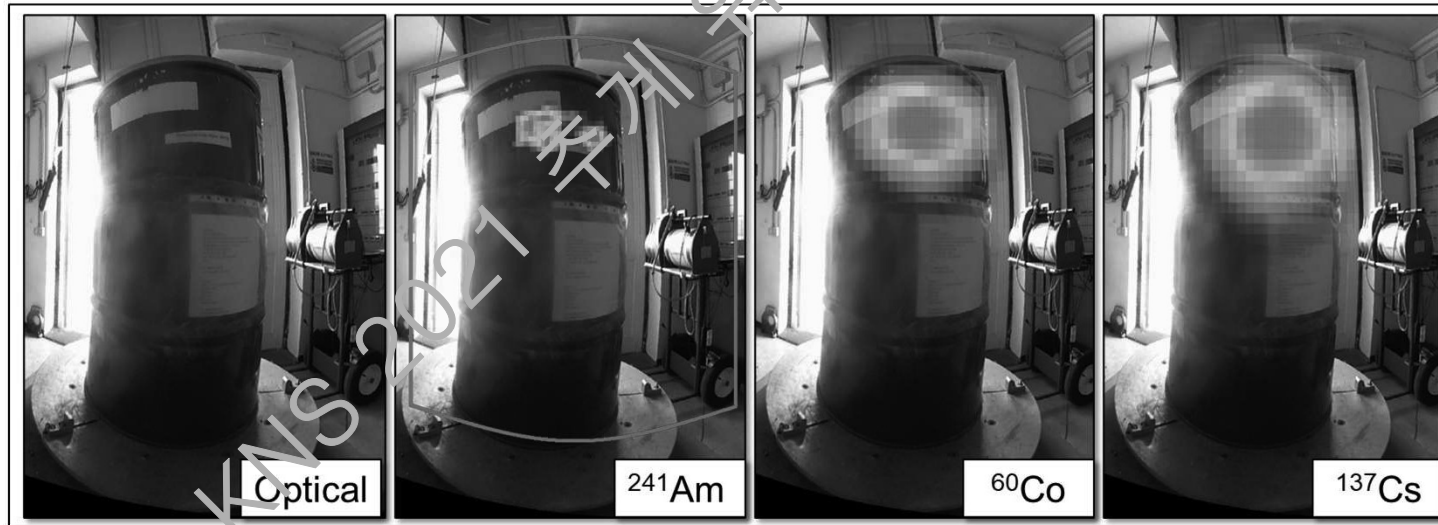
NPL REPORT ENV (RES) 032

NUCLEAR INDUSTRY PROFICIENCY TEST EXERCISE 2019

ELSJE VAN ES, BEN RUSSELL, SEAN COLLINS,
JULIAN DEAN

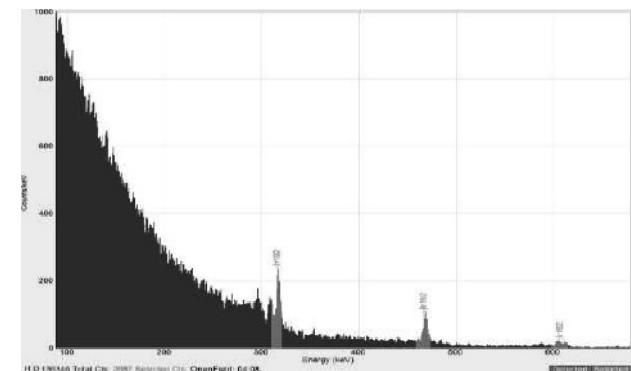
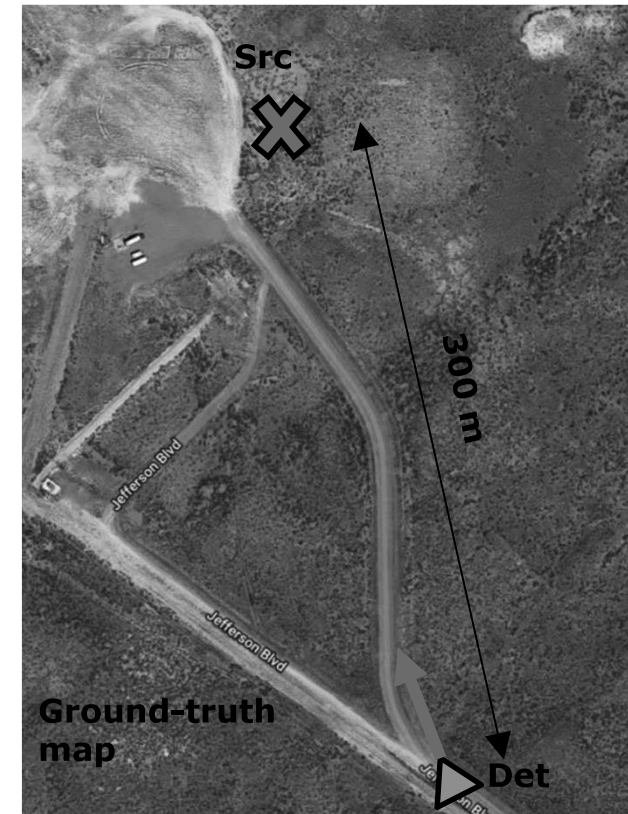
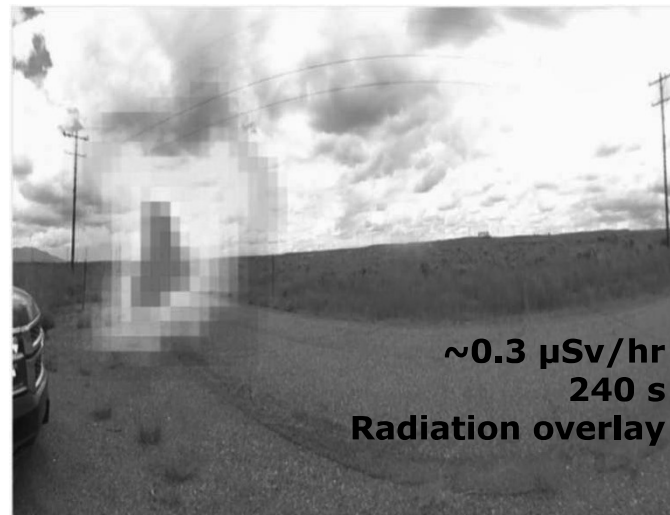
MARCH 2020

방사선 처분용 드럼 Blind 평가, 2019



Hot Source Search

- In this case there is a 72 Ci Ir-192 source on the ground at INL
- Find direction of high-intensity sources from 100s of meters away
- Localize without exposing operator to high-radiation field



KNS 2021 추계 워크숍

Thank You !!



- 원전해체, 방폐물관리, 핵종분석 분야의 도전과제와 기술현황 -

해체폐기물 (토양, 콘크리트) 방사성핵종 분석시스템 구축방안

....
임종명

한국원자력연구원 원자력환경실

2021.10.20

CONTENTS

.....

01. Introduction

02. 방사능 분석 품질관리

03. 방사능 분석 기술

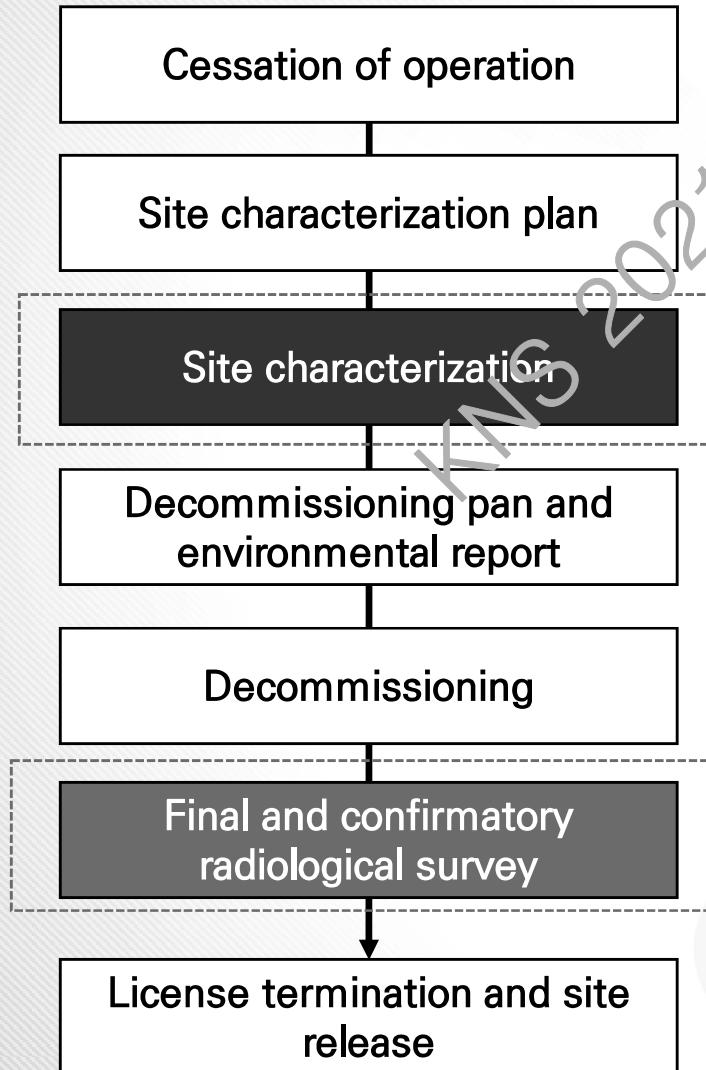
04. 현장 방사능분석 시스템

KNS 2021 추계 워크숍

01 Introduction

Introduction

● Decommissioning process



Objectives

- Operating techniques: decontamination process, dismantling procedures and tools required
- Radiological protection of workers, public and environment
- Waste classification
- Resulting costs

Process

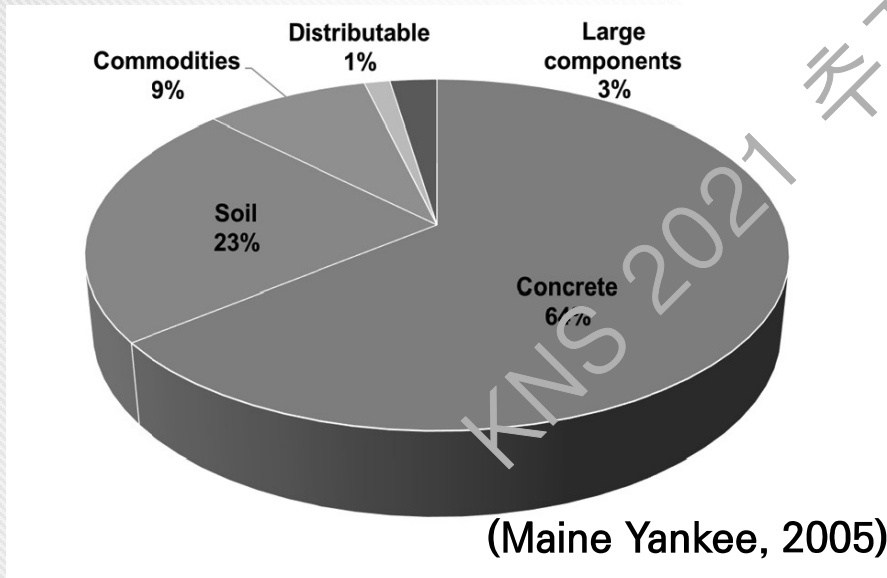
- Review of historical information
- Implementation of calculation methods
- Preparation of sampling and analysis plan
- In situ-measurement and sampling, analysis
- Review and evaluation of the data obtained
- Comparison of calculated and measured data

- Environmental monitoring

Ref) IAEA Tec-doc 389

Introduction

The amount of forecasted decommissioning waste generation of NPP



[콘크리트]

1532 만원



460 kg
(200 L)



2-5 만원

1000 kg
(435 L)

방사성폐기물 관리비용 산정위원회 (2017)
유통물가 (2017. 4월)
추계 방사성폐기물학회_김현철(2018. 10월)

- 방사능 분석 결과에 따라, 폐기물 처분 비용 다름
- 해체 현장에서, 대용량의 자체처분 수준의 폐기물 신속 분류-처리

비용절약, 신속 해체 공정 진행

Introduction

● 해체 중 발생 방사성 폐기물 처분을 위한 핵종의 방사능 분석 기술

1. 규제치에 따른 최소검출가능농도(MDA) 목표치 설정

2. 신속 핵종 분석방법

신속 전처리 방법 개발

신속 분리정제 방법 개발

신속 자동 측정 (ICP-MS, AS)

Onsite measurement

- 분석공정 폐기물 저감
- 분석 소요시간 저감
- 해체처분비용 저감
- 신속 오염도 평가

3. 핵종 분석 결과의 정도 관리 및 유효성 검증

Introduction

» Challenges in radioanalytical characterisation

- Optimum analytical technique
 - *Sample pretreatment (fusion, acid leaching, pyrolysis)*
 - *Matrix effect, separation & purification*
 - *Determination instrument (LSC, ICP-MS)*
- Method validation
 - *Reference material, radionuclides standard source*
 - *Proficiency test*
- Sub-sampling in requested samples
 - *Homogeneity, Representatives, storage*
- Minimize wastes in analytical process
 - *Simple, Rapid, Sequential method*

Introduction

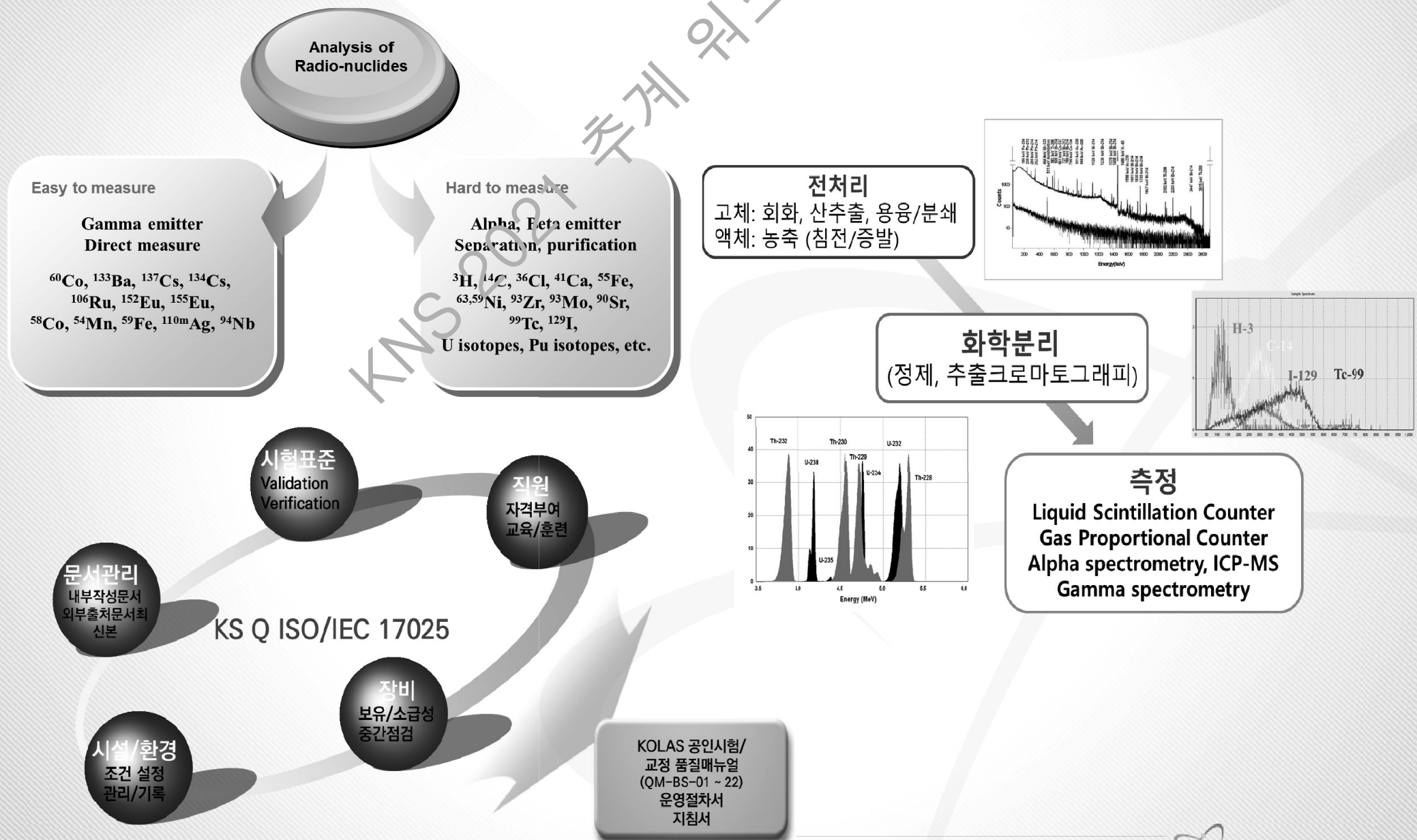
Activity concentration criteria in nuclear wastes samples (Bq/g)

Nuclides	자체처분 허용농도	저준위폐기물 농도제한치	규정 MDA (농도제한치의 1%)	목표 MDA	목표 MDA / 규정 MDA (%)	비고	Method
H-3	100	1.11E+06	1.11E+04	100	0.90	자체처분 허용농도	Pyrolyser tube furnace + LSC
C-14	1	2.25E+05	2.25E+03	1	0.04		
I-129	0.01	3.70E+01	3.70E-01	0.05	13.5		
Ni-63	100	1.11E+07	1.11E+05	100	0.09		Fusion + LSC Fusion + LGe
Ni-59	100	7.40E+04	7.40E+02	100	13.5		
Fe-55	1000	-	-	1000	-		
Sr-90	1	7.40E+04	7.40E+02	1	0.14		Pyrolyser tube furnace + LSC + ICP-MS
Tc-99	1	1.11E+03	1.11E+01	1	9.01		
전알파	-	3.70E+03	3.70E+01	0.37	1.0	규정 MDA의 1%	Fusion + LSC
Nb-94	0.1	1.11E+02	1.11E+00	0.1	9.01	자체처분 허용농도	Gamma spectrometry
Co-60	0.1	3.70E+7	3.70E+05	0.1	0.0		
Cs-137	0.1	1.11E+6	1.11E+04	111	1.0	규정 MDA의 1%	
Co-58	1	-	-	1	-	-	
Ce-144	10	-	-	10	-	-	

KNS 2021 추계 워크숍

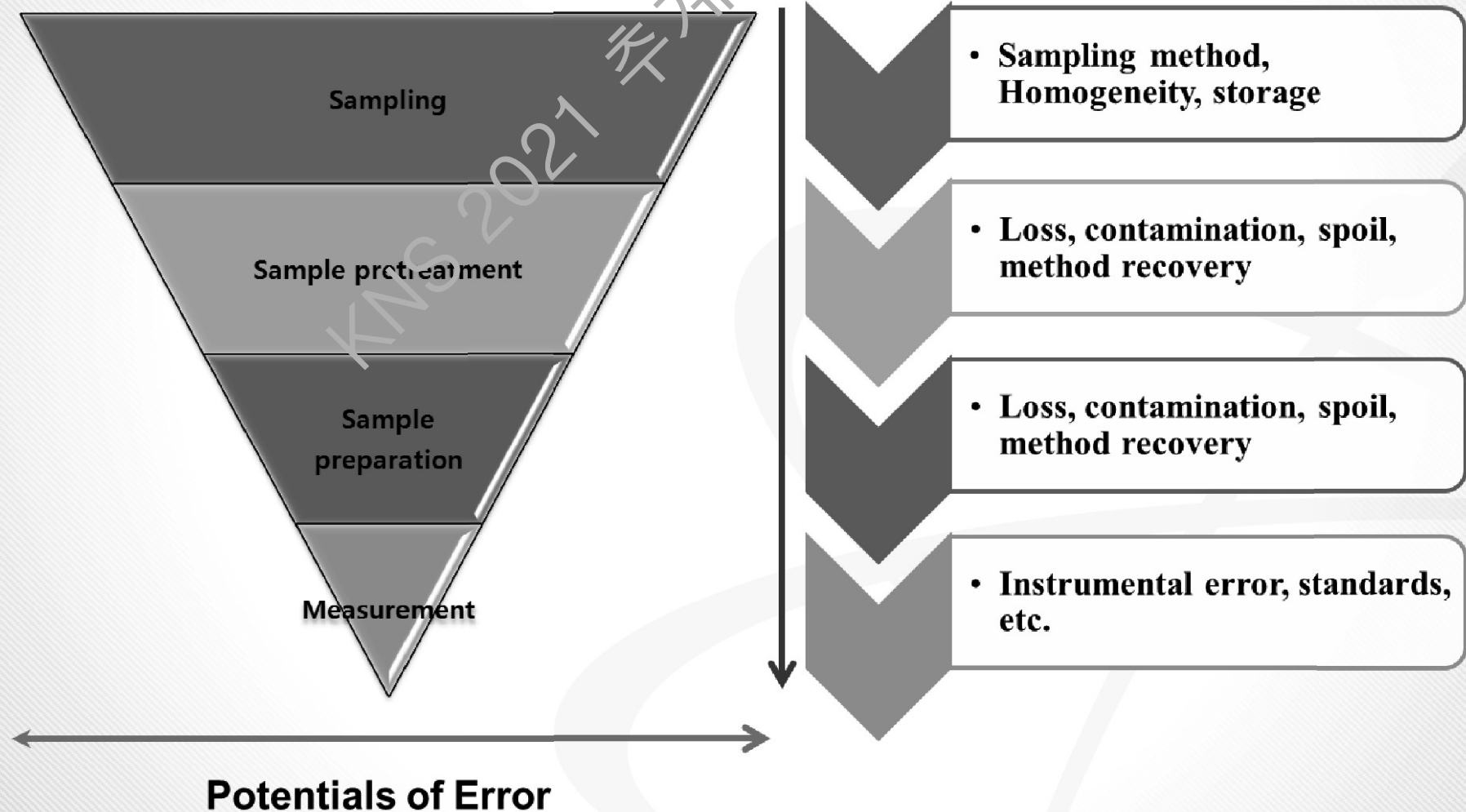
02 분석품질관리

방사능분석 기술



방사능 분석 품질관리

Degree of error potentials



방사능 분석 품질관리 - 시료대표성

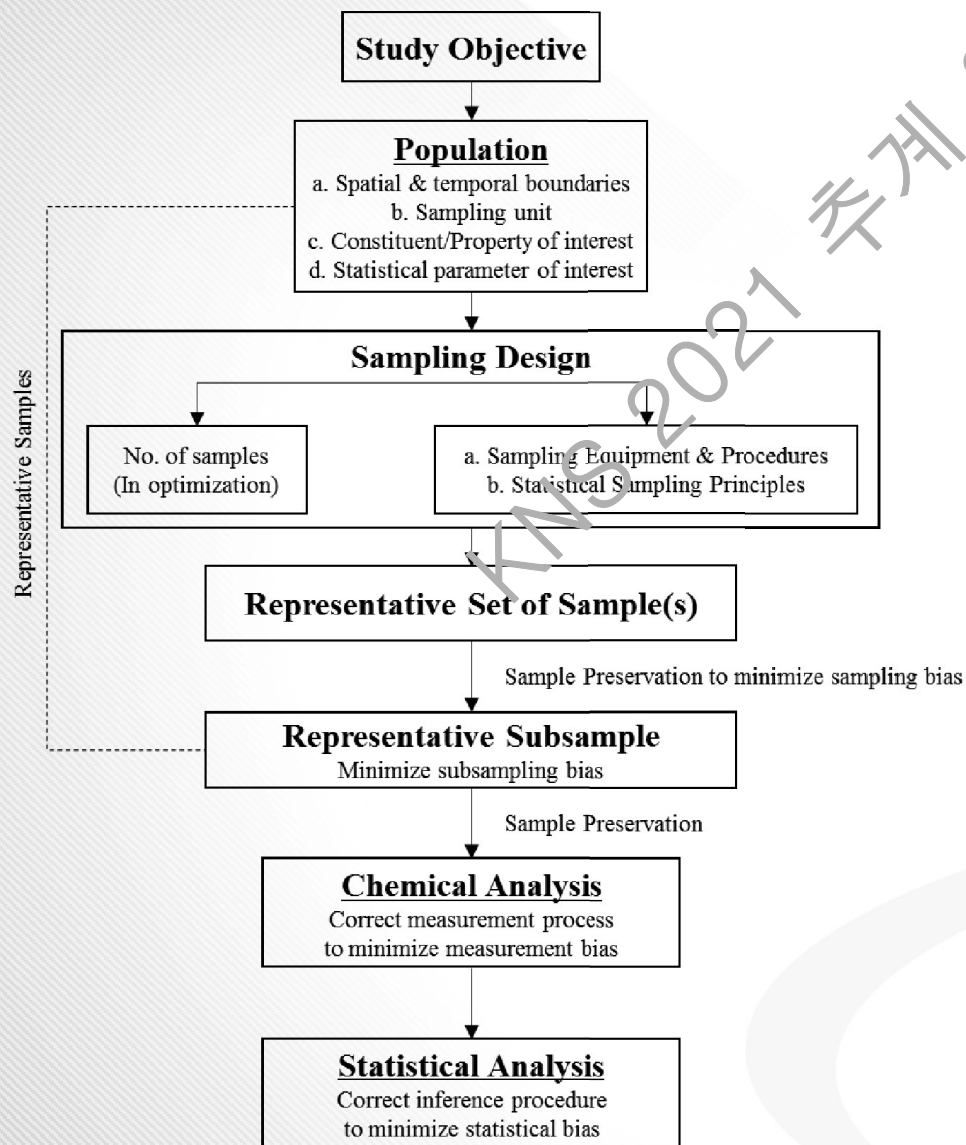


FIG. 1 A Systematic Approach to Representative Sampling

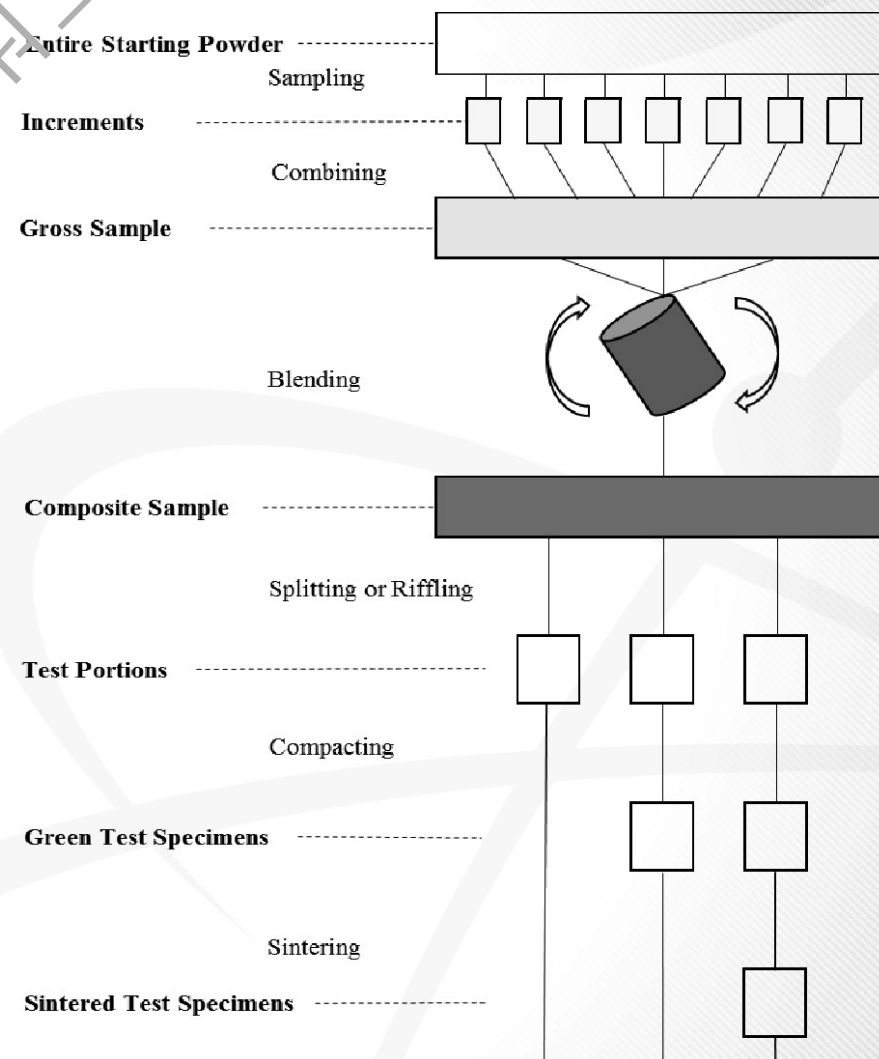


FIG. 1 Scheme of Sampling

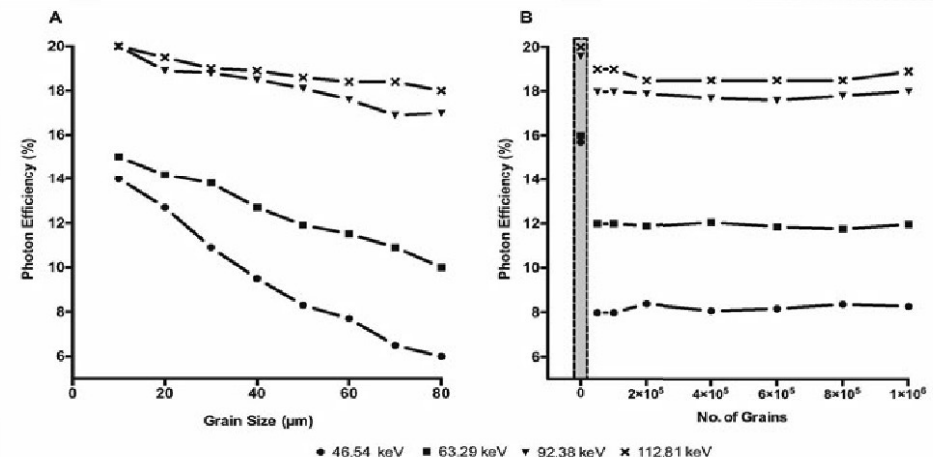
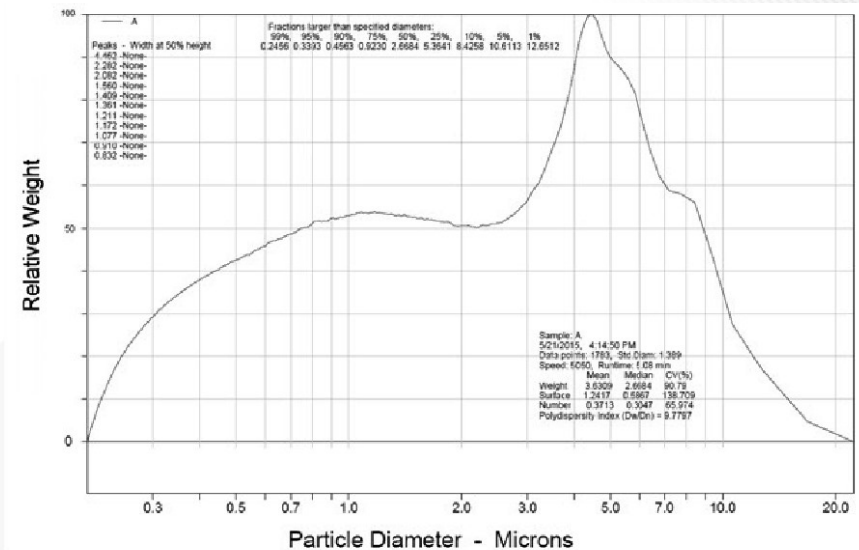
방사능 분석 품질관리 - 시료대표성

» Hominization of sample – milling (1 g sub-sampling, N=30)



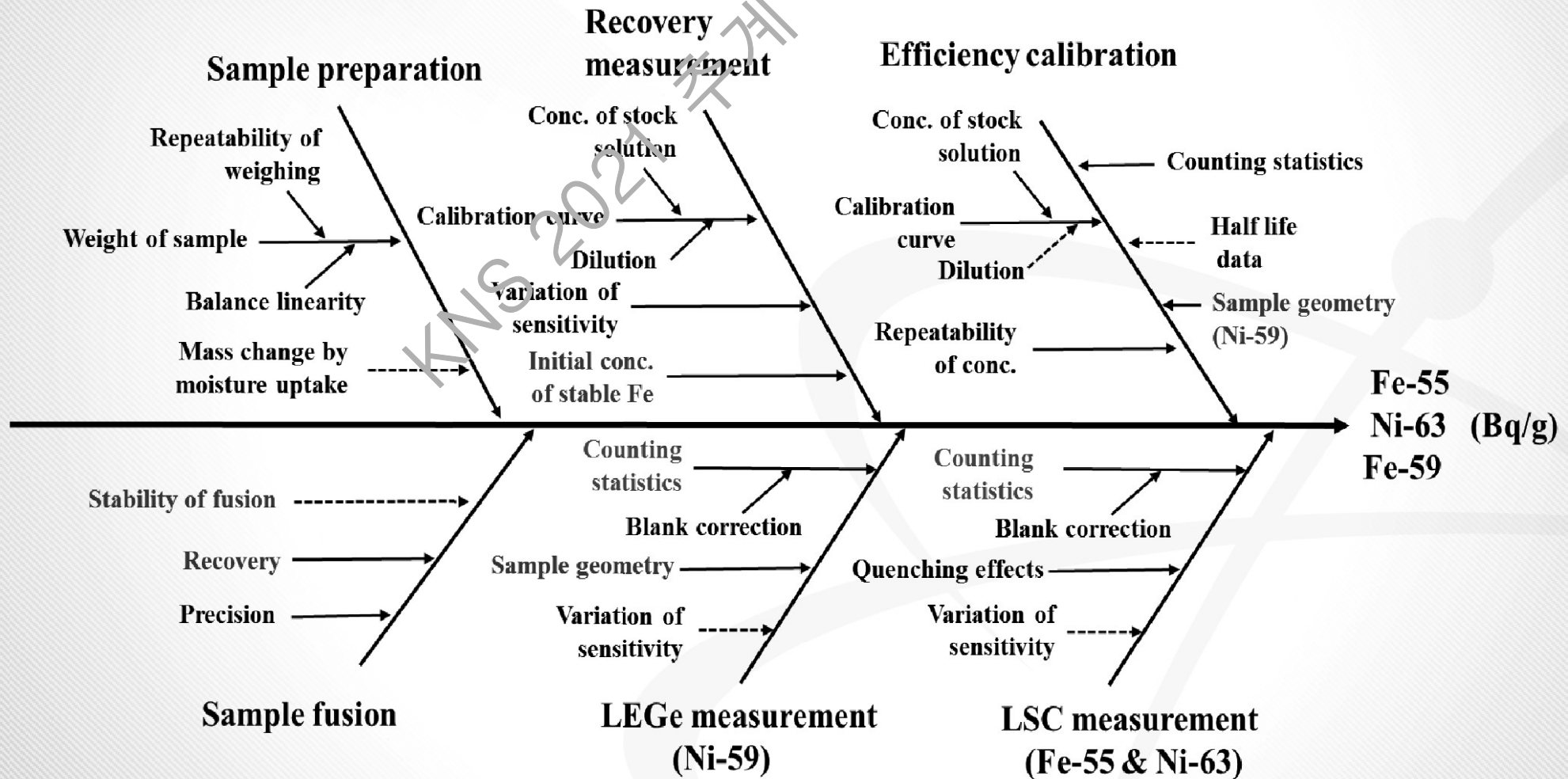
Hardened steel disk milling machine

Concrete samples	Co-60	
(N=30)	1173 keV	1333 keV
Mean cps	169.2	147.1
SD	16.8	13.4
RSD(%)	9.9	9.1

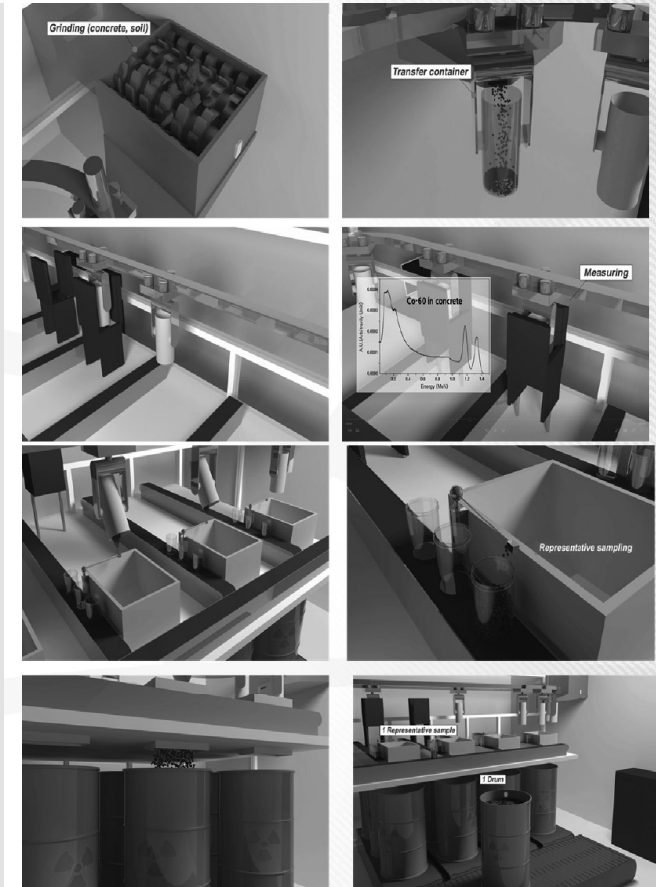


불확도(uncertainty)

Uncertainty evaluation



현장 시료채취



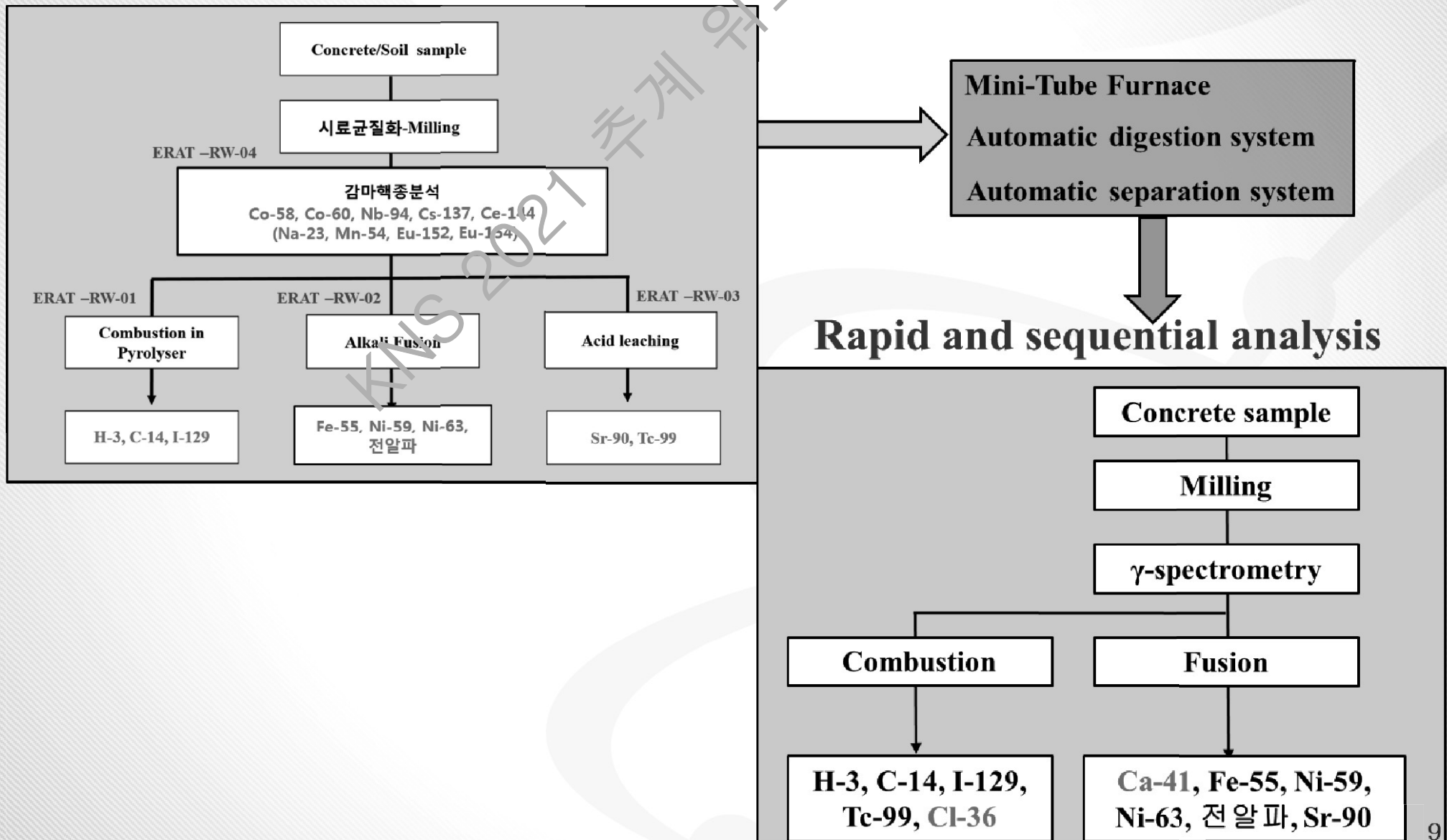
▶ 영상 소개

KNS 2021 추계 워크숍

03

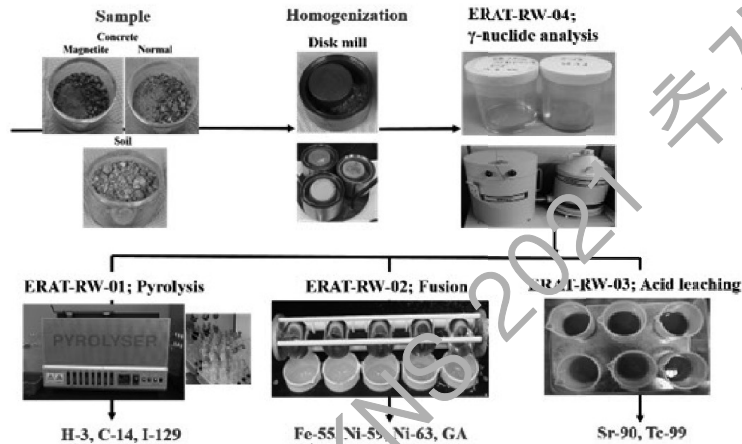
방사능 분석 기술

방사능 분석 공정도



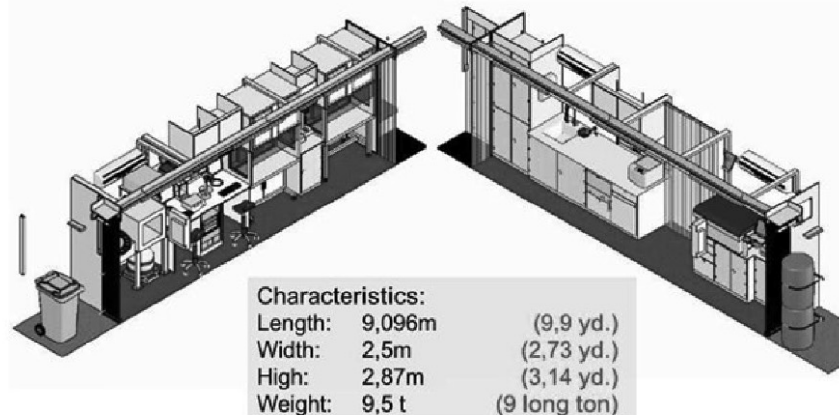
현장 방사능 분석 공정도

난분석 핵종 분석 자동화 기술 개발



Mini-Tube Furnace
Automatic digestion module
Automatic separation module

이동형 측정 시스템 개발



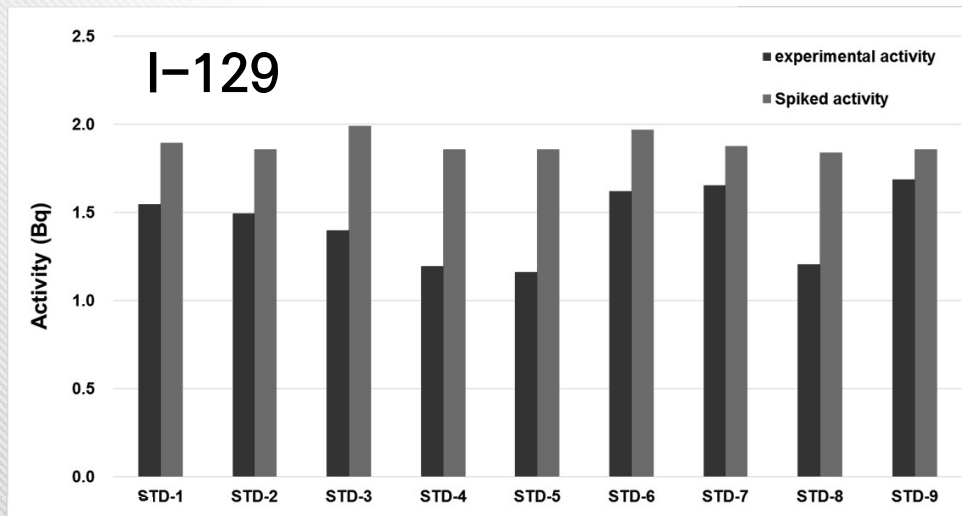
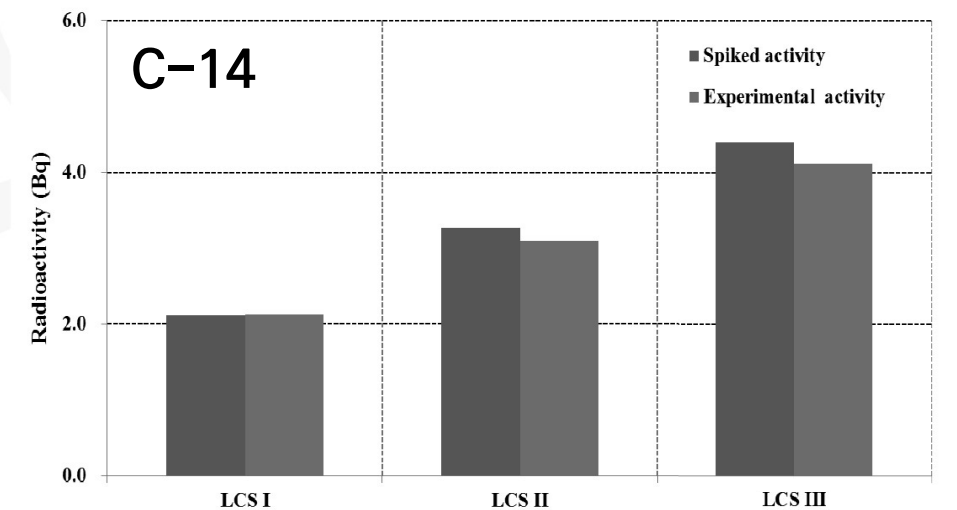
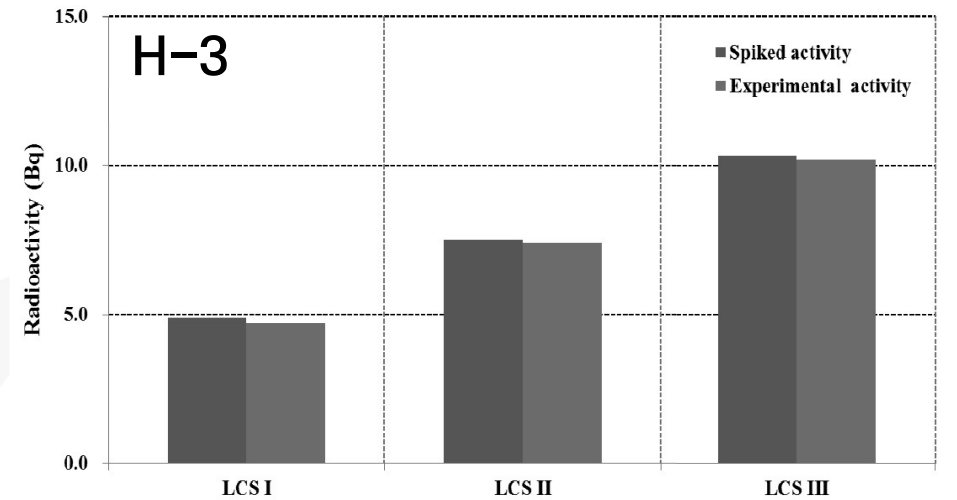
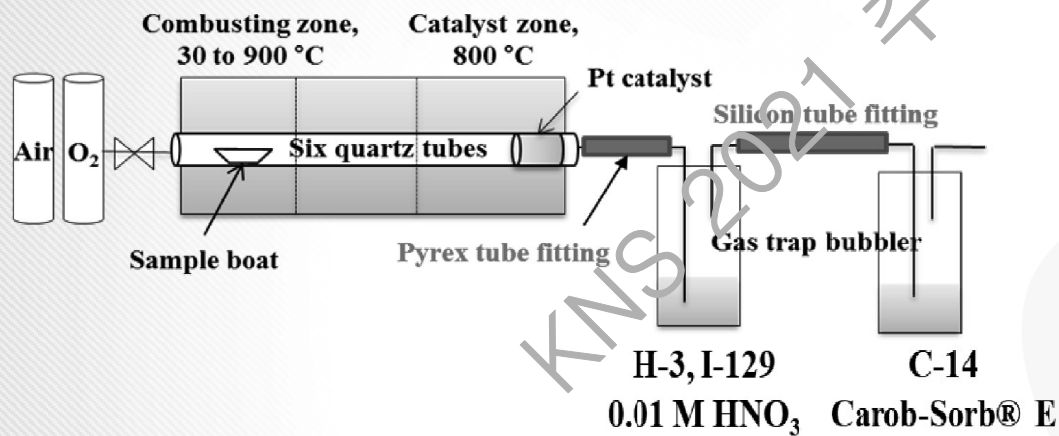
난분석 핵종 Mobile Lab(Eichrom)



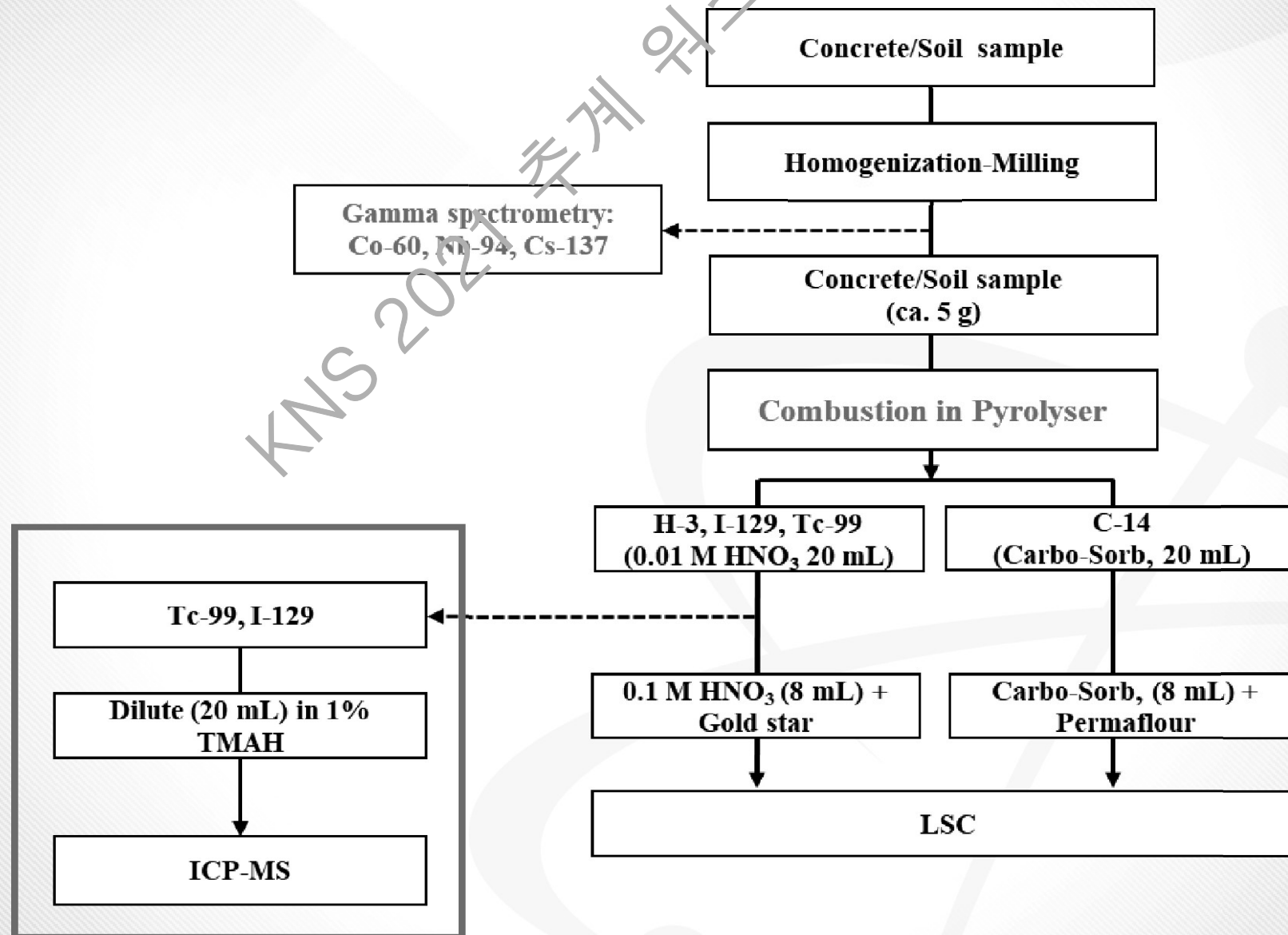
휘발성 핵종 분석

Thermal Desorption from solid sample

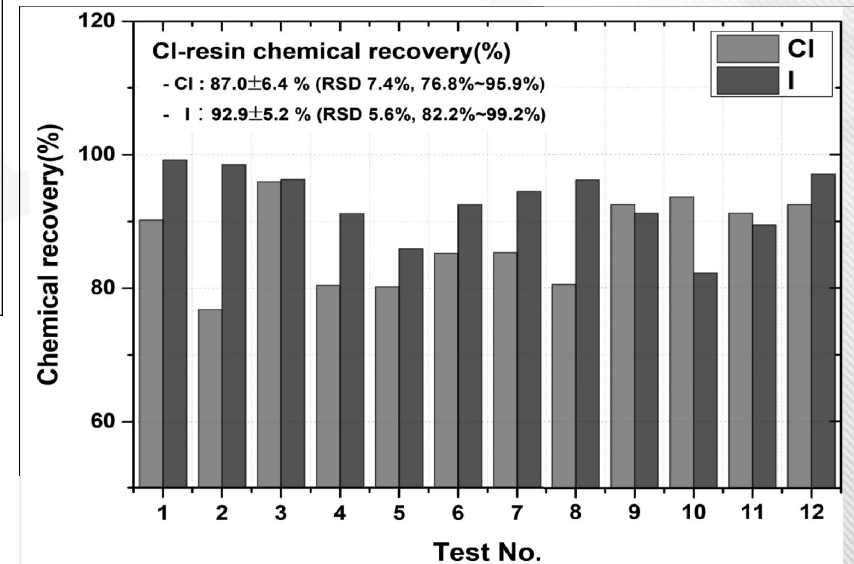
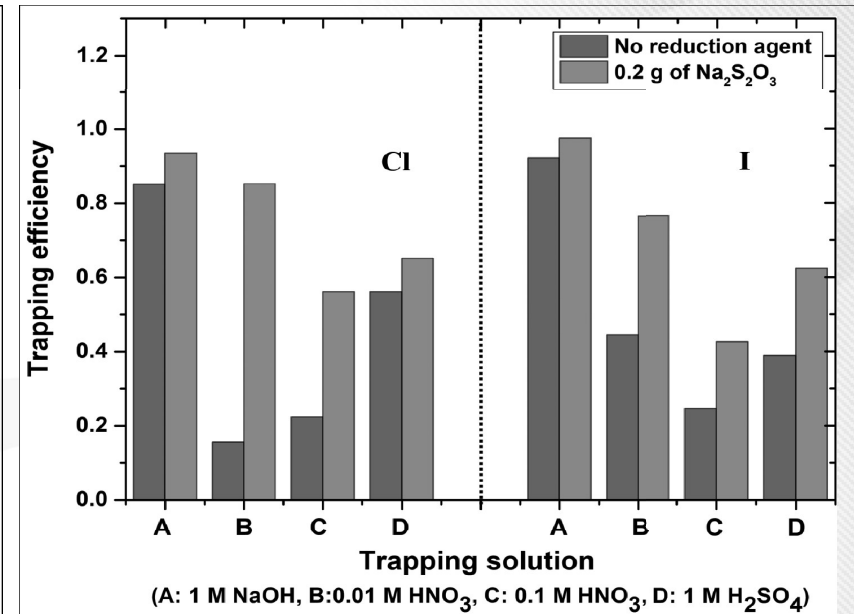
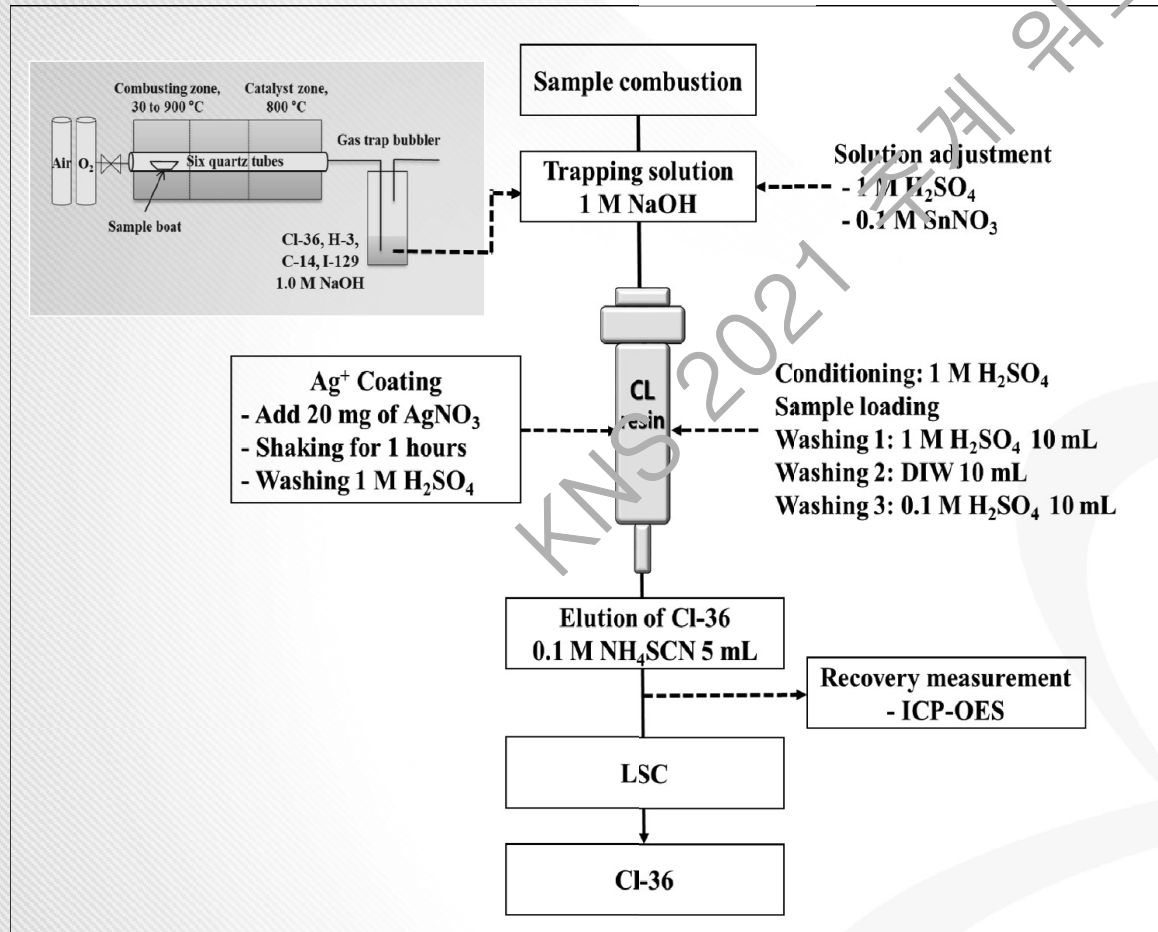
- H-3, C-14, I-129, (Tc-99, Cl-36)



휘발성 핵종 분석 공정도



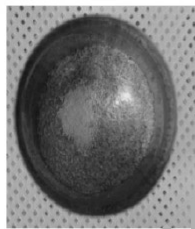
휘발성 핵종 분석



비휘발성 핵종 분석

Digestion of solid sample

– Gross alpha, Fe-55, Ni-59, Ni-63, Sr-90, Ca-41



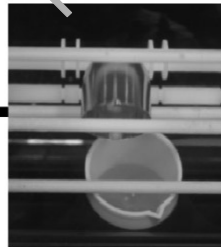
Sample: 0.5 g

Flux: LiBO_2 2.0 g

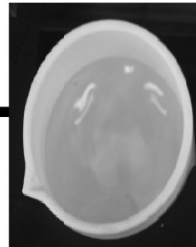
Non wetting agent: LiBr 0.25 g



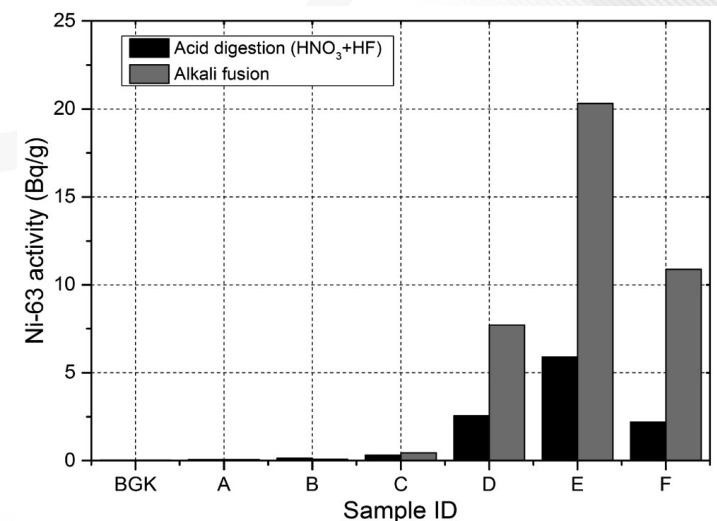
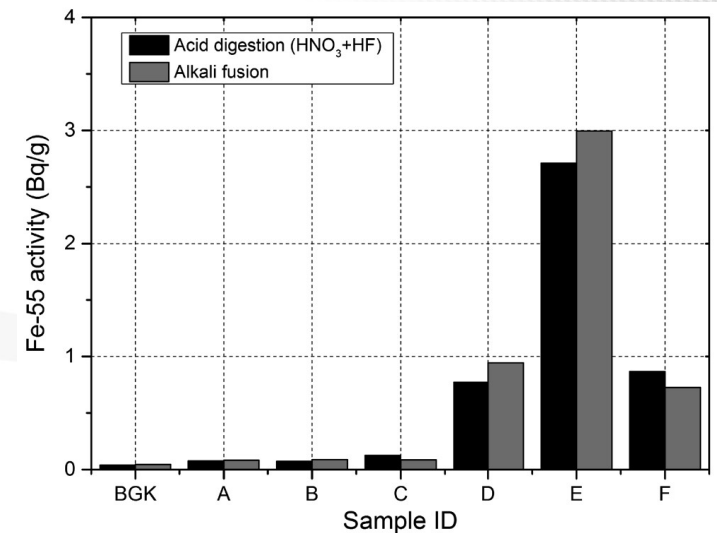
Fusion at 1000°C, 30min



Pouring into 5% HNO_3 with stir

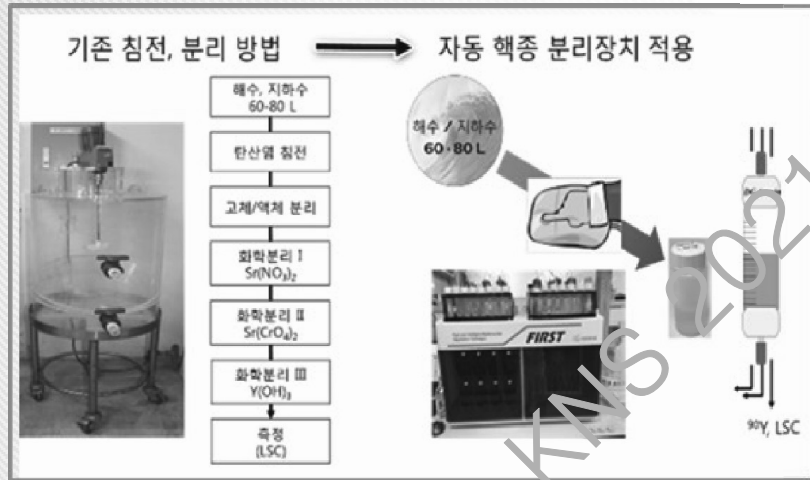


Separation
&
purification

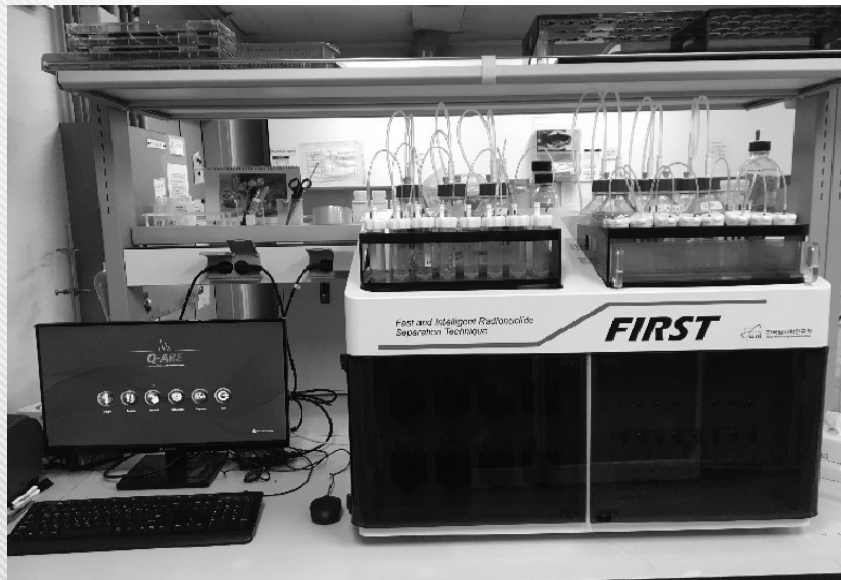
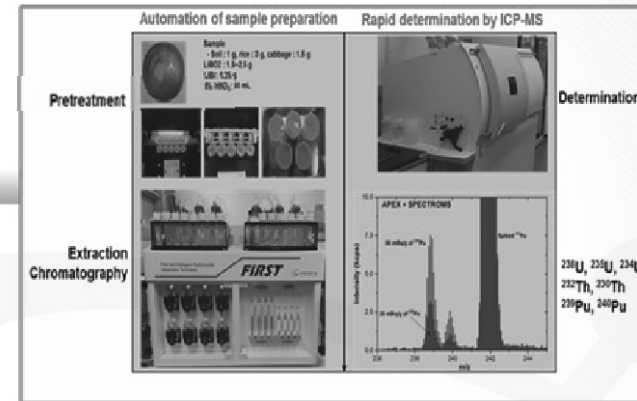


비휘발성 핵종 분석

자동핵종분리 장치

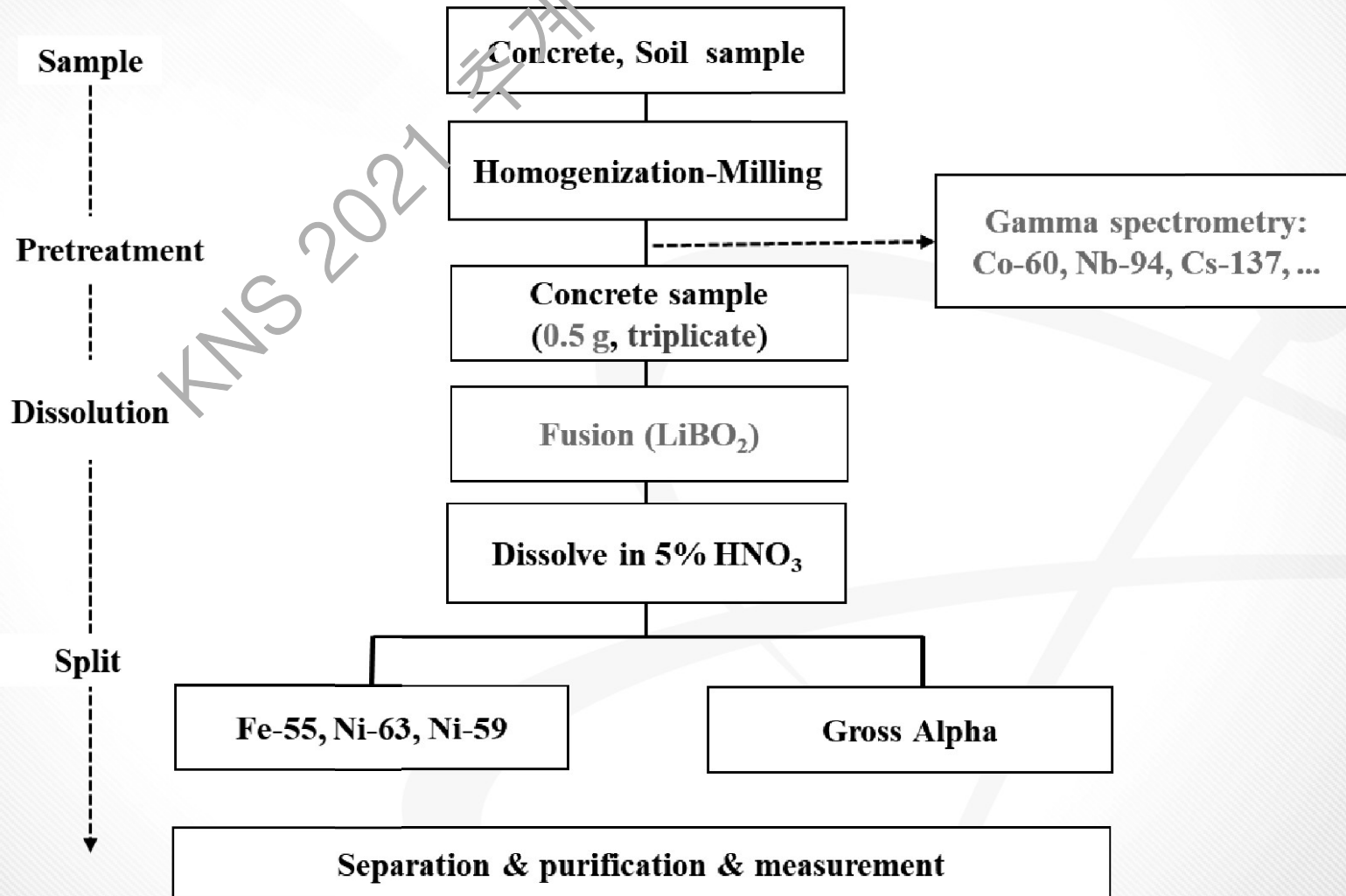


신속/자동분
석법 적용
인력, 장비
효율화 달성

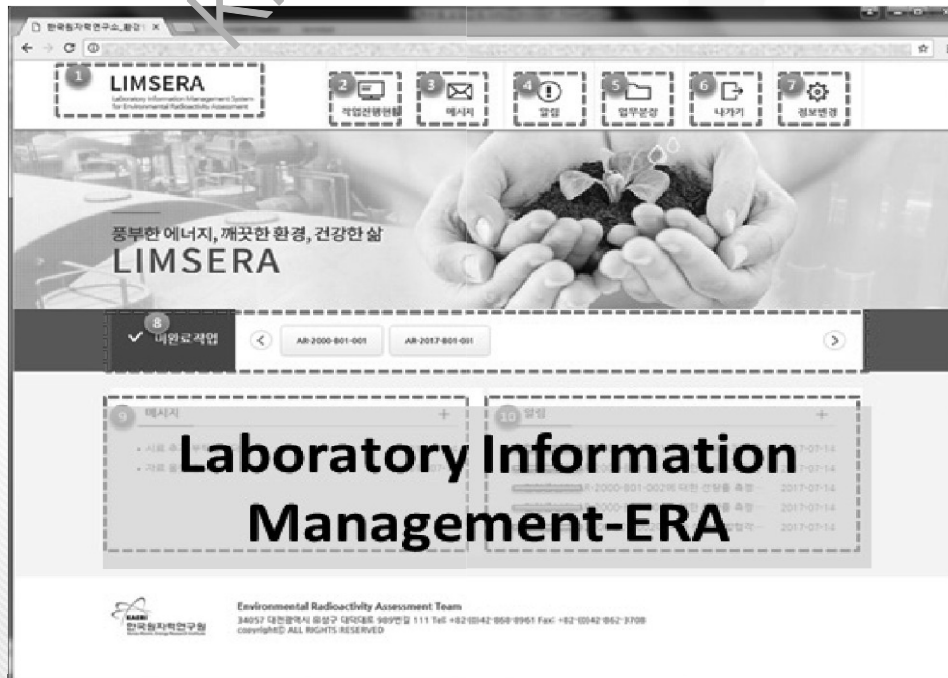


비휘발성 방사능 분석 공정도

Ni-59, Ni-63, Sr-90, Gross Alpha (Fusion process)

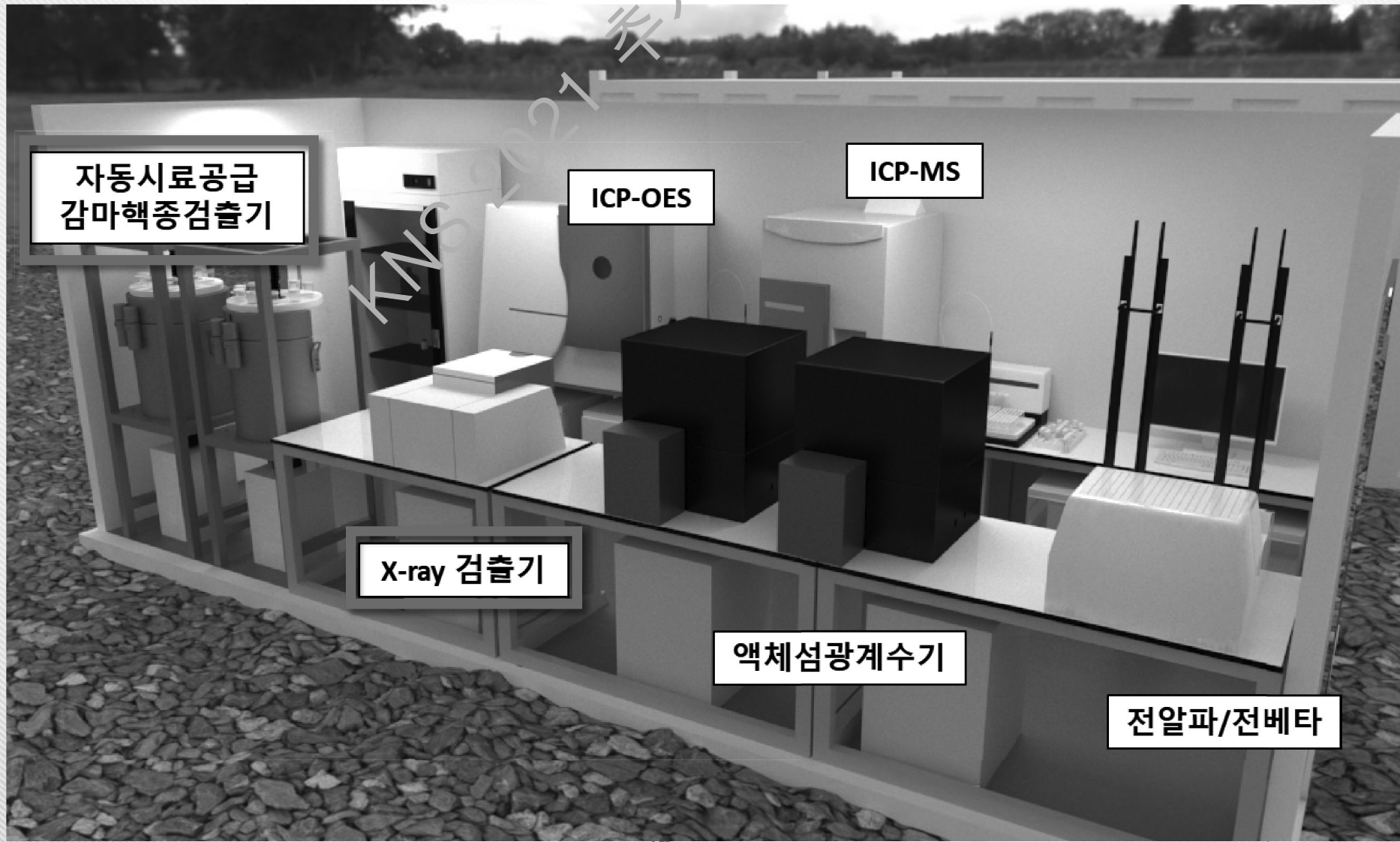


해체 부지 현장 방사능분석 시스템



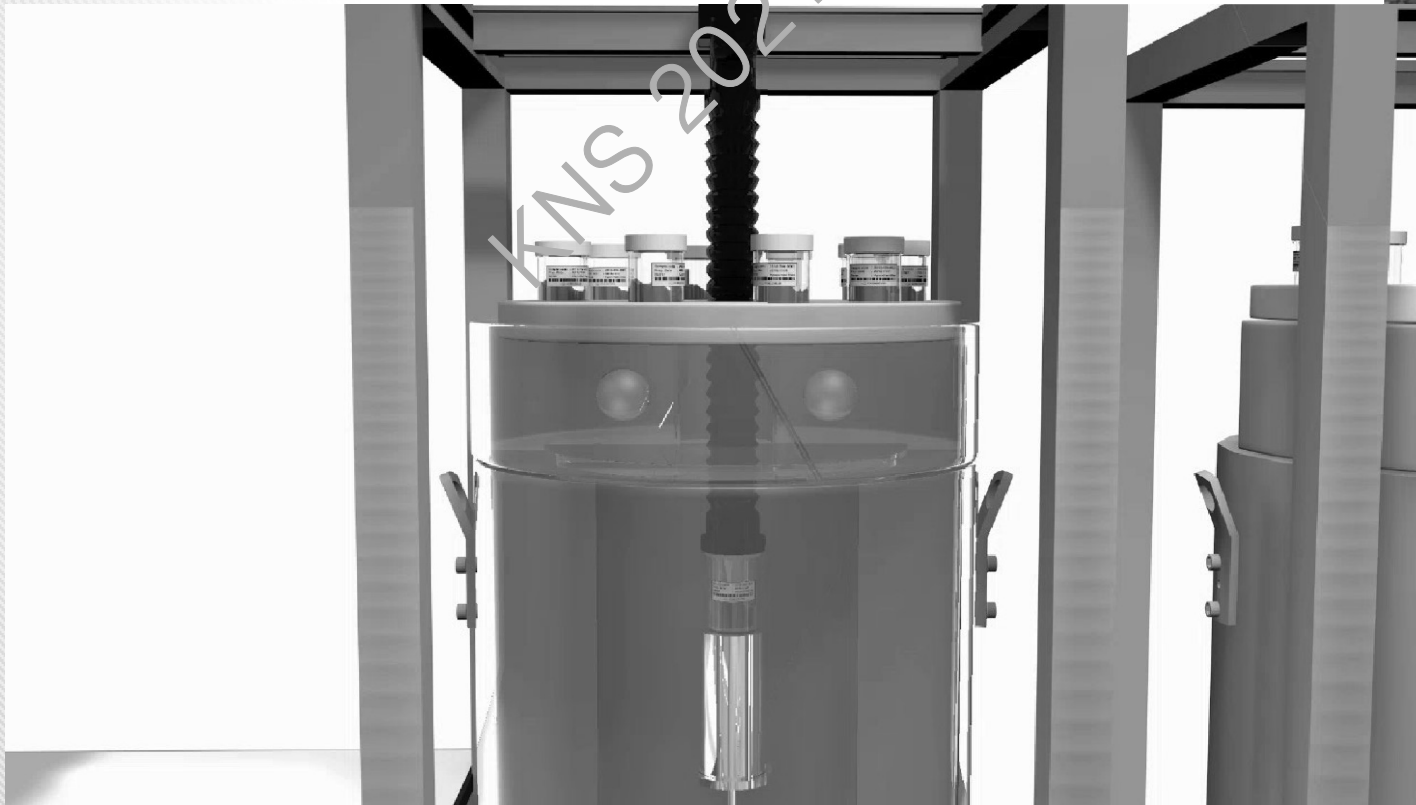
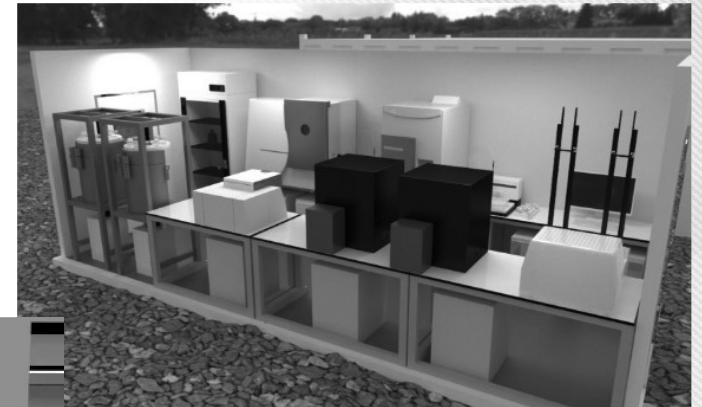
해체 부지 현장 방사능분석 시스템

KK Mobile Lab: 측정동

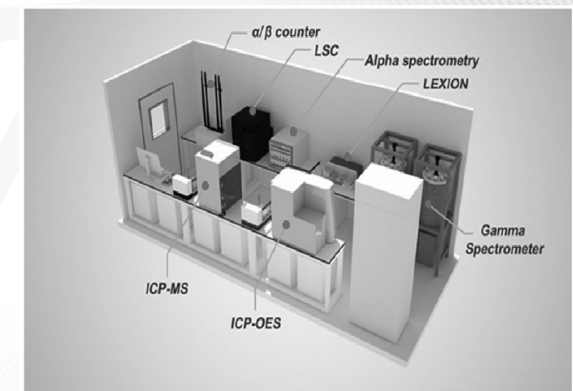
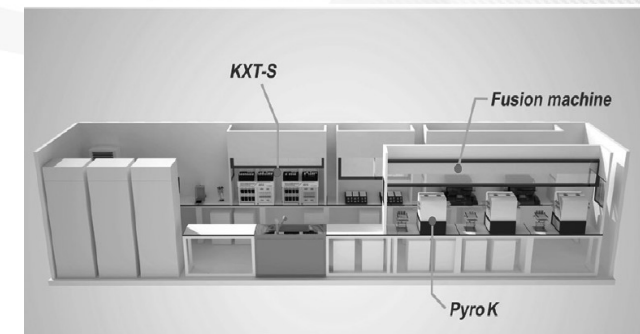
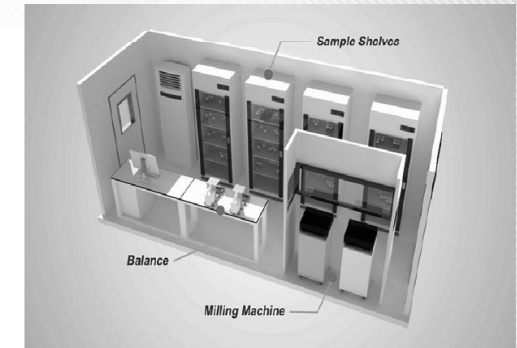


해체 부지 현장 방사능분석 시스템

KK Mobile Lab: 측정동



해체 부지 현장 방사능분석 시스템



▶ 영상 소개

KNS 2021 추계 워크숍

THANK YOU

Current Status and Prospect of Radionuclide Inventory Assessment for Low- and Intermediate Level of Radioactive Waste

October 20, 2021

Tae-Hyeong Kim, Junghwan Park, Jeongmook Lee, Junhyuck Kim, Jong-Yun Kim*, Sang Ho Lim*

Nuclear Chemistry Research Team
Korea Atomic Energy Research Institute

Contents

■ Introduction

- Importance of radionuclide inventory for radioactive waste
- Radionuclide inventory assessment methods

■ Current Status of Radionuclide Inventory Assessment for Radioactive Waste

- Basics of scaling factor (SF) method

■ Prospect of Radionuclide Inventory Assessment for Radioactive Waste

- Decommissioning of nuclear power plant
- Issues in SF method

■ Conclusions

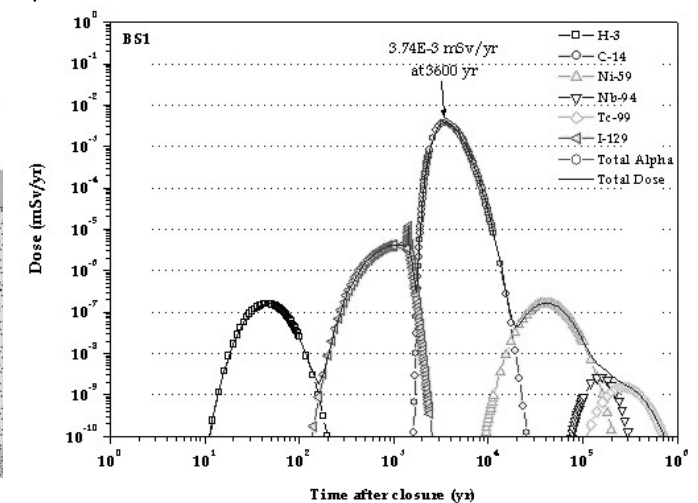
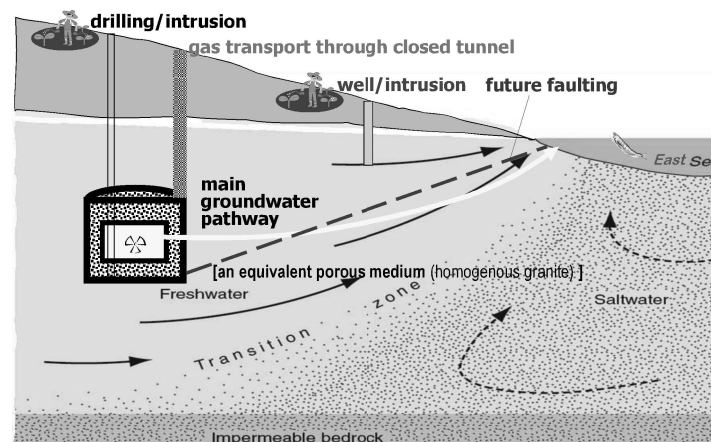
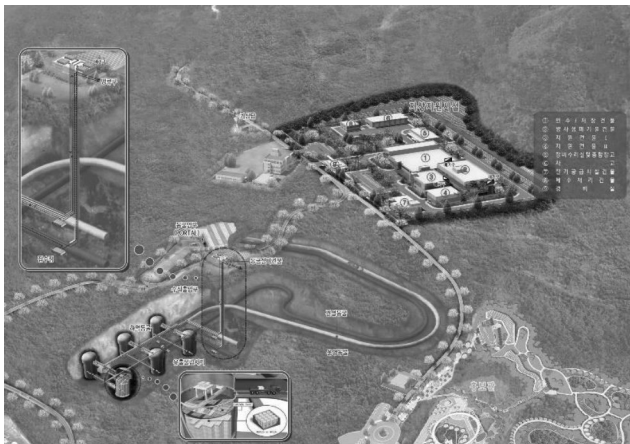
Introduction

■ Importance of radionuclide inventory assessment

- *Difficult-to-measure nuclides of primary interest are those with very long half-lives that persist in a disposal site long after the period of institutional control¹*
- *These are specific acceptance criteria which are set by the national regulatory system or waste management programs and are derived from the safety assessment of disposal facilities¹*

■ Nuclear Safety and Security Commission, Notice No. 2020-11²

- *Radionuclides and its concentration that possess 95% of total radioactivity should be identified*
- *Radioactivity of 14 specified radionuclides should be identified for the disposal*
 - ✓ H-3, C-14, Fe-55, Co-58/60, Ni-59/63, Sr-90, Nb-94, Tc-99, I-129, Cs-137, Ce-144, Gross alpha



¹ International Organization of Standardization., Nuclear at Energy – Nuclear Fuel Technology – Scaling Factor Method to Determine the Radioactive Waste Packages Generate at Nuclear Power Plants, ISO21238, (2007)

² Nuclear Safety and Security Commission, General Acceptance Criteria for Low- and Intermediate-Level Radioactive Waste, Notice No. 2020-11, (2020)

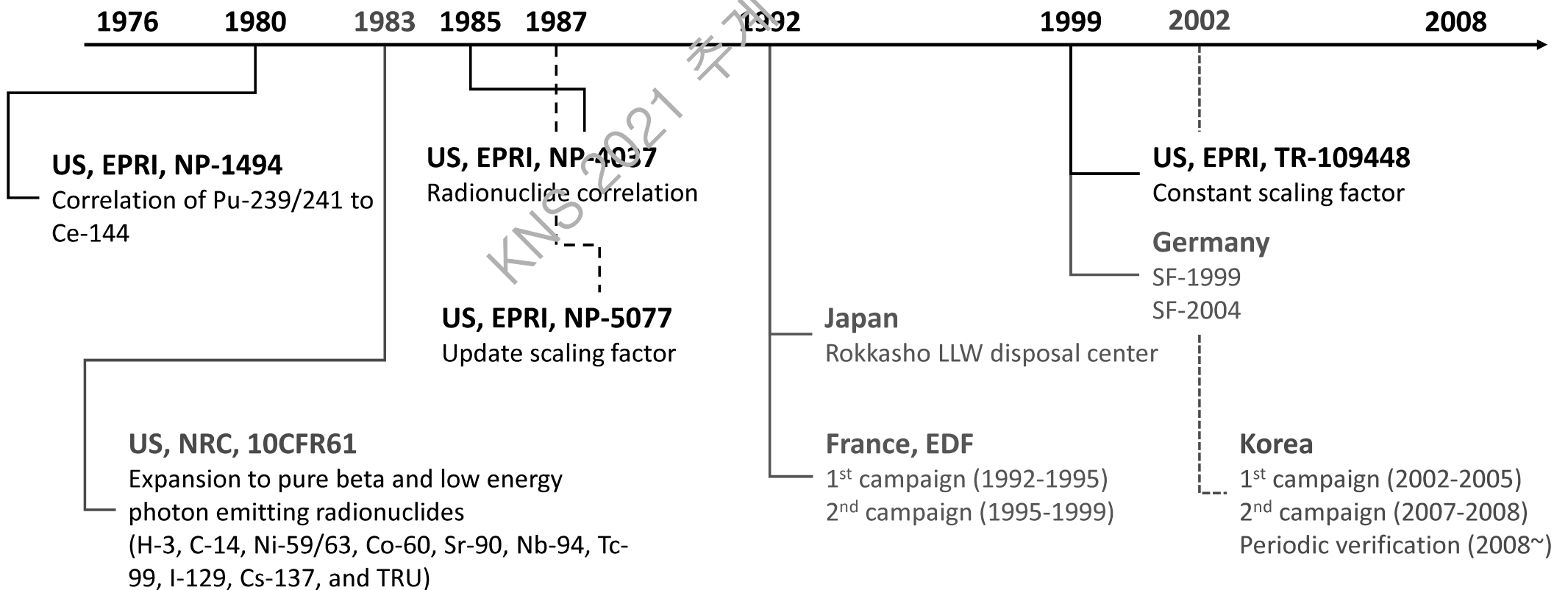
Introduction

- **Methods to determine radioactivity of waste packages**
 - Easy-to-measure (ETM) nuclide: gamma-emitting nuclide
 - Difficult-to-measure (DTM) nuclide: alpha-, beta-, and characteristic X-ray emitting nuclides
 - Key nuclides: ETM nuclides whose radioactivity is correlated with that of DTM nuclides

Method		Outline of Method
Direct	Non-destructive Assay Method (for ETM nuclides)	Non-destructive measurement from outside of the package
	Destructive Radiochemical Method (for DTM nuclides)	Radiochemical analysis of samples taken from the package
Indirect	Scaling Factor Method	Ratio between DTM nuclide and key nuclides obtained from radiochemical analysis of representative samples
	Mean Activity Concentration Method	Mean radioactivity calculated from radiochemical analysis of representative samples
	Theoretical Calculation Method	Theoretical calculation from fuel burnup calculation

➤ Of those methods, SF method has been implemented in many countries as a principal method

Brief History of SF Method



SF Method – Definition

■ Scaling Factor¹

- *Factor or parameter derived from mathematical relationship used in calculating the radioactivity of difficult-to-measure (DTM) nuclides from that of key nuclide determined from sampling and analysis data*

■ Scaling Factor Method¹

- *The empirical scaling factor method is a method for evaluating the radioactivity of defined DTM nuclides from the radioactivity of key nuclides, based on the correlation between DTM nuclides and key nuclides*
- *To achieve this, it is important to understand the nuclide production mechanisms, the physico-chemical behavior of nuclides and observe radiochemical analysis data.*
 - ✓ Production mechanism: fission products or activation of corrosion products
 - ✓ Physico-chemical behavior (transport behavior within plant system): water soluble or insoluble

¹ International Organization of Standardization., Nuclear at Energy – Nuclear Fuel Technology – Scaling Factor Method to Determine the Radioactive Waste Packages Generate at Nuclear Power Plants, ISO21238, (2007)

SF Method – Mathematical Relationship

■ Definition of SF

- Factor or parameter derived from mathematical relationship ...

➤ Only two mathematical relationships were used in SF method

- Linear model:

$$a_d = f_{SF} \times a_k$$

- ✓ Scaling factor (f_{SF}) was determined by arithmetical mean (AM) or geometric mean (GM)

$$AM[f_{SF}] = \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n f_{SF,i} = \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n \frac{a_{d,i}}{a_{k,i}}$$

$$GM[f_{SF}] = \left(\prod_{i=1}^n f_{SF,i} \right)^{\frac{1}{n}} = \log^{-1} \left(\frac{1}{n} \sum_{i=1}^n \log f_{SF,i} \right) = \log^{-1} \left(\frac{1}{n} \sum_{i=1}^n \log \frac{a_{d,i}}{a_{k,i}} \right)$$

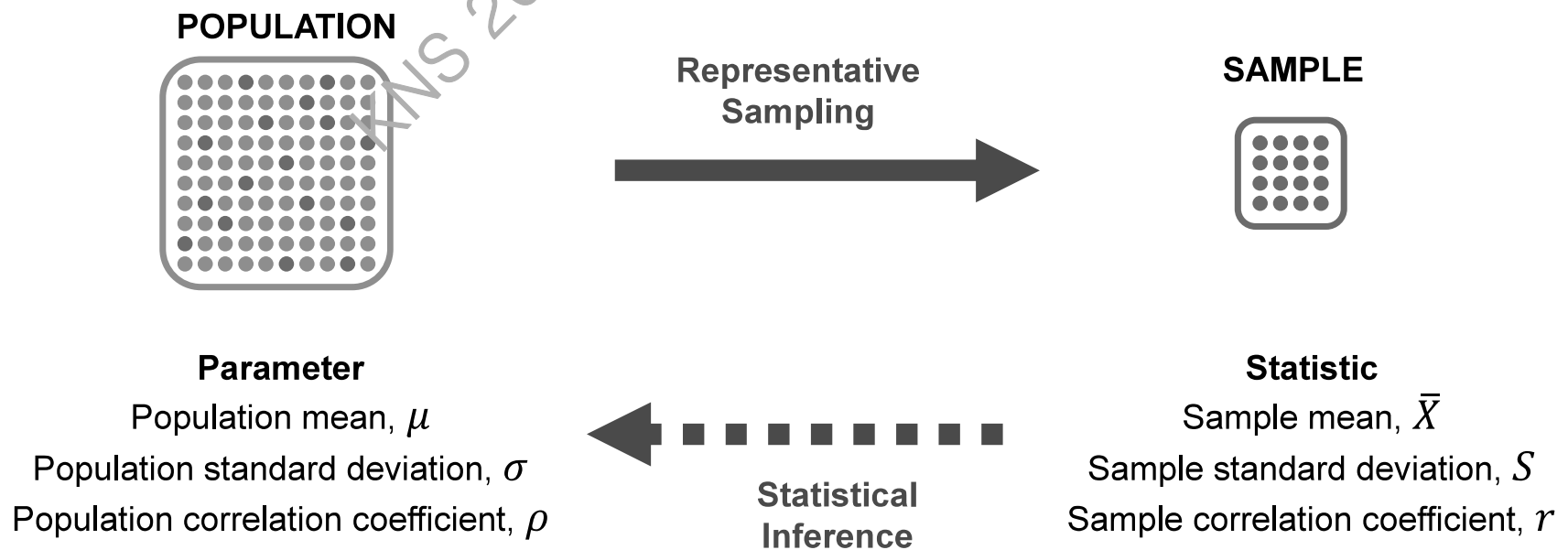
- In general, nonlinear model:

$$a_d = \alpha \times a_k^\beta$$

- ✓ Scaling factor (α, β) was determined by linear regression using the least square method

SF Method – Statistical Inference

- **Definition of SF**
 - ... from sampling and analysis data
- **Definition of SF Method**
 - The empirical scaling factor method is ...



SF Method – Correlation

■ Definition of SF Method

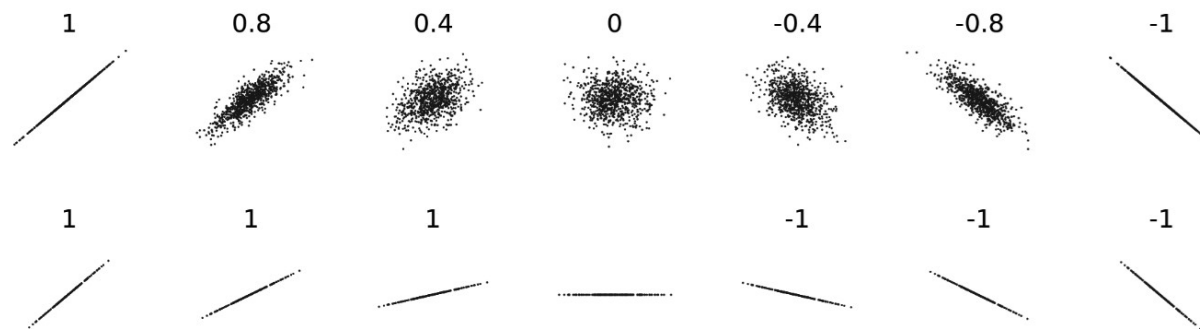
- ..., based on the correlation between DTM nuclides and key nuclides

■ Pearson product-moment correlation coefficient (Pearson correlation coefficient)

- It is measure of linear correlation between two variables
- It reflects the strength and direction of linear relationship

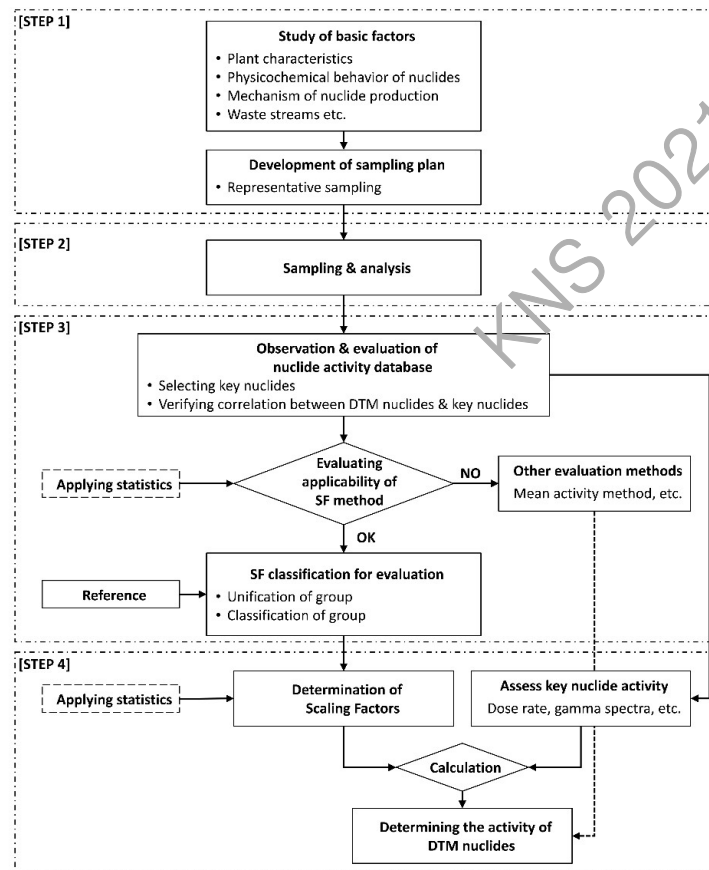
$$\rho_{XY} = \frac{\text{cov}(X, Y)}{\sigma_X \sigma_Y} = \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N \left(\frac{X_i - \mu_X}{\sigma_X} \right) \left(\frac{Y_i - \mu_Y}{\sigma_Y} \right)$$

$$r_{XY} = \frac{S_{XY}}{S_X S_Y} = \frac{1}{n-1} \sum_{i=1}^n \left(\frac{X_i - \bar{X}}{S_X} \right) \left(\frac{Y_i - \bar{Y}}{S_Y} \right)$$



SF Method – Correlation

- Basic flow of application for SF method³ (Copyright © by ISO. All Rights Reserved. Reprinted)



- Decision criteria for determining the applicability of SF method

- Size of sample correlation coefficient (typically > 0.6)

$$r_{XY} = \frac{S_{XY}}{S_X S_Y} = \frac{1}{n-1} \sum_{i=1}^n \left(\frac{X_i - \bar{X}}{S_X} \right) \left(\frac{Y_i - \bar{Y}}{S_Y} \right) \geq r_{critical}$$

- Hypothesis test of significance of correlation coefficient

$$H_0: \rho = 0$$

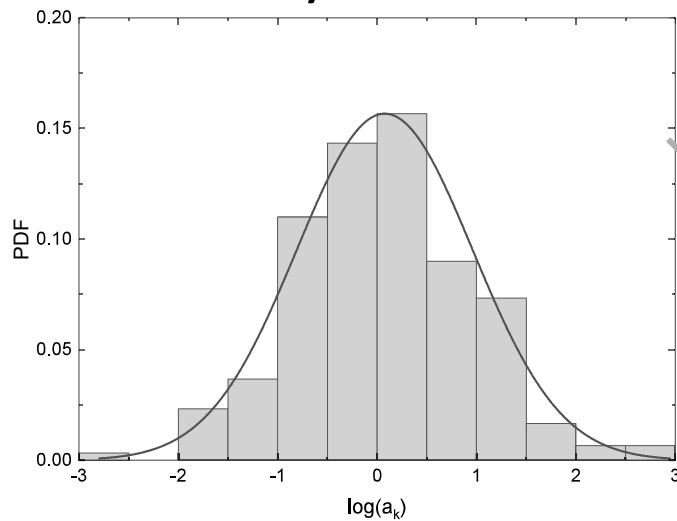
$$H_a: \rho \neq 0$$

$$t = \frac{r}{\sqrt{\frac{1-r^2}{n-2}}} \sim t_{n-2}$$

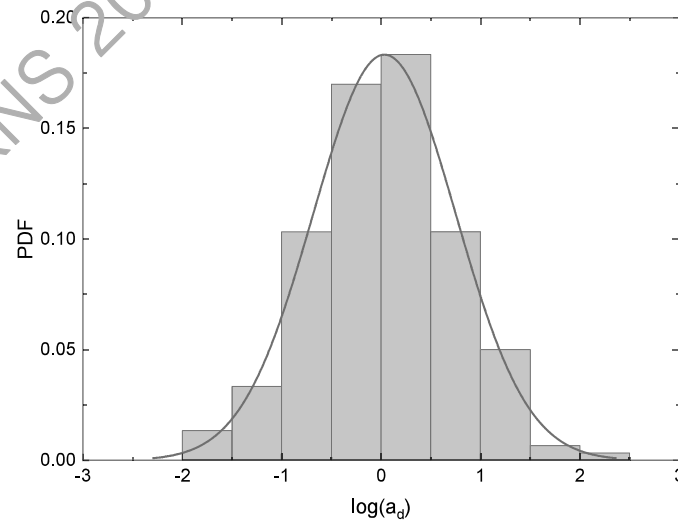
SF Method – Basis

- The radioactive concentration of DTM nuclides and key nuclides show a log-normal distribution having a correlation between both radionuclides (i.e. bivariate log-normal distribution) and their composition ratio also show a log-normal distribution³

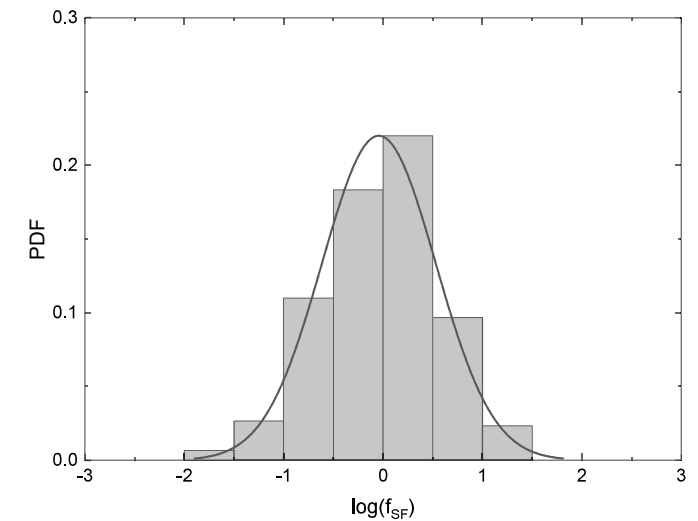
Key nuclide



DTM nuclide



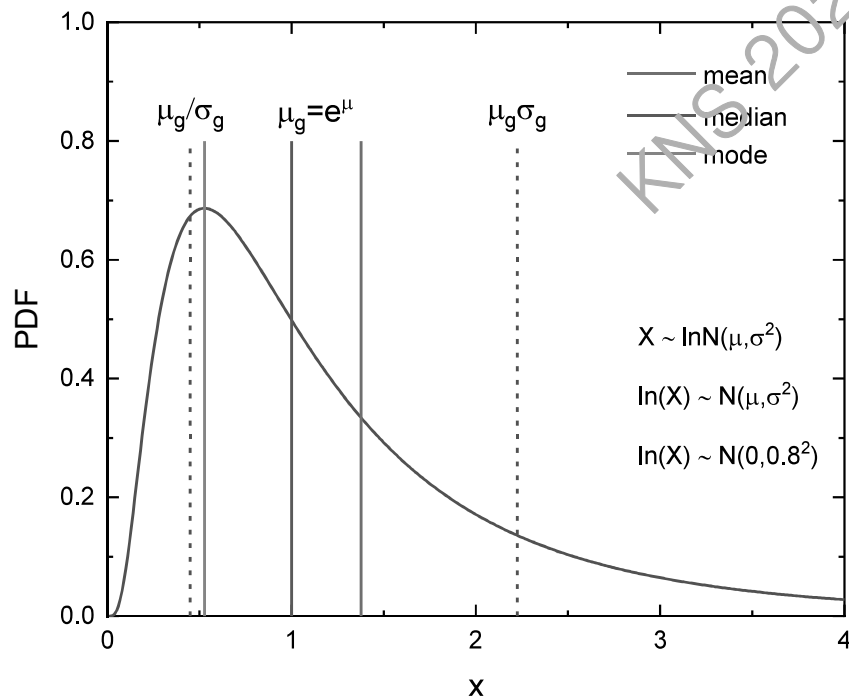
SF



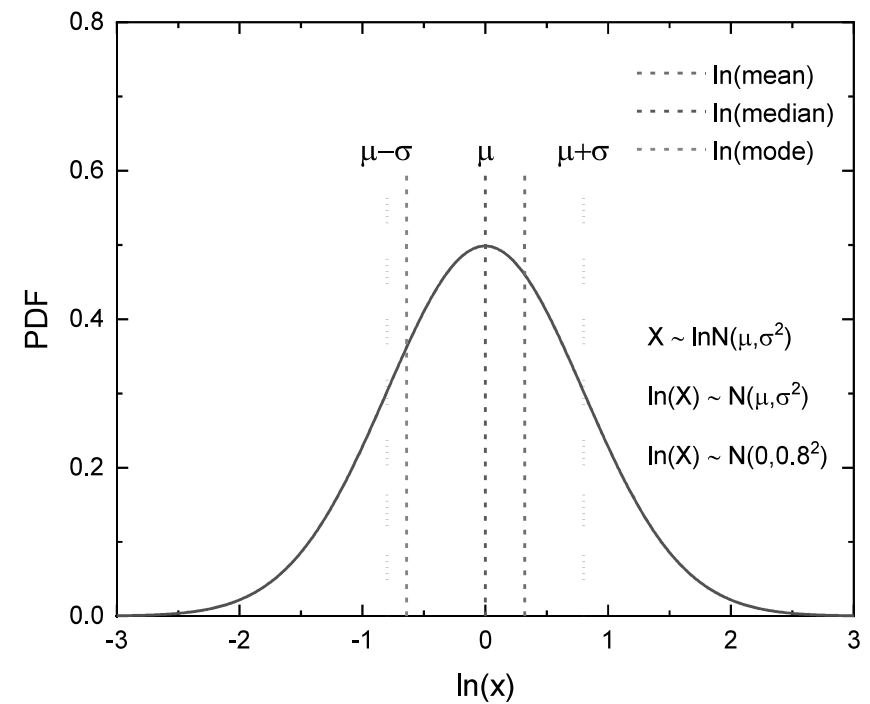
SF Method – Geometric Mean

- Geometric mean would be most appropriate for a log-normal distribution

$$f_{SF} = \mu_g = \log^{-1} \left(\frac{1}{n} \sum_{i=1}^n \log x_i \right) = \log^{-1} \left(\frac{1}{n} \sum_{i=1}^n \log \frac{a_{d,i}}{a_{k,i}} \right)$$



log
exp



SF Method – Student's t -test

- Student's t -test is the statistical hypothesis test in which the test statistic (T) follows a Student's t -distribution under the null hypothesis
- Student's t -distribution is a continuous probability distribution that arise when estimating the mean of a normally-distributed population in situations, where the sample size is small and the population's standard deviation (σ) is unknown
 - Z follows a standard normal distribution
 - $\chi^2(k)$ follows a chi-squared distribution with k degrees of freedom
 - Z and $\chi^2(k)$ are independent

$$T \equiv \frac{Z}{\sqrt{\frac{\chi^2(k)}{k}}} = \frac{\bar{X} - \mu}{\frac{S}{\sqrt{n}}} \sim t(k)$$

$$\left(\because \bar{X} \sim N\left(\mu, \frac{\sigma^2}{n}\right), \frac{(n-1)S^2}{\sigma^2} \sim \chi^2(n-1) \right)$$

SF Method – Student's *t*-test

■ Pooled variance test for waste classification

$$H_0: \mu_1 - \mu_2 = 0$$

$$H_a: \mu_1 - \mu_2 \neq 0$$

$$t = \frac{\bar{X}_1 - \bar{X}_2}{S_p \sqrt{\frac{1}{n_1} + \frac{1}{n_2}}} \sim t_{(n_1+n_2-2)}$$

$$S_p = \sqrt{\frac{(n_1 - 1)S_1^2 + (n_2 - 1)S_2^2}{n_1 + n_2 - 2}}$$

■ Trend analysis for continuous use of SF

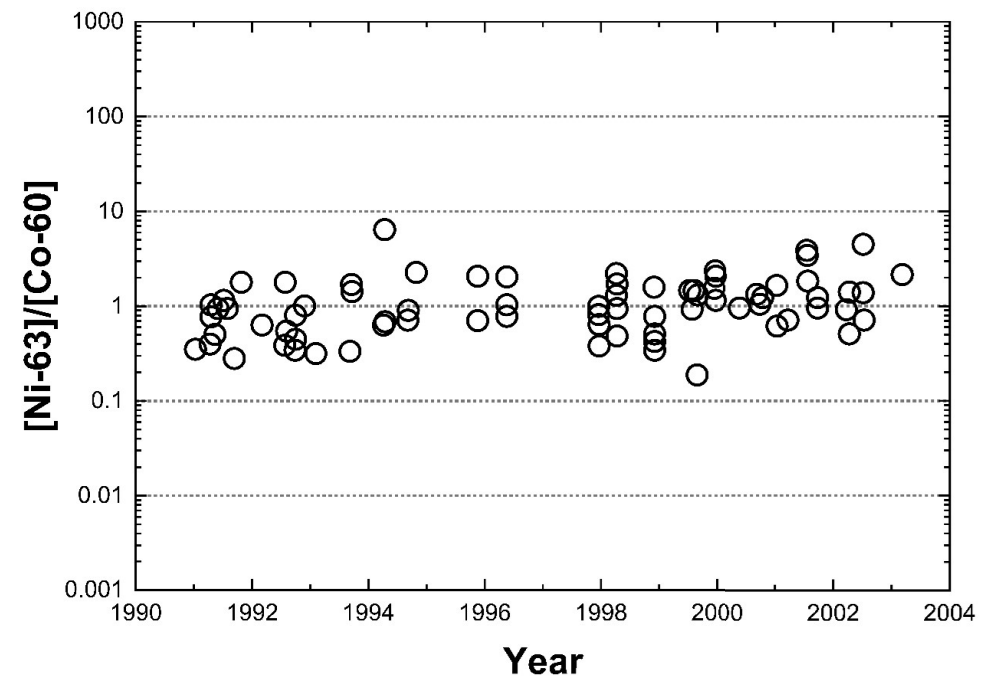
$$H_0: \beta = 0$$

$$H_a: \beta \neq 0$$

$$t = \frac{\hat{\beta}}{s(\hat{\beta})} \sim t_{n-2}$$

■ US experience with various SFs obtained over various time spans⁴ (Copyright © by WM Symposia. All Rights Reserved. Reprinted)

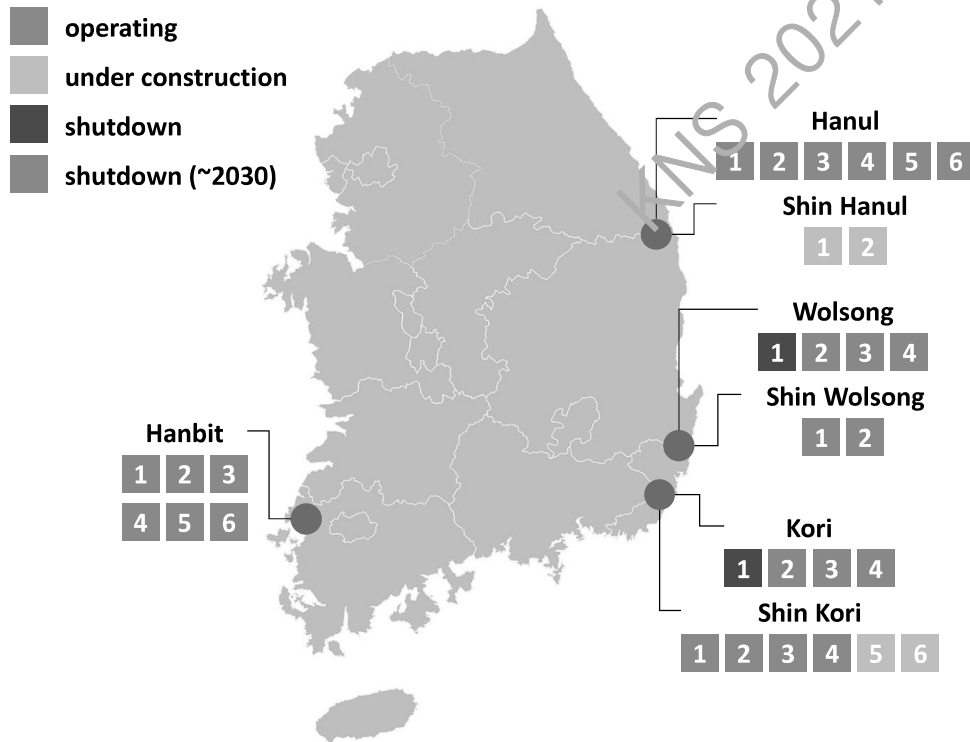
- Only 6-7 samples per year for trend analysis



Decommissioning Radioactive Wastes

- 11 out of 24 reactors will be shut down at the ends of their service life by the end of 2030
- 6200 tons of radioactive wastes are expected to generate from decommissioning of typical PWR⁵

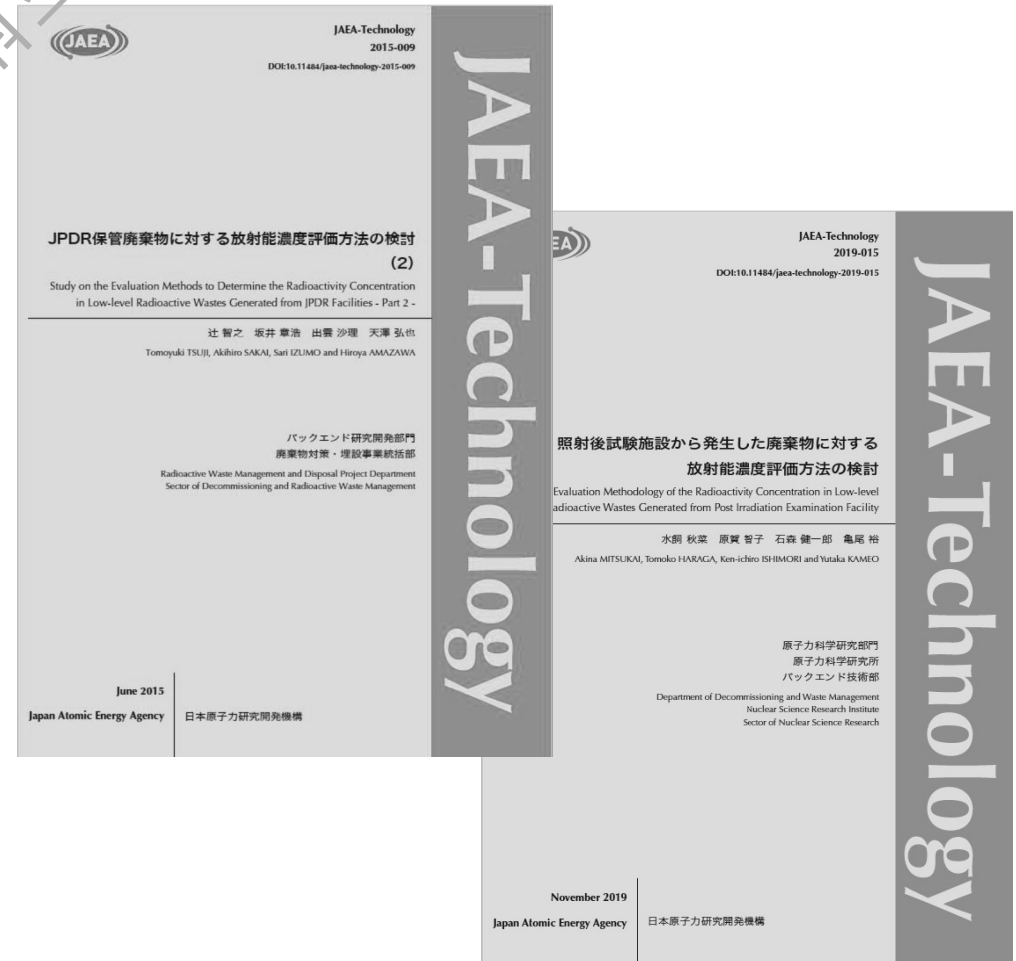
South Korea NPP status (2021)



Radioactive material generation	900-1300 MWe PWR (t)
Activated steel	650
Activated concrete	300
Contaminated ferritic steel	2400
Steel likely to be contaminated	1100
Contaminated concrete	600
Contaminated lagging	150
Contaminated technological wastes	1000

Application of SF Method to Decommissioning Waste

- **Japan Power Demonstration Reactor (JPDR)⁶**
 - H-3, C-14, Cl-36, Ni-59, Ni-63, Sr-90, Mo-93, Nb-94, Tc-99, Ag-108m, Eu-152, Eu-154, Ho-166m, gross-alpha
- **Post Irradiation Examination Facility (PIEF)⁷**
 - H-3, C-14, Cl-36, Ni-63, Sr-90, Nb-94, Mo-93, Tc-99, Ag-108m, Sn-126, I-129, Eu-152, U-233, U-234, U-238, Pu-238, Pu-239, Pu-240, Pu-241, Am-241, Am-243, Cm-244
- **Some Issues**
 - Radioactivity of key nuclides and some DTM nuclides were measured less than minimum detectable activity (MDA)
 - Mean activity concentration method was applied

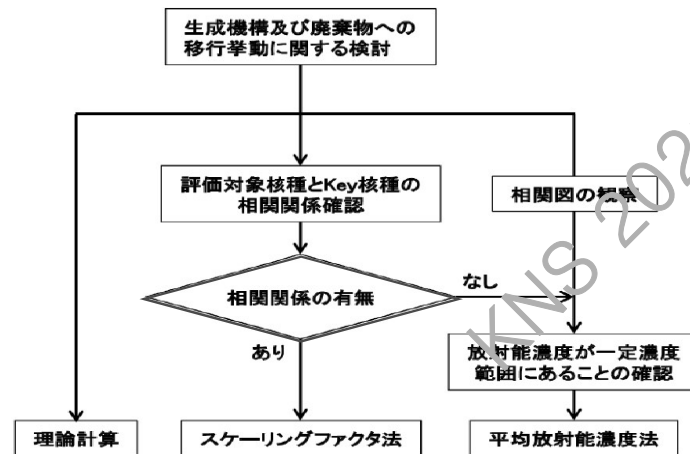


⁶ Japan Atomic Energy Agency, Study on the Evaluation Methodology of the Radioactivity Concentration in Low-level Radioactive Wastes Generated from JPDR Facilities – Part 2 -, 2015-009 (2015)

⁷ Japan Atomic Energy Agency, Study on the Evaluation Methodology of the Radioactivity Concentration in Low-level Radioactive Wastes Generated from Post Irradiation Examination Facility, 2019-015 (2019)

Application of SF Method to Decommissioning Waste

- Procedure for determining the radioactivity in waste packages



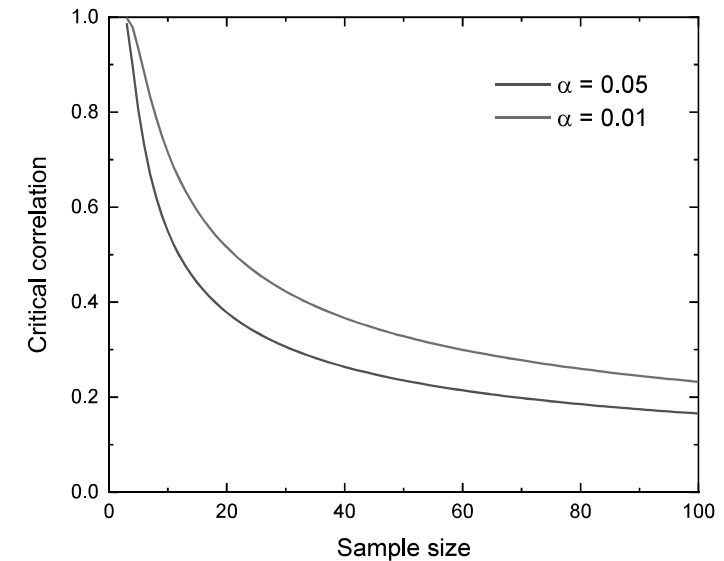
- Hypothesis test for significance of correlation coefficient (for a bivariate normal distribution)

$$H_0: \rho = 0$$

$$H_a: \rho \neq 0$$

$$t = \frac{r}{\sqrt{\frac{1-r^2}{n-2}}} \sim t_{n-2}$$

- Critical values for correlation coefficient



- JPDR

- MDA itself of key nuclide was considered as true activity and used for the test

- PIEF

- True activity above MDA was used for the test

Application of SF Method to Decommissioning Waste

■ Nb-94 case in JPDR⁶

- Fail to reject the null hypothesis; the population correlation coefficient is significantly different from zero
- SF method was applied because the size of sample correlation coefficient is sufficiently large ($r \geq 0.6$)

表 3.1 相関傾向の確認結果

核種 ^{*1}		データ数 (検出数/分析数)	相関図 ^{*2}	t検定 ^{*3}	相関係数
Ni-63	Co-60	29/31	○	○	0.95
Nb-94		5/65	○	×	0.73
Ag-108m ^{*4}		12/65	×	—	—
Eu-152		4/65	×	—	—
Sr-90	Cs-137	8/36	×	—	—
H-3	Co-60	37/56	×	—	—
C-14		24/56	×	—	—
Tc-99		9/20	×	—	—

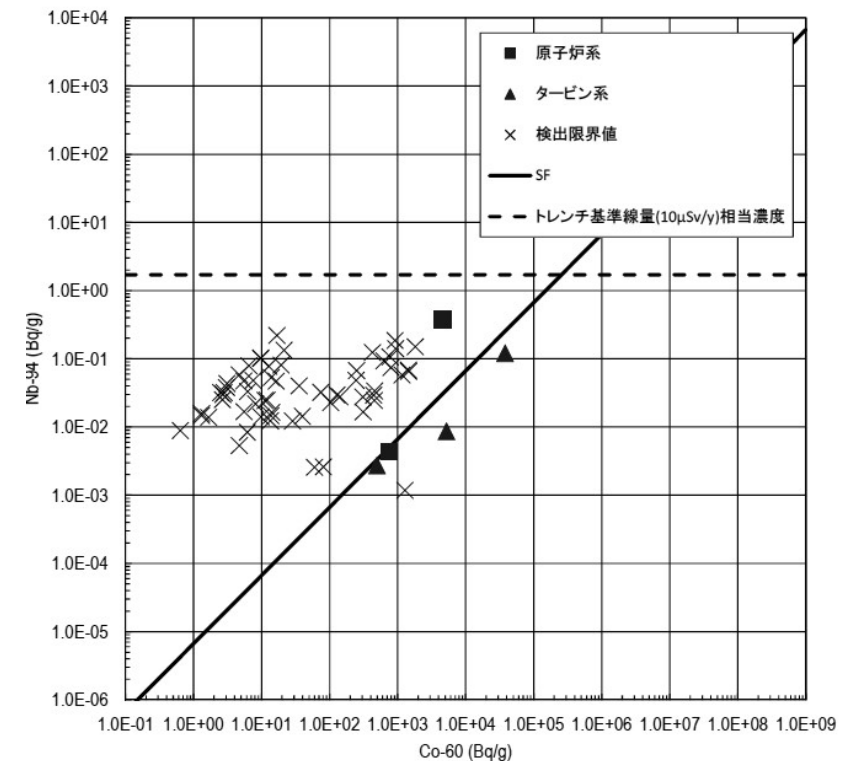


図 3.2 Nb-94 と Co-60 の放射能濃度

Issues in SF Method – Sample Size

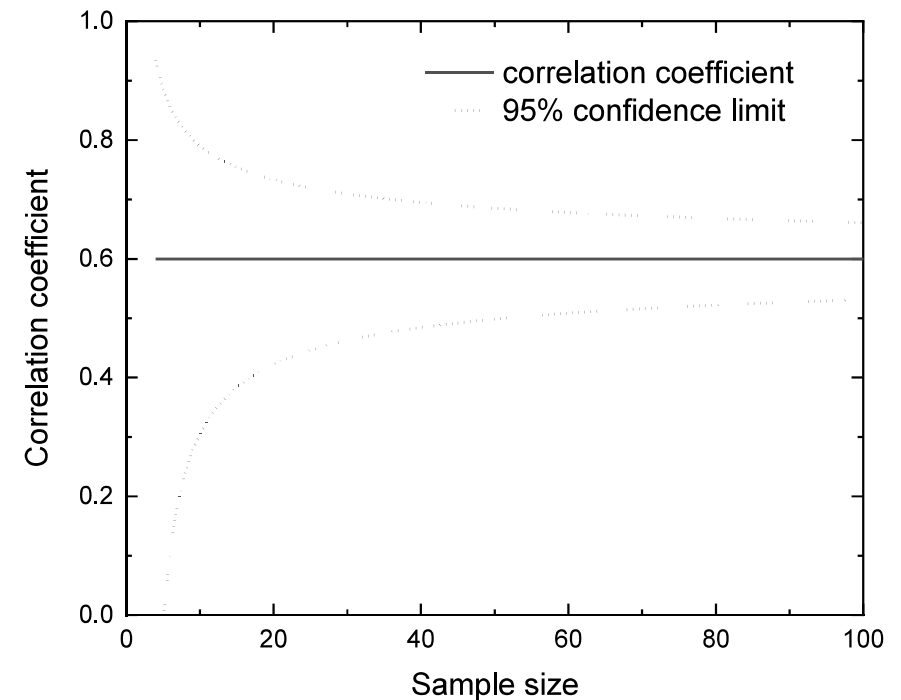
■ Importance of sample size

- Larger sample sizes generally lead to more precise estimation and higher statistical power, but it dramatically increase the cost and time of radiochemical analysis

■ Only two approach (Japan) proposed for determination of sample size

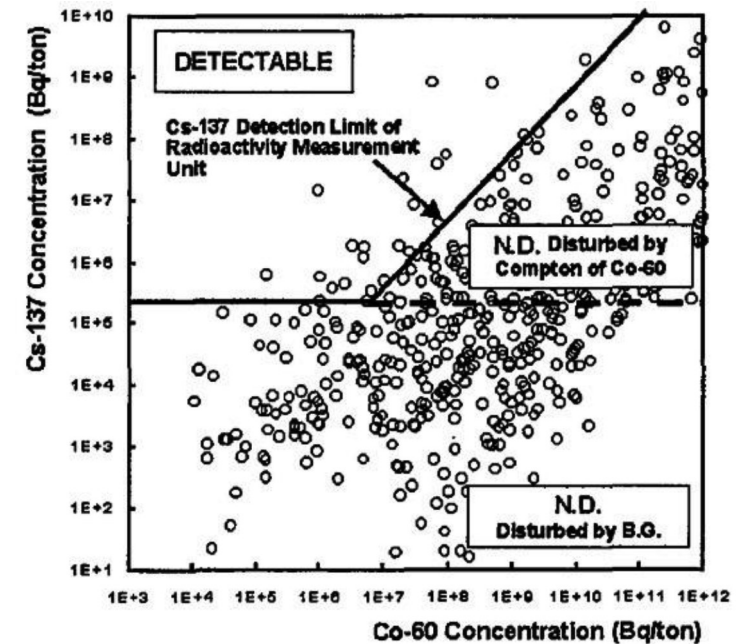
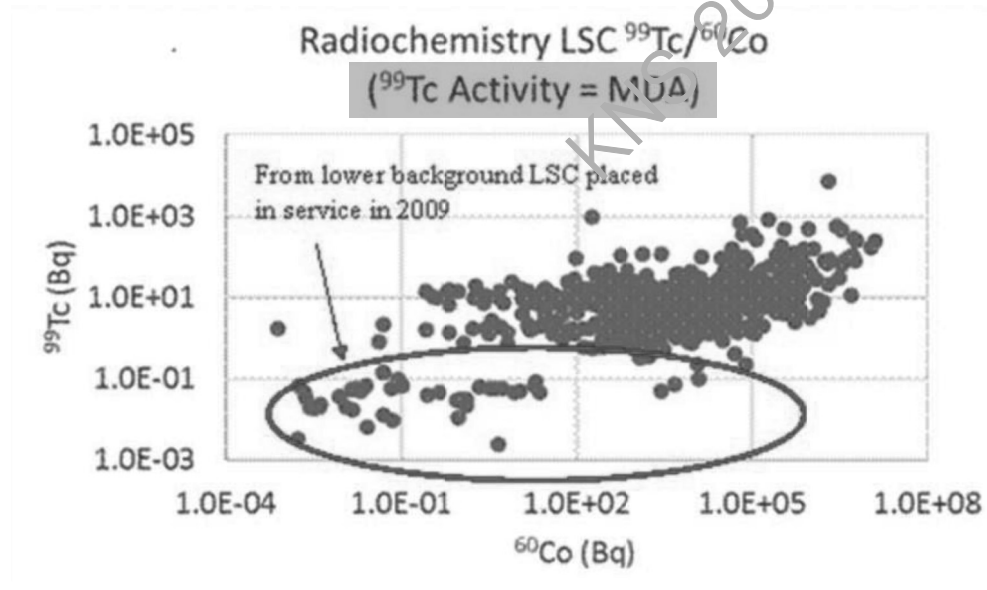
- Based on the hypothesis test for significance of correlation coefficient
- Based on 95% confidence limit of sample correlation coefficient⁸

Sample Correlation coefficient	Required sample size
0.60	40
0.70	35
0.80	30
0.90	25
0.95	20



Issues in SF Methods – Limit of Detection

- True activity above limit of detection (LOD) or minimum detectable activity (MDA) is considered for the evaluation but LOD itself was considered as true activity in some cases
 - DTM nuclides: Tc-99 and I-129 (US) based on US NRC guidance (2002-2012)⁹
 - Key nuclides: Cs-137 (Japan)¹⁰



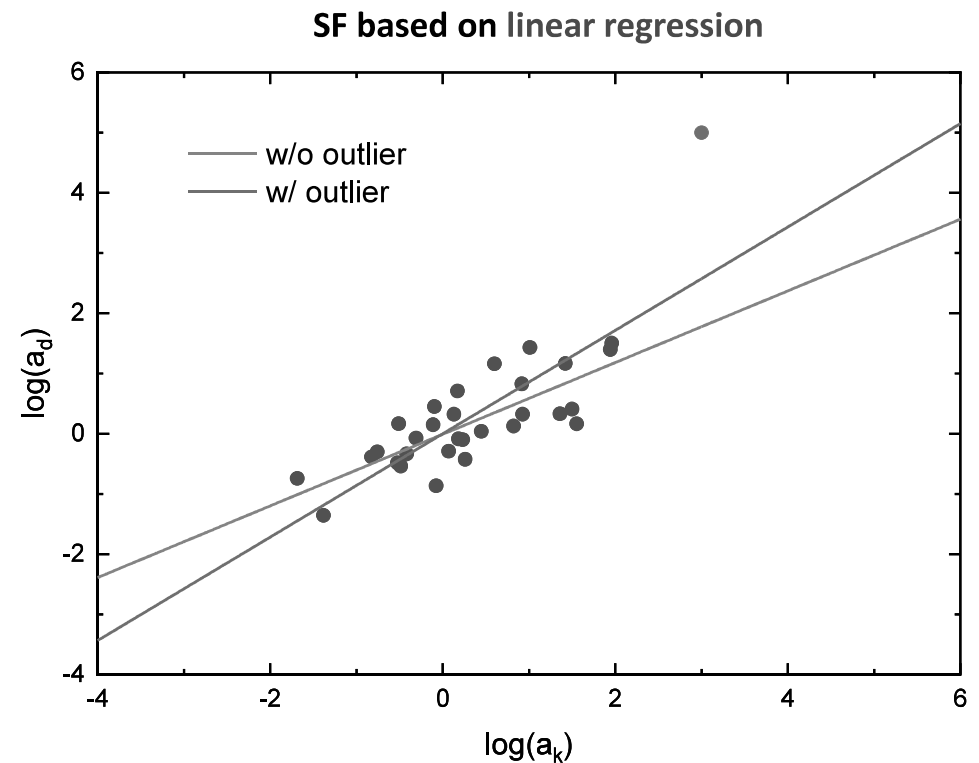
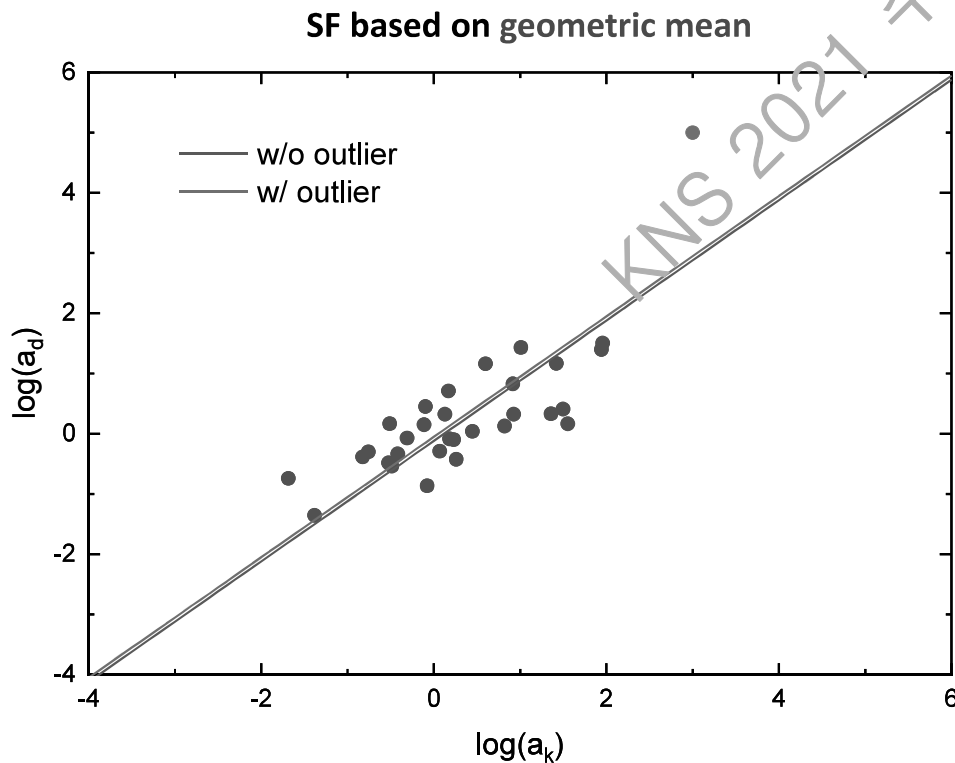
N.D.: Not Detectable B.G.: Background

⁹ B. Cox and P. Saunders, Development of Generic Scaling Factors for Technetium-99 and Iodine 129 in Low and Intermediate Level Waste, Electric Power Research Institute Report, Technical Report 3002005564 (2015)

¹⁰ H. Fujihara et al., "Rationalization of Radioactivity Concentration Determination Method for Low-Level Radioactive Waste Generated at Japanese Nuclear Power Plants", Proc. of 8th International Conference on Radioactive Waste Management and Environmental Remediation, September 30 – October 4, Bruges (2001)

Issues in SF Methods – Outliers

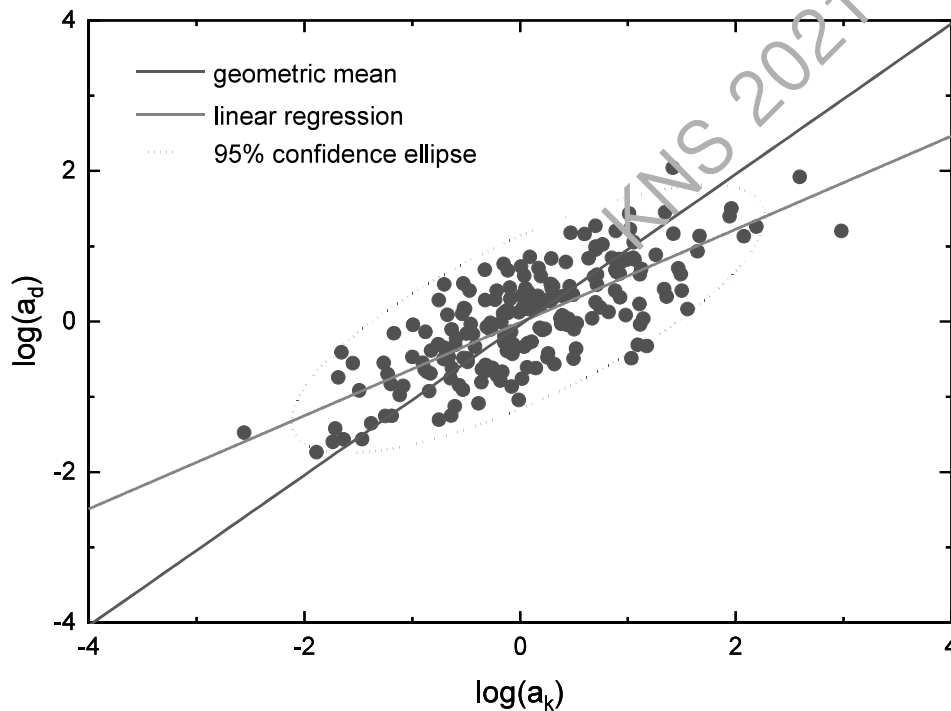
- Geometric mean is robust for outliers while linear regression is affected to a great degree by outlier
 - 30 random data points following a log-normal distribution with an one outlier whose standardized residual is larger than 2



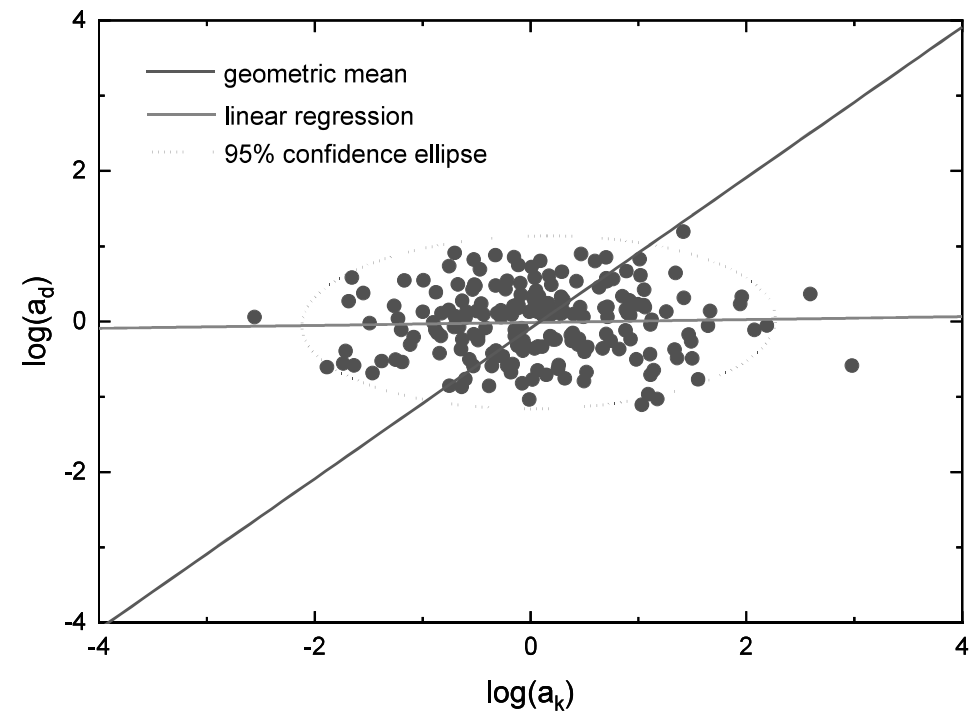
Issues in SF Methods – Overestimation

- Radioactivity evaluated by the GM is overestimated for non-linear model in the high concentration range
 - 200 random data points following a log-normal distribution

$\beta = 0.6$ for non-linear model ($a_d = \alpha \times a_k^\beta$)

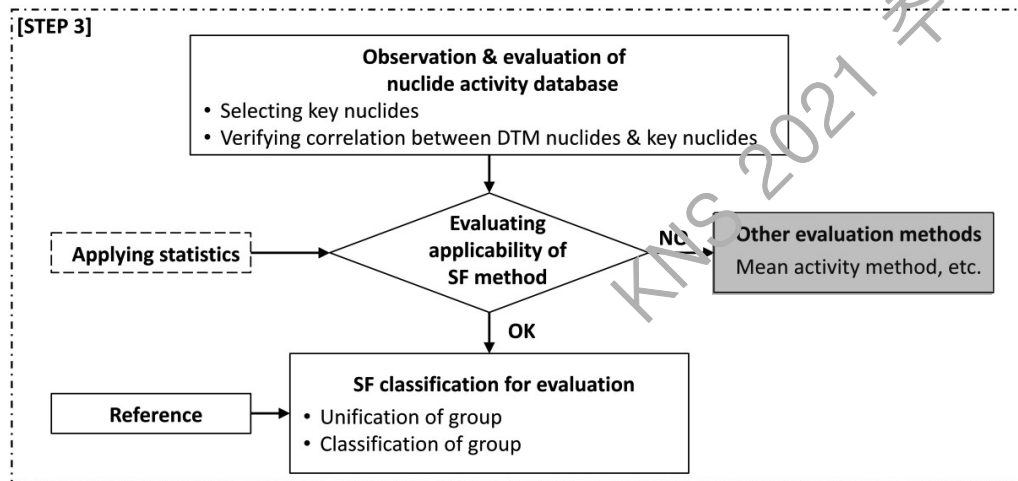


$\beta = 0$ for non-linear model ($a_d = \alpha \times a_k^\beta$)

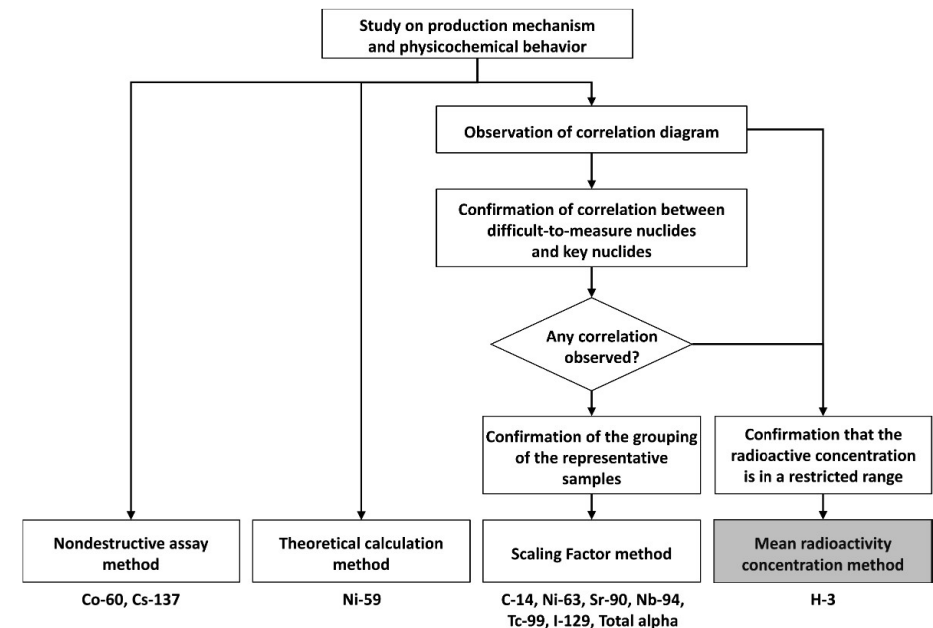


Issues in SF Methods – Mean Activity Concentration Method

Basic flow of application for SF method



Procedure for determining the radioactivity in waste packages (Japan)¹¹



Mean activity concentration method is applied as an alternative when the SF method is not applicable

- US and Japan: H-3
- Spain: Tc-99

¹¹ H. Masui et al., "Radioactive Concentration Determining Method for Dry Active Waste Generated at Japanese Nuclear Power Plants", Proc. of the 7th International Conference on Radioactive Waste Management and Environmental Remediation (ICEM1999), September 26-30, Nagoya (1999)

Conclusions

- Indirect empirical scaling factor method has been implemented as the principal method for evaluating the radionuclide inventory in the radioactive waste produced from the operation of nuclear power plants
- Indirect radionuclide inventory assessment methods, such as scaling factor method, are necessary to evaluate large amount of decommissioning radioactive wastes' radionuclide inventory
- Some issues associated with SF implementation have been raised in the field due to lack of details
 - Data below limit of detection
 - Overestimation
- It is necessary to develop statistical decision criteria for indirect radionuclide inventory assessment methods to achieve more reasonable, reliable and practical decision-making¹²
 - Data treatment (data below limit of detection, outliers)
 - Sample size
 - Correlation
 - Mathematical relationship or calculation

KAERI 2021 추계 워크숍

Thank you

.....





2021 추계 원자력학회 Workshop
원전해체, 방폐물관리, 핵종분석 분야의 도전과제와 기술현황

해체원전 발생 토양 폐기물 특성 및 처리방안

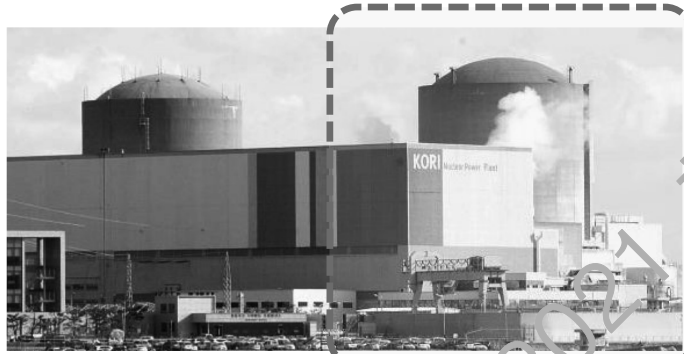
2021.10.20

(주)엘림글로벌 방사선공학연구소
연구개발실장/공학박사
김승일

Contents

- 1** 개발개요
- 2** Case Study(일본)
- 3** 개발내용
 - 3-1** 시료채취
 - 3-2** 인공오염토 제조
 - 3-3** 토양세척/제염설비 구축
 - 3-4** 설비 운전 동영상
- 4** 결론

토양제염시스템 개발 배경 및 개요



해체원전
토양제염
필요성

- ✓ 해체 최종단계인 부지복원시 토양제염 필수
- ✓ 해체 과정 중 부지주변 토양오염 가능성 상존
- ✓ 오염토양 분리 감용화를 통한 처분비용 절감
- ✓ 고리1호기 이후 후속원전 단계적 해체 예정

2030년까지 설계수명 만료되는 국내 원전 10기

원전명	수명만료 시점
고리 2호기	2023년 4월
3호기	2024년 9월
4호기	2025년 8월
월성 2호기	2026년 11월
3호기	2027년 12월
4호기	2029년 2월
한빛 1호기	2025년 12월
2호기	2026년 9월
한울 1호기	2027년 12월
2호기	2028년 12월

※연구정지된 월성 1호기, 고리 1호기 제외

※출처 : 한국경제, 2020.10.20

표3. IAEA 해체 폐기물 발생량(900~1300MWe/호기)

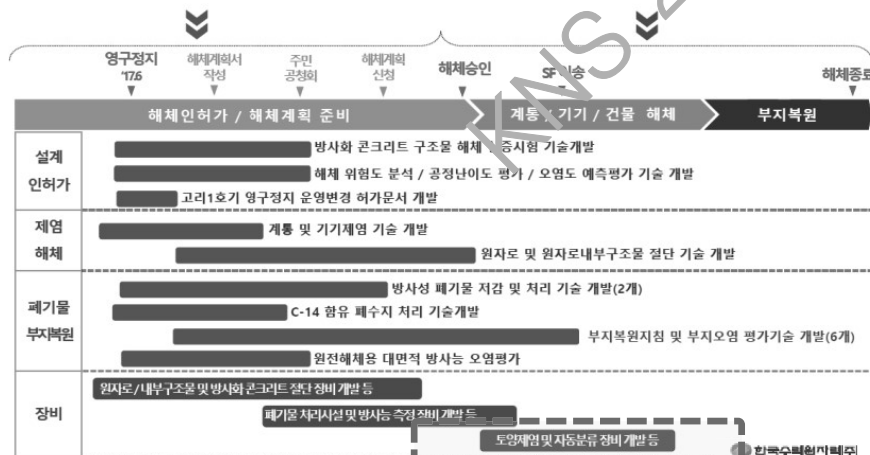
분류	폐기물 발생량		
	무게(톤)	부피(m³)	드럼수
방사화 금속	650	92.86	546
방사화 콘크리트	300	150	882
오염 페라이트계 금속	2,400	500	2,941
오염 가능성 금속	1,100		
오염 콘크리트	600	300	1,765
오염 피복재(Lagging)	150	21.43	126
기타 오염 폐기물	1,000	1,250	7353
합계	6200	2314.29	13,613

※ 출처 : 2019 원자력 안전규제 정보회의

해체비용 중

폐기물 관리비용 40%!!!

(But, 토양폐기물 미반영)



고리1호기 해체계획 및 관련 기술개발 현황
(※ 출처 : 2017 원전해체비즈니스포럼 발표자료, 한수원)

과제 기획의도

고리1호기 및 후속호기 해체 대비
오염토양 제염기술 확보

연구과제 개요

- 사업명 : 에너지기술개발사업/원자력핵심기술개발사업
- 연구기간 : 2018.05~2021.04(36개월)
- 참여기관 : (주)엘림글로벌, 서울대학교, 포항공과대학교
- 진행상태 : 완료

오염토양 발생현황(일본)

중앙일보

일본 후쿠시마 강에서 방사성물질 '세슘' 발견

[중앙일보] 입력 2018.03.20 17:55 수정 2018.03.20 17:58

홍수민 기자



[사진 YTN 캡처]

한겨레

등록 :2016-09-25 17:29 수정 :2016-09-25 17:32

“후쿠시마 인근 댐 바닥에 방사성 물질 쌓여”

바닥 토양에 세슘 1kg당 8000 베크렐 넘어

일본 환경성 “가둬두는 게 현시점 최선책”

토양
제염news 1
KOREA

日, 원전사고 방사성 물질 제거한 흙 재활용 검토

올해 내 기준치 마련 메립-재활용 예정

(서울=뉴스1) 박승희 기자 | 2018-03-12 16:06 송고



후쿠시마 제1 원전사고 이후 토양 제염 작업이 이뤄졌던 8개 현 지도 <출처=NHK 갈무라> © News1

일본 정부가 7년 전 후쿠시마 제1 원전 사고로 오염됐던 지역의 흙에서 방사선 물질을 제거한 뒤 이를 재활용할 수 있는지 여부를 검토 중이다.

그러나 현재는...

2021.05.08 YTN 방영



일본 토양제염 전문업체 ※ 일본 원자력분야 전문가 자문 통해 자료입수

업체명	주요 보유기술
(주)고노이케구미	표면연마 기능을 소유하는 토양세정 공법
일본미큐니아주식회사	유기성 방사성폐기물 저감장치
도요건설 주식회사	수역의 밑바닥 토양을 대상으로 한 제염 감용화 기술(S-가렌 공법)
(주)구마가이구미	특수세정기에 의한 방사능 오염 토양의 감용화 기술
(주)NIPPO	박층 절산 노면 오염 공법
미쓰이스미토모건설 주식회사	방사능 오염 흙의 제염시스템
(주)야마쿠치 제작소	가연성 탄화 감용장치에 의해 방사성 물질에 오염되어진 초목 등의 유기물 탄화 감용
후지 후루카와 E&C 주식회사	건식분급과 표면연마를 조합시킨 토양세정 처리 기술에 의한 방사능 오염 토양의 감용화
사토공업주식회사 외	방사능 오염 토양의 분별, 감용화 기술
스미즈건설 주식회사	S-Jet 모바일 제염 시스템(소수량형 초고압 워터제트)
주식회사 IHI	플라스틱 섬광섬유에 의한 스스로 이동이 가능한 주사식 방사선 2차원 분포 측정시스템을 이용한 표토 박리량의 최소화 기술
스미즈건설 주식회사	높은 정화율과 감용율을 지닌 방사성 세슘 오염토양으로부터의 분리, 세정장치
동아건설공업 주식회사	방사성 세슘 오염 퇴적물 제거시스템
주식회사 히타치기계	방사능 오염 토양 세정기술

※ 상기 외 60개 업체가 토양 제염기술 보유(후쿠시마 주변 토양 제염사업 참여 중)

지적재산권 현황(해외)

※ Kipris 검색시스템 활용, 토양제염 관련 일본 특허 검색결과(총 130개), 미국특허 60개

	특허명칭	출원번호	출원일	비고
(주)JFE엔지니어링	제염토양처리장치 및 방법	2016-149626	2016.07.29	토양제염공정
(주)대성건설	방사성물질오염토양의 제염 방법	2016-145300	2016.07.25	토양제염공정
(주)국토방제기술	Fulvic산을 이용한 방사성물질의 제염방법	2016-130259	2016.06.30	토양에 포함된 낙엽 등 유기물 중 방사성물질 분리
(주)피시에스	방사성물질오염수의 제염방법 및 시스템	2016-507843	2015.03.13	응집기술
(주)후지치탄공업	Cs과 Sr 양핵종의 흡착능력이 우수한 인공제올라이트와 그 제조방법	2013-143906	2013.07.09	흡착기술
(주)옵틱	무기철화합물 및 금속철에 의한 방사성물질의 흡착제 및 흡착 방법	2014-021150	2014.02.06	흡착기술
(주)하나다기연공업	응집침전제 및 방사성물질을 함유한 토양의 제염방법	2012-277457	2012.12.19	응집기술
(주)미쯔비시화학	제올라이트막을 이용한 방사성물질함유수 응집 장치	2012-074405	2012.03.28	방사성물질 함유수 처리기술
(주)고노이케	방사성물질오염토사의 세정 및 감용화 방법	2011-289447	2011.12.28	토양제염공정
일반제단법인생산 기술연구장려회	방사성물질로 오염된 토양의 제염방법 및 제염장치	2013-261750	2013.12.18	토양제염공정
코밋사리아아레네 르지아토믹에오에 네르지얼터너티브	분산공기부상기포에 의한 토양의 방사능제염 과정 및 그 기포	2012-158124	2012.07.13	토양제염공정

일본은 후쿠시마 원전 사고 이후 토양 제염관련 총 130개 특허 보유!!

토양제염 사례

▣ 토양제염 해외사례(후쿠시마)



굴착부위 공간선량 사전계측



표토 굴착



회수표토 적재



토양 제염시설 배치



보관 토양 주입준비



오염토양 주입



마이크로 버블 부유 세정장치



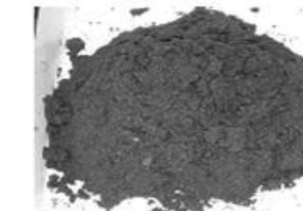
진동분류장치



재생토, 자갈, 모래로 분류

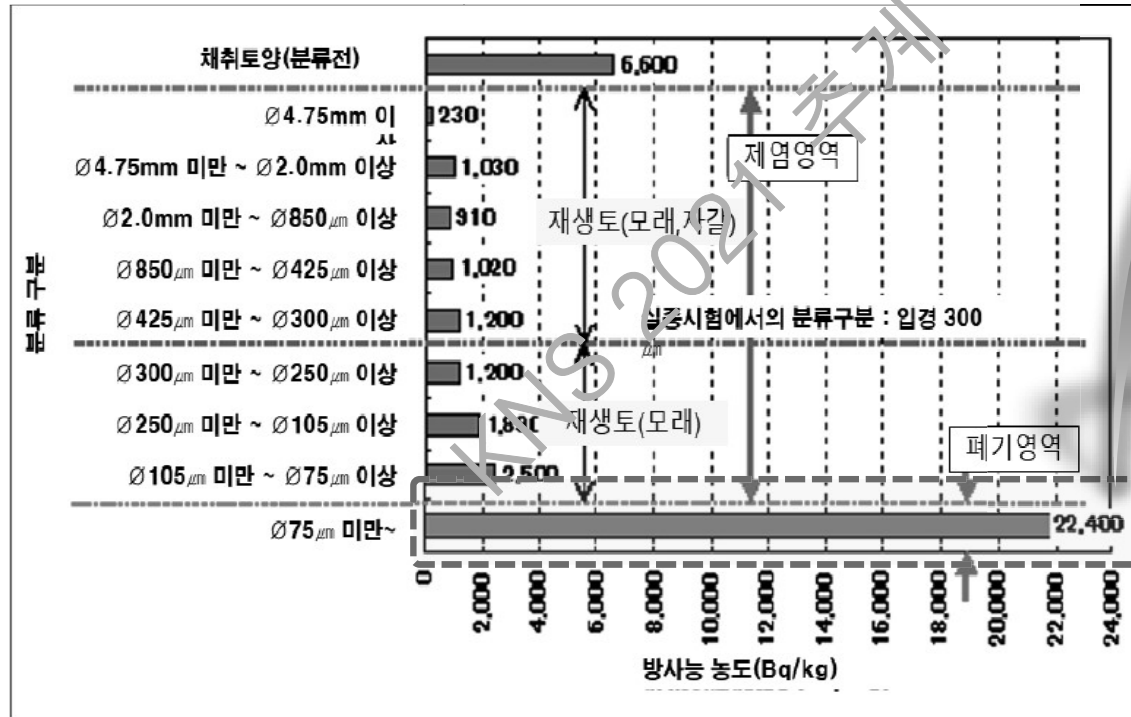


채취토양

재생토 - 모래, 자갈
Ø300um이상재생토 - 모래
Ø75~Ø300um

입도별 오염특성

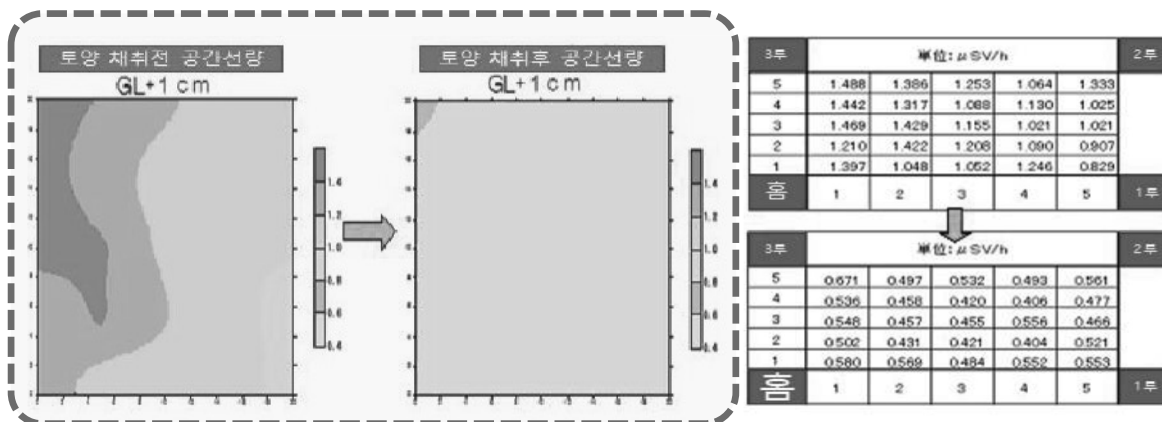
■ 토양제염 해외사례(후쿠시마) ※ 출처 : 일본 사토공업



대부분의 방사능은
75µm이하의 미세토양에 집중

입도 및 방사능 분포에
따른
폐기 및 제염영역
사전 분류 필요

그림 1. 토양폐기물 입도별 분포(후쿠시마 주변)

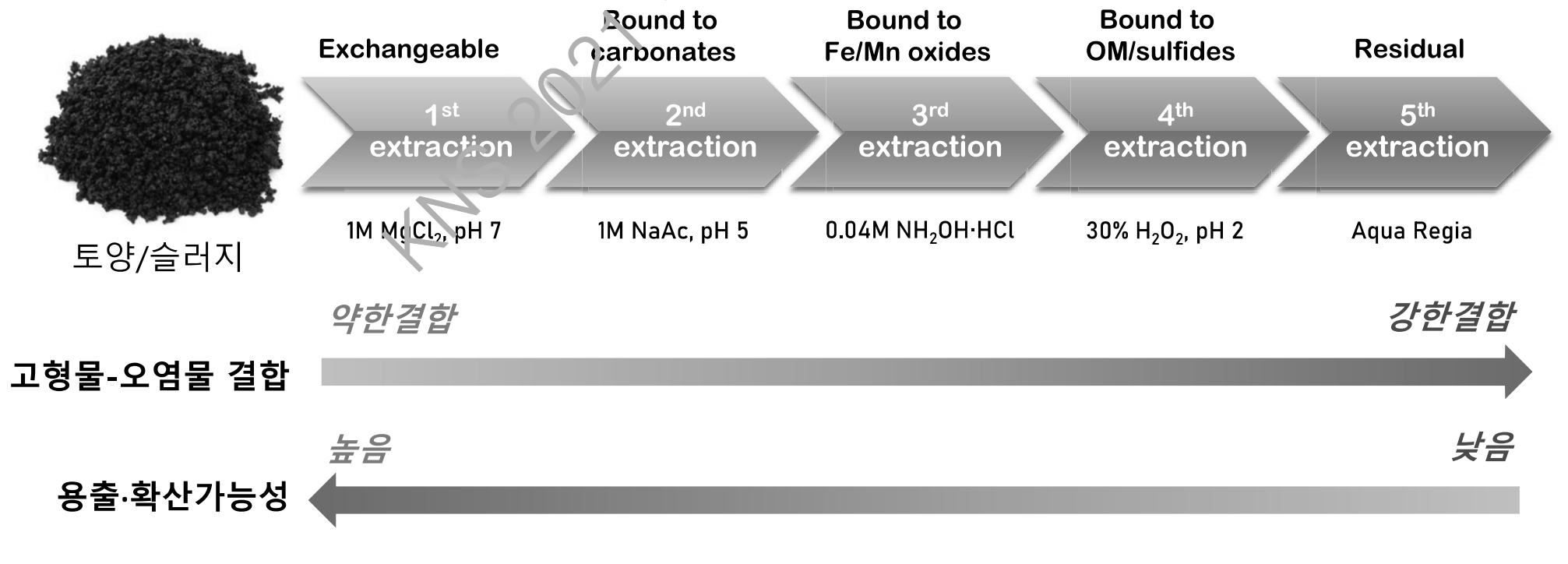


지표 약1cm 정도에 대부분 분포
(20m X 20m 굴착)

그림 2. 후쿠시마 주변오염토양 굴삭 전·후 공간선량률

입도별 분류의 중요성

[Tessier sequential extraction을 통한 잔류오염 존재형태 분석]



- 0.075mm 이하 미세토양 내 오염물질은 4~5단계에서도 용출불가 → 완전 고착화!!!

“0.075mm 이하 미세토양”

『제염<분획』

주요 설계요건 및 연구수행 내용

설계요건

화학약품 사용 최소화

2차 폐기물 발생 최소화

공정수 재이용

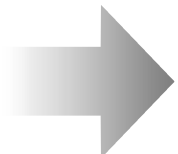
작업자 피폭방지

전 공정 자동화

분급효율 95% 이상

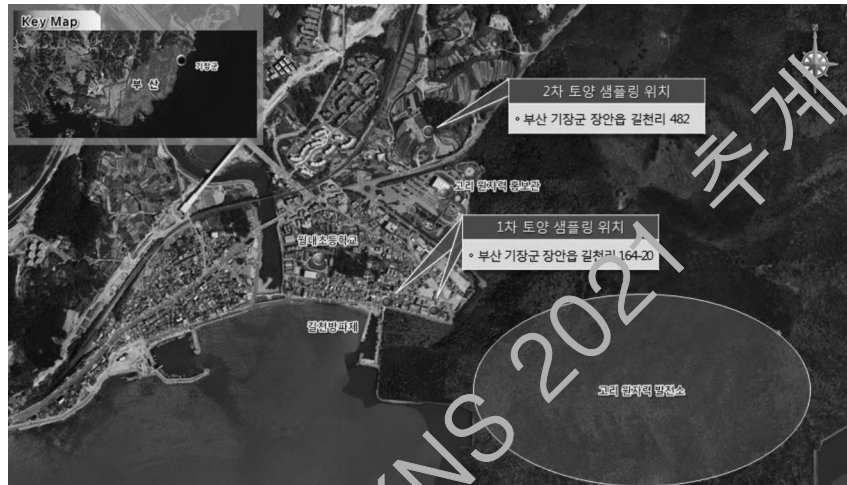
주요 연구내용

- 국내외 논문, 특허 및 보고서 등 토양세척/제염 관련 기술검토 및 개발전략 수립
- 고리원전 인근에서 2차에 걸쳐 토양시료를 채취한 후 입도분류 및 기초 토성분석 수행
- 문헌조사 및 토양분석결과를 바탕으로 오염토양 세척/제염기술에 대한 공정 설계
- 화학적 세정기술 및 각종 흡착제 성능평가
- 단위공정별 설비 단계적 설계/제작 및 성능시험
- 공정별 배출되는 세척폐수 처리방안 도출
- 인공오염토양 제조 절차 확립
- 비방사성 세슘, 코발트, 스트론튬으로 인공 오염된 토양을 이용하여 각 단위공정 최적 운전조건 도출
- 비방사성/방사성 오염토양을 대상으로 오염토양 제염효율 분석
- 전 공정 자동화 운전환경 구축 및 최적 처리공정 확립

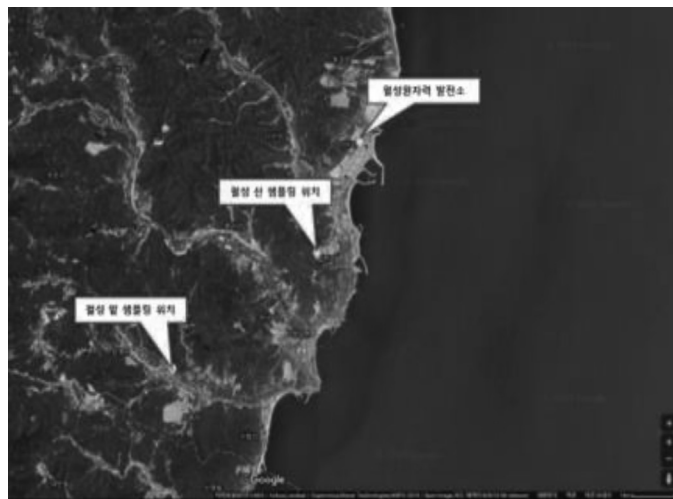


공정수 재이용이 가능한
투입토양 기준 1.2m³/hr 규모 Pilot 토양제염설비 제작

원전부지 주변 토양시료 채취



고리1호기 주변 토양시료 채취(1차 **2018.09**, 2차 **2018.11**) 고리1호기 주변 토양시료 추가 채취(**2019.09.16~09.17**)



월성원전 주변 토양시료 채취(**2019.09.16~09.17**)



한울원전 주변 토양시료 채취(**2019.09.16~09.17**)

원전부지 주변 토양시료 채취



- 원전주변 지역 토양샘플링
 - 경상북도 울진지역 (한울원자력발전소)
 - 경상북도 경주지역 (월성원자력발전소)
 - 부산광역시 기장군지역 (고리원자력발전소)
- 코어샘플링(3개소*2종류*3반복=18EA) 및 토양샘플링

원전부지 주변 토양시료 채취



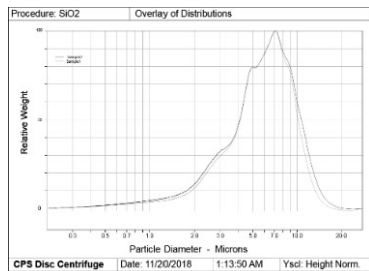
원전주변 토양시료 채취 후 자연건조(풍건)

채취시료 분석(입도 및 토성분석)

[입도분석-건식 체분리]

	울진		월성		고리	
	발 (kg)	산 (kg)	발 (kg)	산 (kg)	발 (kg)	산 (kg)
2 mm ↑	65.8	37.4	57.6	37.8	57.6	48.8
0.75mm < X < 2mm	29.4	26.6	20.2	22.6	34.2	27.8
0.75mm ↓	33.2	31.8	25.4	25.6	26.4	21.4
0.19mm < X < 0.75mm	(22.1)	(22.4)	(15.4)	-	-	-
0.075mm < X < 0.19mm	(11.1)	(6.4)	(10.2)	-	(4.8)	(2.2)
0.075mm ↓	-	(3.0)	-	-	(3.2)	(1.6)
전체 무게	128.4	95.8	103.2	118.2	118.2	98.0

[입도분석-CPS]



[토성분석-환경기술정책연구원]

분석항목		분석결과	
pH		7.2	
전기전도도		0.094 dS/m	
수분함량		1.90%	
유기물함량		3.21%	
공극률		36.2%	
C E C	Ca	9.33 cmol/kg	7.80 cmol/kg
	Mg		1.15 cmol/kg
	Na		0.27 cmol/kg
	K		0.11 cmol/kg

[조성분석-한국지질자원연구원]

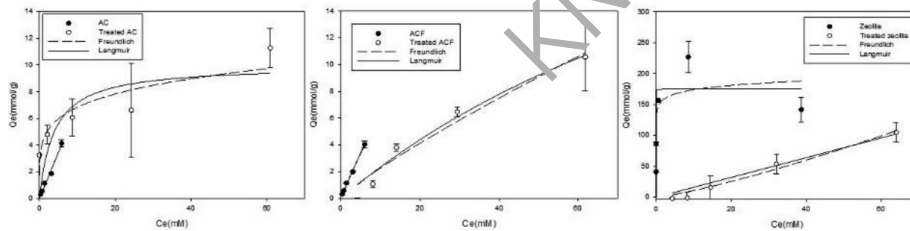
		1차 채취시료	2차 채취시료
XRD		석영, 조장석, 정장석, 백운모/일라이트, 흑운모, 몬모릴로나이트, 녹니석, 고령토, 자철석, 각섬석	석영, 정장석, 고령토, 백운모/일라이트, 녹니석
	SiO ₂	65.36	70.02
	Al ₂ O ₃	14.82	12.96
	Fe ₂ O ₃	4.05	3.99
XRF	CaO	1.92	0.35
	MgO	0.95	0.43
	K ₂ O	3.14	1.56
	Na ₂ O	2.44	0.31
	TiO ₂	0.51	0.89
	MnO	0.10	0.08
	P ₂ O ₅	0.17	0.05
	Ig.loss	6.36	9.50

[중금속 분석]

Constituents		울진				월성				고리			
		발 0.75~ 2mm	산 <0.75mm	발 0.75~ 2mm	산 <0.75mm	발 0.75~ 2mm	산 <0.75mm	발 0.75~ 2mm	산 <0.75mm	발 0.75~ 2mm	산 <0.75mm	발 0.75~ 2mm	산 <0.75mm
Target elements	Cs	0.3	0.2	0.4	0.4	0.6	0.4	0.3	0.3	0.4	0.4	0.9	0.7
	Co	13.2	23.4	6.56	5.3	5.4	14.3	23.0	20.1	9.5	10.5	3.9	3.3
	Sr	8.6	7.5	23.6	48.8	49.7	11.3	10.9	12.9	32.0	30.5	8.1	12.1
Cationic heavy metals	Ni	8.6	19.1	ND	ND	ND	1.7	ND	ND	ND	ND	ND	ND
	Cu	4.0	12.8	ND	2.2	1.1	3.3	29.0	26.6	ND	ND	3.0	13.1
	Zn	5.8	20.8	ND	14.9	ND	10.4	26.2	26.6	ND	0.8	ND	7.9
	Cd	ND	0.1	0.1	0.2	0.2	0.2	0.2	0.2	0.1	0.1	0.3	0.4
Anionic heavy metal/metalloid	Pb	17.3	27.4	19.7	20.2	25.1	33.6	22.4	25.7	16.1	18.4	42.9	51.6
	Cr	12.0	26.6	ND	ND	ND	4.7	ND	ND	ND	ND	ND	ND
	As	9.0	10.8	11.4	5.4	4.9	12.5	6.6	6.2	11.4	12.1	8.6	8.4

Lab규모 기초실험

▣ 핵종 흡착실험



흡착제에 따른 코발트 등온흡착 실험결과 비교

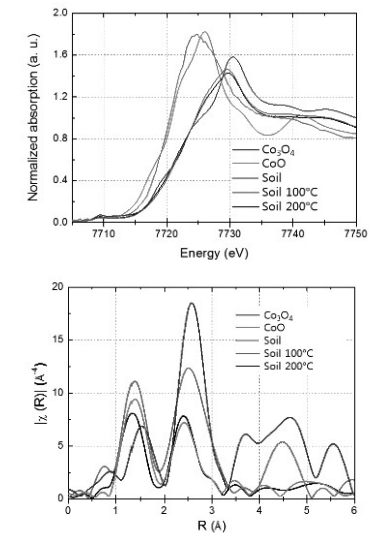


회분식 흡착실험 장치(교반기 및 후드시설)

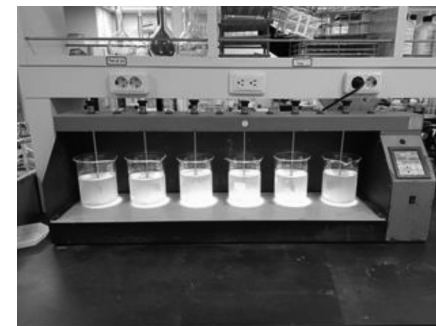
▣ 방사성 인공오염토양 제조 및 기초실험



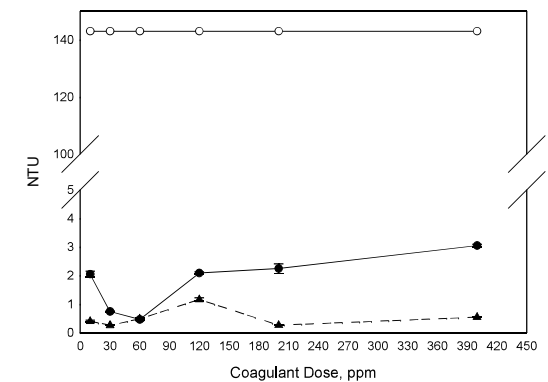
Cs-137, Sr-90, Co-60 표준핵종과 오염토양시료 토양 내 코발트 XAS분석



▣ 응집실험



Jar Test 및 침강을 이용한 분리법



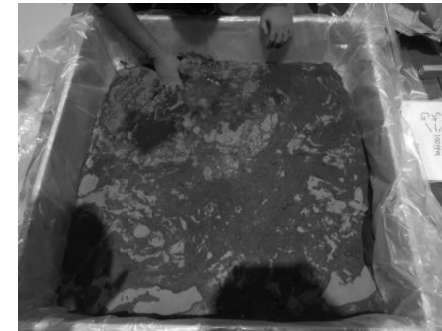
응집제 투입량에 따른 탁도변화

비방사성 모의시료 제조

미세토양 인공오염물질 스파이킹

0.19mm미만으로
체거름된 산림토양

Cs, Sr, Co 각 100mg/L 복합 Spiking

0.19mm미만으로
체거름된 밭토양

Cs 100mg/L 단일 Spiking



- Cesium : 흙의 구조사이에 강하게 결합되며, 입경이 작을수록 흡착이 잘되는 특성
- 토양시료 중 0.19mm 미만으로 체거름된 토양에 인공오염물질 스파이킹

탈수기 성능테스트

항목			고액비	슬러지	
				수분함량	고형물함량
울진 (산)	전	0.19 mm ↑	1:10		
	후	0.75 mm ↓		33.02%	66.98%
	전	0.075 mm ↑			
	후	0.19 mm ↓		30.70%	69.30%
	전	0.075 mm ↓			
	후	0.075 mm ↓		32.32%	67.68%
고리 (밭)	전	0.075 mm ↑	1:10		
	후	0.19 mm ↓		33.63%	66.37%
	전	0.075 mm ↓			
	후	0.075 mm ↓		33.39%	66.61%

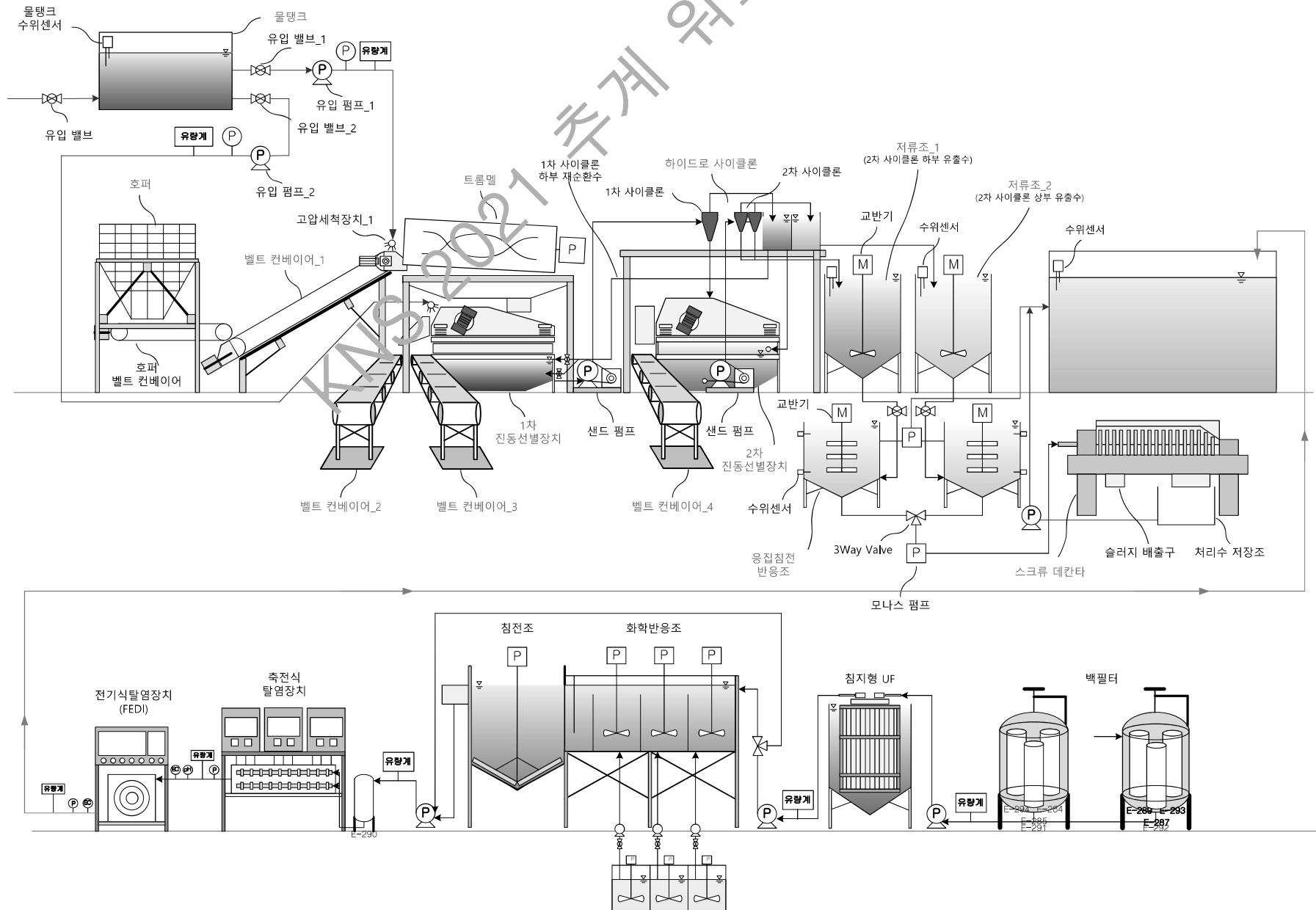
Screw decanter를 이용한 슬러지 수분함량 68.27%

항목			고액비	슬러지	
				수분함량	고형물함량
고리 (산)	전	0.075 mm ↑	1:5		
	후	0.25 mm ↓		26.48%	73.52%
	전	0.075 mm ↓	1:10		
	후	0.075 mm ↓		18.74%	81.26%
마사토	전	2 mm ↓	1:5		
	후	2 mm ↓		27.97%	72.03%
	전	2 mm ↓	1:10		
	후	2 mm ↓		3.26%	96.74%

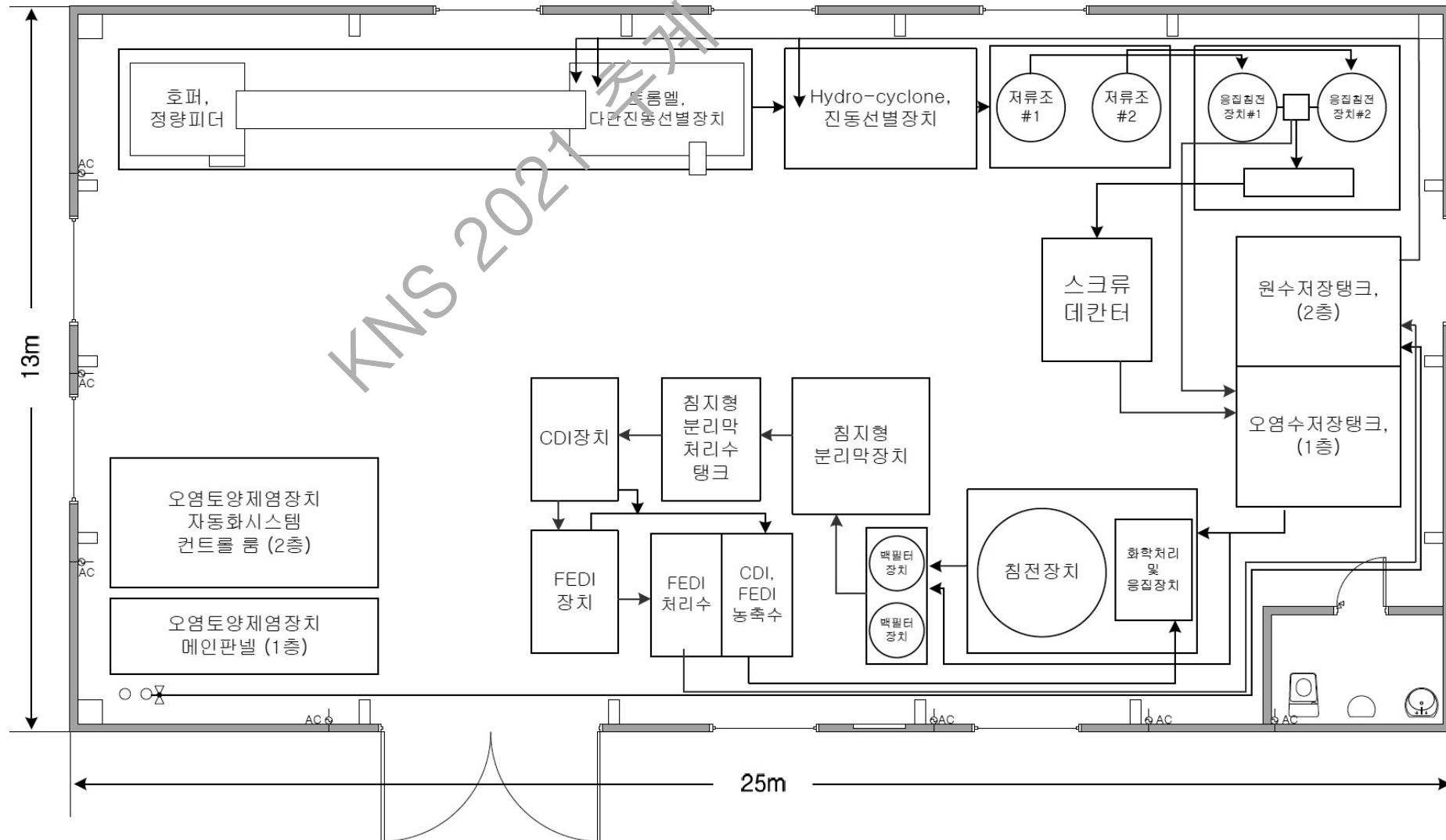
Filter press를 이용한 슬러지 수분함량

- 원심탈수기와 가압탈수기를 성능을 간이로 비교해 보았을 때, 원심탈수기에 비해 가압탈수기가 함수율이 약 9.7 %정도 탈수능이 높은 것으로 나타남.
- 고액비가 높을수록 탈수성능은 양호한 경향을 보임

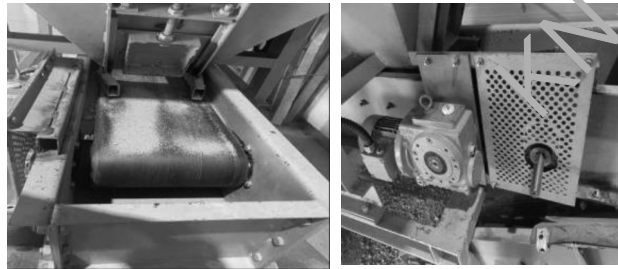
토양 제염 전체 공정도(최종)



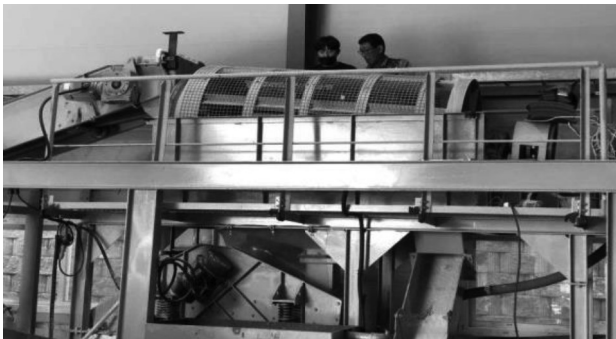
설비 배치도



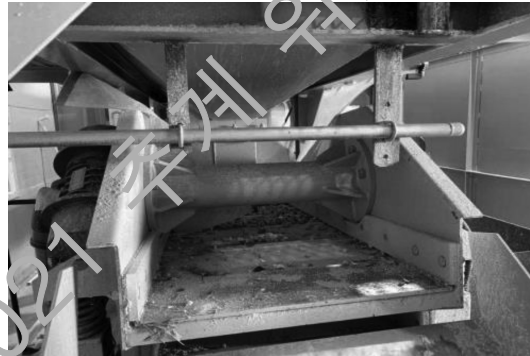
구성설비별 사진(토양세척 제염설비)



Hopper & Feeder



트롬멜



다단진동선별기



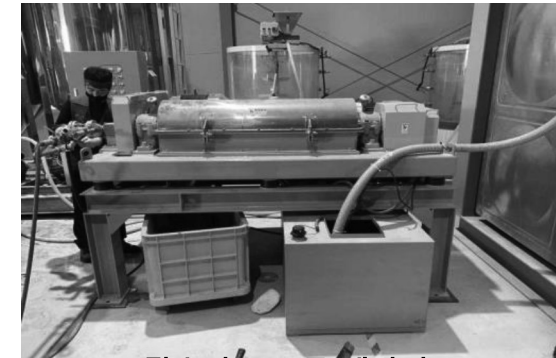
하이드로사이클론



1차&2차 저류조



응집조(1차 & 2차)



탈수기(스크류 데칸터)



오염수저장탱크

구성설비별 사진(수처리 설비 및 주제어실)



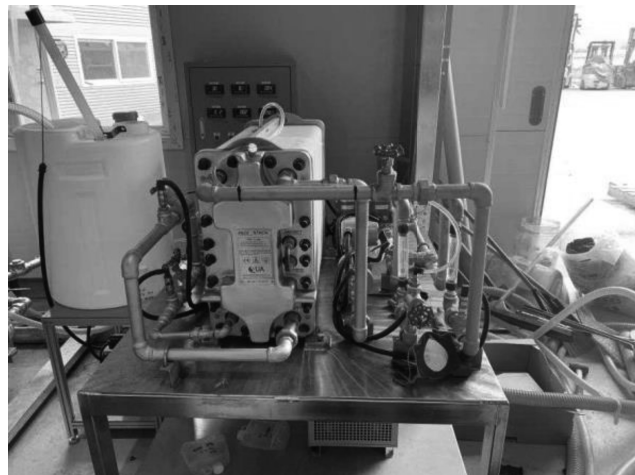
백필터



침지형분리막



축전식 탈염설비(CDI, Capacitive Deionization)

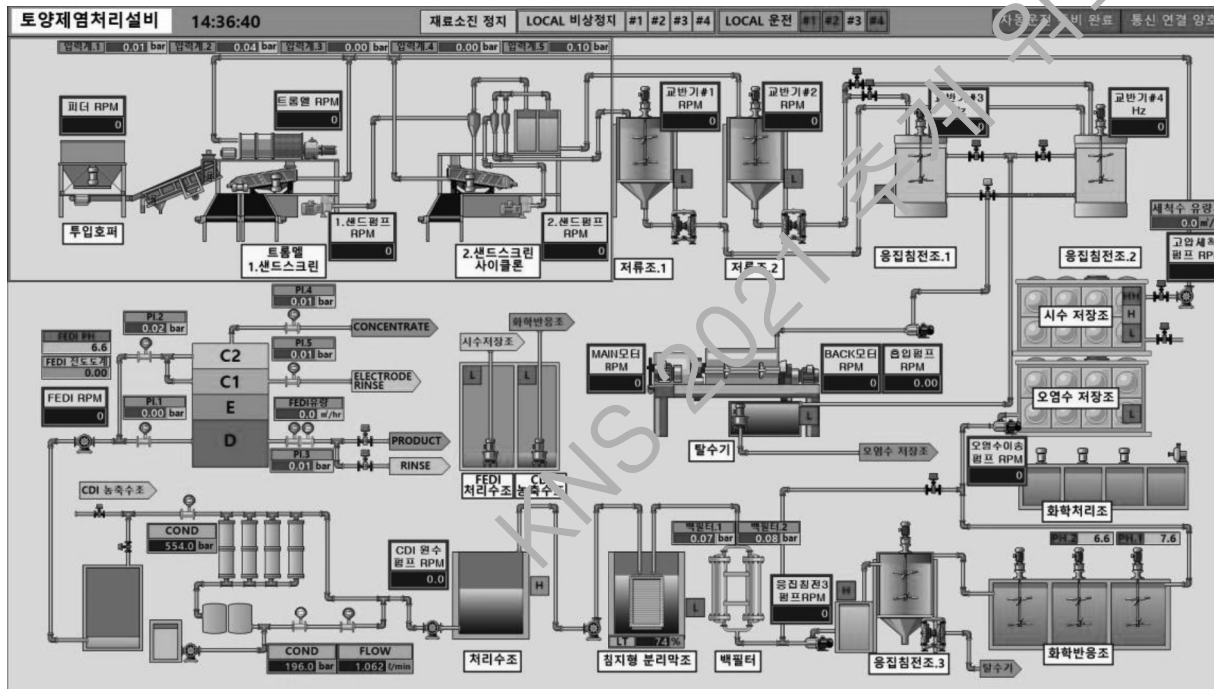


전기식 탈염설비(FEDI, Fractional Electric Deionization)

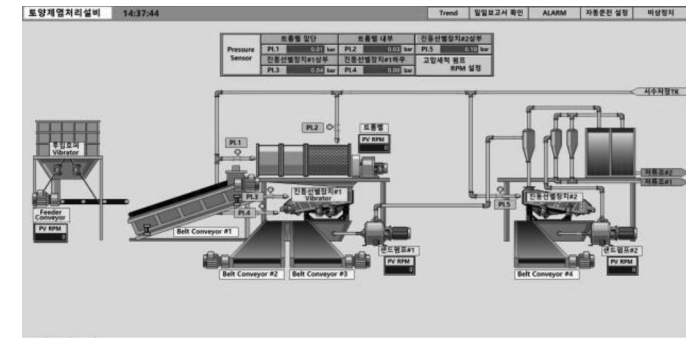


Control Room(내외부)

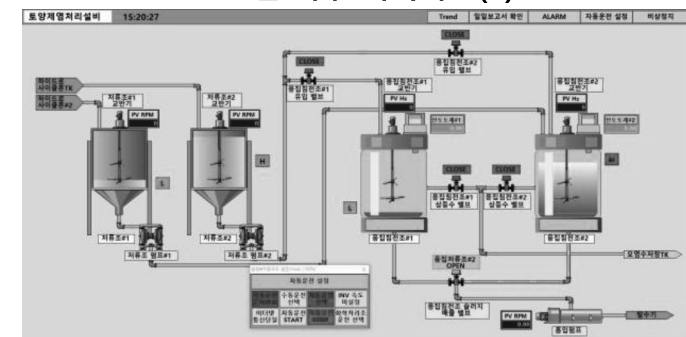
구성설비별 사진(통합제어반)



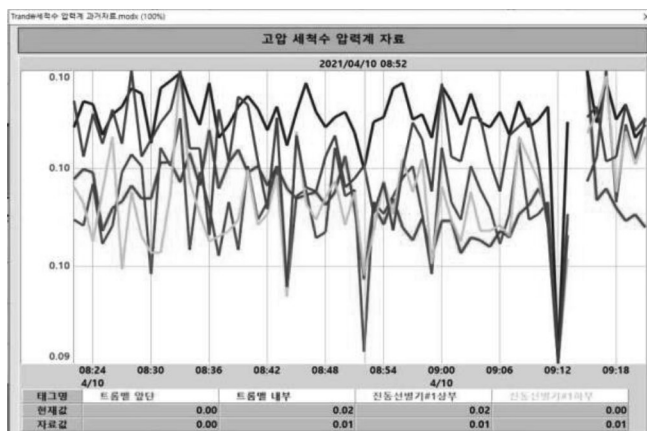
통합제어프로그램 Main 화면



Part별 세부 제어화면(1)



Part별 세부 제어화면(2)



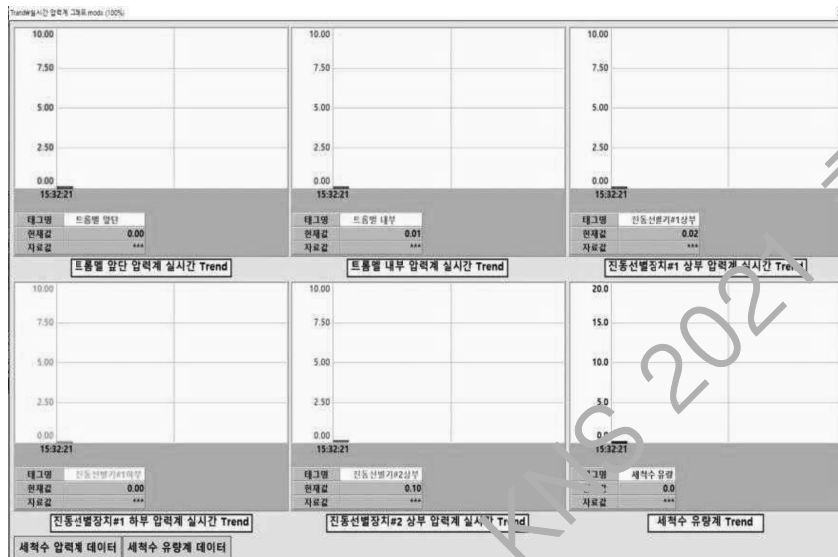
실제 시간대별 Data(세척수 압력 변화)

번호	구분	구분번호	구분시간	대응	해결 상황	구분 내용
001	001	001	2021-04-10 08:24	08:24:00	08:24:00	08:24:00
002	002	002	2021-04-10 08:25	08:25:00	08:25:00	08:25:00
003	003	003	2021-04-10 08:26	08:26:00	08:26:00	08:26:00
004	004	004	2021-04-10 08:27	08:27:00	08:27:00	08:27:00
005	005	005	2021-04-10 08:28	08:28:00	08:28:00	08:28:00
006	006	006	2021-04-10 08:29	08:29:00	08:29:00	08:29:00
007	007	007	2021-04-10 08:30	08:30:00	08:30:00	08:30:00
008	008	008	2021-04-10 08:31	08:31:00	08:31:00	08:31:00
009	009	009	2021-04-10 08:32	08:32:00	08:32:00	08:32:00
010	010	010	2021-04-10 08:33	08:33:00	08:33:00	08:33:00

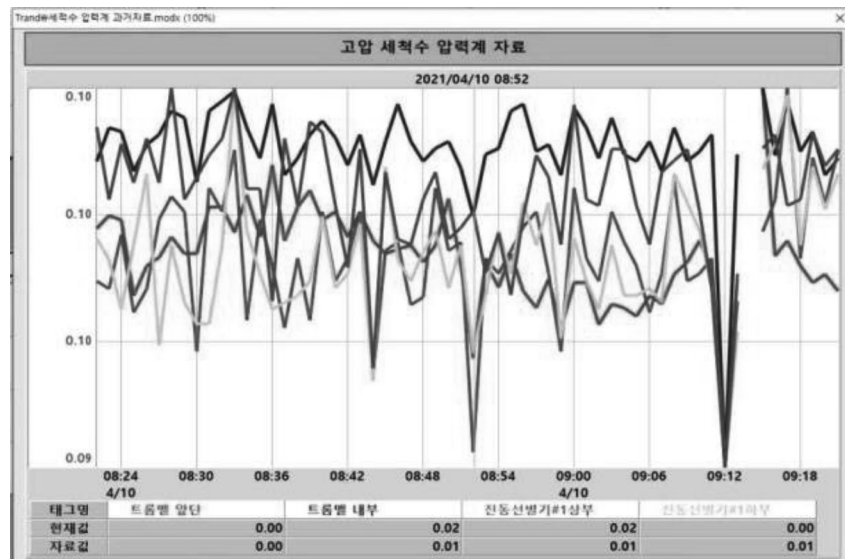
Alarm Histroy

전 공정
자동운전환경
구축

구성설비별 사진



세부 항목별 Data Trend 화면



실제 시간대별 Data(세척수 압력 변화)

[illegible]

일일 보고서(항목별 Data 자동저장)

ALARMed (100%)						
Alarm1 (경보 개수: 7)						
레벨	경보 날짜	경보 시간	태그	태그 설명	경보 내용	
002	2021-04-12	15:55:41	DL_0176	차량 도난 L5 - HR	NEW	상태 확인 시간-2021/04/12 15:56:44
000	2021-04-12	16:15:28	DL_0159	부채(현재)	NEW	상태 확인 시간-2021/04/12 16:15:42
000	2021-04-12	16:21:02	DL_0359	부채(현재)	NEW	상태 확인 시간-2021/04/12 16:21:14
001	2021-04-14	15:47:17	DL_0191	문리락조 L	NEW	상태 확인 시간-2021/04/15 17:06:59
002	2021-04-14	17:27:49	DL_0183	시수차량TK L5 - HR	NEW	상태 확인 시간-2021/04/15 17:29:01
002	2021-04-15	15:50:14	DL_0182	시수차량TK L5 - HR	NEW	상태 확인 시간-2021/04/15 17:07:03
001	2021-09-26	17:48:07	DL_0191	문리락조 L	NEW	상태

Alarm Histroy

토양세척/제염설비 동영상



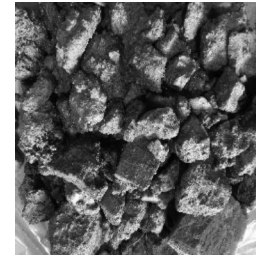
토양세척/제염설비 운전 동영상(3:23)



토양세척/제염설비 및 분급토양



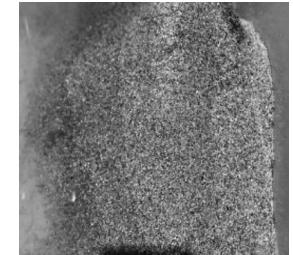
토양세척/제염설비 전경



10mm ↑



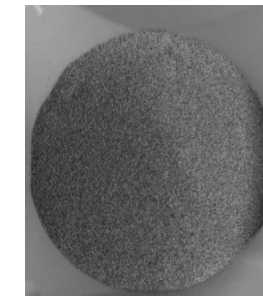
5~10mm



2~5mm



0.2~2mm



0.038~0.2mm



0.038mm ↓

입자 크기별 분급된 토양 사진

개발 결과 요약 및 원전해체작업시 고려사항

토양제염/분류공정

- 트롬멜, 다단식 진동스크린, 1차 및 2차 하이드로사이클론을 거치면서 입경별 분획효율 95% 이상 확인
- 인공오염토양을 제조하는 공정을 확립
- 인공오염토양을 이용한 토양세척 및 분획, 세척수 응집·침전조 및 스크류데칸터 원심분리를 이용한 탈수 및 건조까지의 일련의 과정을 연속적으로 구현 → 자동화 공정 구축
- 탈수설비(스크류데칸터) 도입을 통해 0.2mm~0.075이상mm 0.075mm미만의 현탁액을 포함한 미세토 슬러지화

오염수 처리공정

- 상등수 및 탈수여액은 “필터 → 침지형 분리막 → 축전식 탈염설비 → 전기식 탈염설비”로 구성된 오염수 처리공정에서 입자성 및 이온성 불순물을 제거한 후 공정수로 재이용
- 방사성 오염토양 실험을 통해 개발된 오염수 처리공정 배출수에는 방사능 미검출 확인

토양 채취 및 처리공정 선정측면 유의점

- 오염 토양 중 0.075mm 미만의 미세토양에 대부분의 방사성물질 분포
- 2mm이상 토양은 물리적 방법으로도 효과적 제염 가능
- 공정수 중의 방사성물질은 기존 상용 수처리기술의 조합으로 대부분 제거 가능
- 2차 폐기물 발생 최소화 및 자동화 가능 기술
- 방사성물질은 표층토양에 대부분 존재
- 미세토양의 제염공정 적용에 대한 기술적/경제적 검토 필요 (“제염 vs 폐기”)
- 해체작업시의 토양채취 깊이
- 동일 기능의 2차 폐기물 최소화 공정 선정

KNS 2021 추계 워크숍

감사합니다

삼중수소 오염수 처리기술 개발 현황

....

2021년 10월 20일 (수)

해체기술연구부

박찬우, 신영호, 윤인호

CONTENTS

01 삼중수소 특성 및 현황

02 국내외 삼중수소 분리기술 현황

03 삼중수소 오염수 처리기술 현안 및 개발현황

04 결론

KNS 2021 추계 워크숍

1 삼중수소 특성 및 현안

삼중수소 특성

- 삼중수소는 수소의 동위원소로, 방사성 물질
- 삼중수소: 반감기 12.3년
- 자연상에는 99% 이상 물 분자 형태로 존재 (H-O-T, HTO)
- 수소동위원소체 형태
 - 기체: H_2 , HD, HT, D_2 , DT, T_2
 - 액체: H_2O , HDO, HTO, D_2O , DTO, T_2O
- 동위원소의 질량차이로 인해, 일반 수소와 달리 미세한 물리화학적 특성 차이가 있음



삼중수소 배출현황

• 경수로

- 삼중수소 발생: PWR: $^{10}\text{B} + \text{n} \rightarrow ^{11}\text{B} \rightarrow ^3\text{H} + ^4\text{He}$
- 삼중수소를 제거하는 별도설비가 없음
- 원자력안전위원회 고시 제 2014-34호 제6조 "배출관리기준"에 따라 적법하게 해양배출
- 배출 규제치 : 40,000 Bq/L

• 중수로

- 삼중수소 발생: PHWR: $\text{D} + \text{n} \rightarrow ^3\text{H}$
- 감속재 및 냉각재 내 삼중수소 제거를 위한 TRF (Tritium Removal Facility) 설비 운영
- 계통 내 삼중수소 농도를 낮추어 작업자 피폭/환경방출량 저감

• 삼중수소 배출 제한치

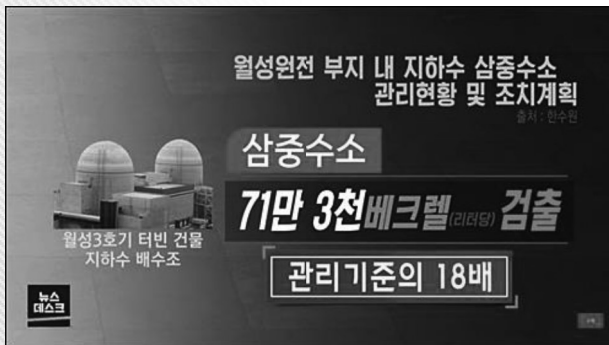
Liquid (HT)	Vapor (HTO)	Gas (HT)
$4 \times 10^7 \text{ Bq/m}^3$ (40,000 Bq/L)	$3 \times 10^3 \text{ Bq/m}^3$	$4 \times 10^7 \text{ Bq/m}^3$
0.11 ppt	$8.25 \times 10^{-6} \text{ ppt}$	0.11 ppt

국내 삼중수소수 현안

• 삼중수소 우려 (기장 해수담수화 설비)



• 삼중수소 유출 (월성 원자력 발전소)



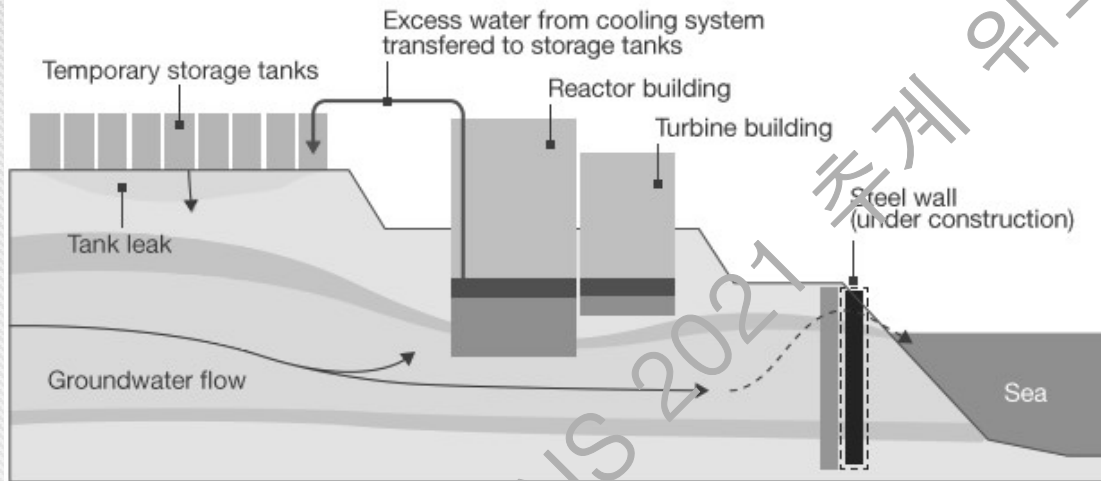
월성원전 방사능 누출 보도와 반론

MBC 보도	전문가 반론
"월성원전 부지 내 지하수 10여곳에서 방사능 물질인 삼중수소 검출"	"삼중수소는 자연계에 존재, 일상에서도 검출"
"최대 71만3000베크렐, 관리 기준 (4만 베크렐/L) 의 18배"	"4만 베크렐/L은 '원전 내 측정 기준' 아닌 '배출 허용 기준'인데 잘못 적용"
"훨씬 더 많은 방사능이 통제를 벗어나 방출" (시민단체)	"지역 주민 1년간 피폭량은 열치 1g, 바나나 6개 섭취량, 흉부 엑스레이 1회 촬영의 100분의 1 정도 수준"
	"기준 초과 배출 사례 없음" (한수원)

• 민간조사단 조사중

후쿠시마 삼중수소수 현안

Groundwater contamination at Fukushima



Source: Reuters



- Severe incidents : Fukushima accident ($1 \sim 5 \times 10^6$ Bq/L, 1.4 ppt), 280 ~ 400 t / day

저장량	1.26 백만 m ³ (2021.07)
저장용량	1.37 백만 m ³
년 발생량	50,000-60,000 m ³ /year
삼중수소 총량	860 TBq *참고: 월성본부 배출량, 100 TBq/y, 2018
평균농도	0. 62 MBq/L ($\sim 6.2 \times 10^5$ Bq/L)
일본 배출기준	60,000 Bq/L (액체) *평균농도의 약 1/10

[1] Tritiated water portal site, TEPCO 2021 July

[2] New Definition of ALPS Treated Water and the Amount of Tritium in Water being stored in Tanks, TEPCO, 2021 April 27

해외 삼중수소수 현안

■ 지하수 및 환경의 삼중수소 오염 원인

- 지하배관 (35%), 핵연료저장수조 (24%), 탱크 (12%) 등에서의 누수에 의해 오염수 발생
 - 미국 가동원전 57%, 정지 원전 50% 에서 기준치 이상의 지하수 삼중수소 오염 발생 (>740 Bq/L)
 - 캐나다 Pickering 원자력발전소 지하수 관정 H-3 관측 사례
: 1979년: 2.2×10^7 Bq/L, 1997년: 7×10^6 Bq/L, 2000년: 1×10^7 Bq/L
- 지하수 음용수 기준 적용
 - 미국 (740 Bq/L), 캐나다 (7000 Bq/L), WHO (10,000 Bq/L)
 - 국내 음 지하수 H-3 기준: 6 Bq/L
- 미국 NPP 지하수 오염 사례 및 농도 범위

Maximum H-3 concentration (Bq/L)	Number of cases
740~40,000	24
40,000~100,000	5
100,000~1,000,000	11
1,000,000~200,000,000	1

*US NRC, 2017

• 삼중수소 누출 발생 원인



• 비계획적 방출에 의한 해외 원전 부지 지하수 오염 및 감시 강화

- 비계획적 방출에서 삼중수소가 검출, 일부 소수의 원전을 제외하고는 오염된 지하수가 외부로 이동되지 않아 방사성 위해도는 매우 낮은것으로 보고됨
- 오염된 지하수가 부지 외부로 이동된 Braidwood 원전의 경우에도 주민의 방사성 위해는 규제치 이하로 평가
- 지하수 감시는 원전 설비의 건전성 유지 확인 측면에서 중요, 삼중수소수 대응기술 대비 필요

KNS 2021 추계 워크숍

2

국내외 삼중수소 분리기술 현황

수소동위원소와 조성에 따른 특성

- 수소동위원소: 다른 원소들과 H, D, T 동위원소들은 상대적으로 큰 질량차이로 인해 동위원소와 화합물물의 특성에 미미한 차이를 갖음

수용액 내 수소 동위원소

Property	H ₂ O	D ₂ O	T ₂ O
Melting point / K	273.15	276.97	277.64
Boiling point / K	373.15	374.5	374.636
Temperature of maximum density / K	277	284.2	286.55
Maximum density / g cm ⁻³	0.99995	1.1053	1.205 (298.15K)

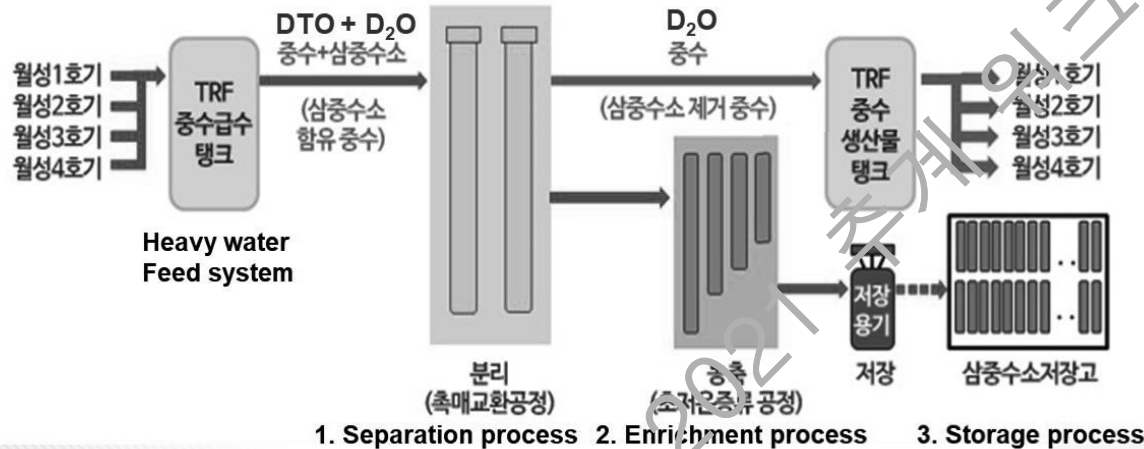
기체 내 수소 동위원소

	H ₂	HD	HT	D ₂	DT	T ₂
Molecular weight	2.016	3.022	4.025	4.029	5.032	6.034
Boiling point (K)	20.49	22.14	22.92	23.67	24.38	25.04

삼중수소 분리 방법 및 원리

Separation Technology	Mechanism	Equation
Water electrolysis (WE)	Dissociation selectivity	$2\text{HTO(l)} \rightarrow 2\text{HT(g)} + \text{O}_2\text{(g)}$
Laser isotope separation (LIS)	Dissociation selectivity	$\text{CTF}_3\text{(g)} \rightarrow \text{CF}_2\text{(g)} + \text{TF(g)}$
Water distillation (WD)	Vapor pressure	$\text{HTO(v)} + \text{H}_2\text{O(l)} \rightarrow \text{H}_2\text{O(v)} + \text{HTO(l)}$
Cryogenic Distillation (CD)	Vapor pressure	$\text{HT(v)} + \text{H}_2\text{(l)} \rightarrow \text{H}_2\text{(v)} + \text{HT(l)}$
Girdler-Sulfide (GS)	Chemical exchange	$\text{HDS(g)} + \text{H}_2\text{O(l)} \rightarrow \text{H}_2\text{S(g)} + \text{HTO(l)}$
Catalytic Exchange - Liquid phase, LPCE - Vapor phase, VPCE	Chemical exchange	$\text{HT(g)} + \text{H}_2\text{O(l)} \rightarrow \text{H}_2\text{(g)} + \text{HTO(l)}$ $\text{HTO(v)} + \text{H}_2\text{O(l)} \rightarrow \text{H}_2\text{O(v)} + \text{HTO(l)}$
Bithermal hydrogen-water	Chemical exchange	$\text{HT(v)} + \text{H}_2\text{O(l)} \rightarrow \text{H}_2\text{(v)} + \text{HTO(l)}$
Bithermal hydrogen-ammonia	Chemical exchange	$\text{H}_2\text{O(l)} + \text{NH}_2\text{T(g)} \rightarrow \text{HTO} + \text{NH}_3$
Combined electrolysis and catalytic exchange (CECE)	Electrolysis + Chemical exchange	$2\text{HTO(l)} \rightarrow 2\text{HT(g)} + \text{O}_2\text{(g)}$ $\text{HT(g)} + \text{H}_2\text{O(l)} \rightarrow \text{H}_2\text{(g)} + \text{HTO(l)}$
LPCE + CD	Chemical exchange + Vapor pressure	$\text{H}_2\text{(g)} + \text{HTO(l)} \rightarrow \text{HT(g)} + \text{H}_2\text{O(l)}$ $\text{HT(v)} + \text{H}_2\text{(l)} \rightarrow \text{H}_2\text{(v)} + \text{HT(l)}$

국내 월성 삼중수소 제거설비 (WTF)



처리용량	0.1 ton/시간
중수 내 삼중수소 제거율	97% (DF 35)
추출된 삼중수소 기체 순도	>99%
설계수명	40 년
건설	2003.01.17
가동	2007.06.30



40 m x 30 m x 25 m

1. 분리 공정 (liquid phase catalytic exchange, LPCE)

- DTO reacts with T-free D_2 gas under the catalyst and D_2O returns to the reactors ($DTO + D_2 = D_2O + DT$)
- 급수중 삼중수소 97% 제거 (DF=35)

2. 농축 공정 (Cryogenic Distillation, CD)

- Hydrogen mixture gas (HD , H_2 , D_2 , DT) is separated by cryogenic distillation method
- DT is separated into D_2 and T_2 by the equilibrator, and T_2 is concentrated to 99%

3. 저장 공정 (Storage process)

- High purity T_2 gas(99%) is stored at the form of Metal Hydride ($TiTi$)

일본의 삼중수소수 처리계획 검토 동향

[배경]

- 부지 내 오염수 저장탱크 포화 예정 (2022)
- 후쿠시마 발전소의 해체활동의 일부로, 해체 완료와 함께 오염수 처리 완료 (2041-2051)

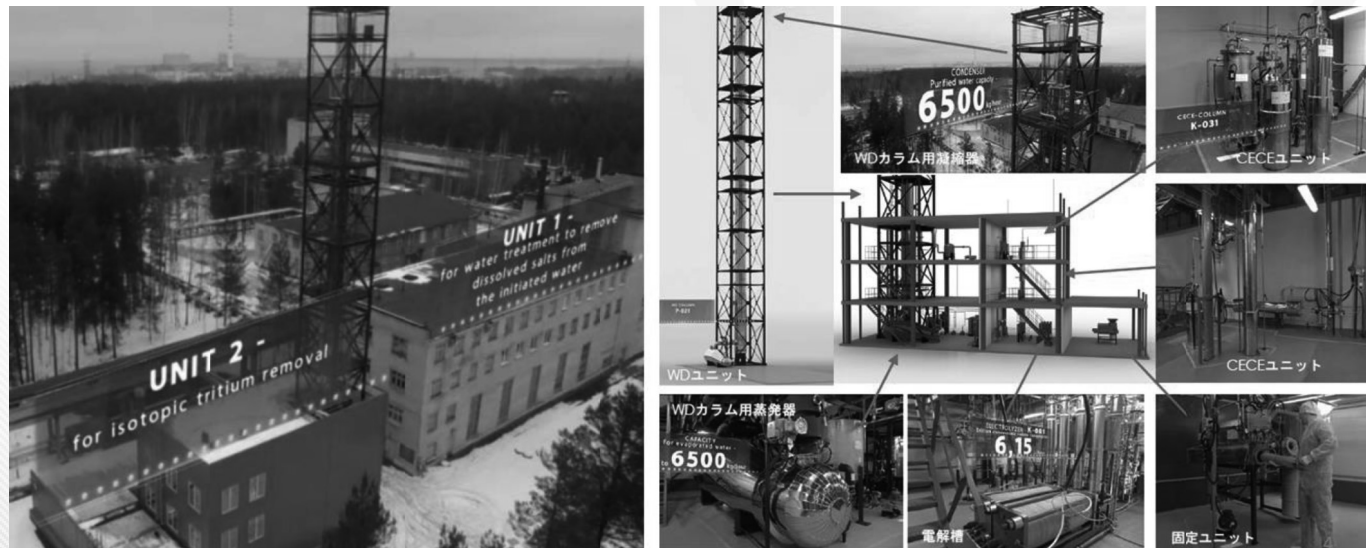
기간	활동명	주요 내용	성능 요건	
			제거율	처리용량
2013 -2016	삼중수소수 TF (Tritiated water task force)	- 배출·처분 계획 기술/비용 평가 • 해양배출, 증기배출, 수소배출 • 심지층주입, 지중고화 (불포화대 및 포화대)	99% (1/100)	400 m ³ /일
2014 -2016	삼중수소 제거기술 검증 시범사업 (Demonstration project for verification tests of tritium separation technology)	- 삼중수소 정화기술 성능/비용분석 (상 용규모/파일럿 규모) • Kurion (미), RosRAO(러), Sasakura (일)	99% (1/100)	400 m ³ /일
2016 -2020	ALPS 처리수 소위원회 (The subcommittee on handling of the ALPS treated Water)	- 삼중수소수 처리계획 (해양배출/증기배출)의 사회적·기술적 평가 - <u>IAEA의 검토 활동 병행</u>	99% (1/100)	400 m ³ /일
2021-	삼중수소수 처리기술 공모	-삼중수소 처리기술 공모	99.9% (1/1000)	50-500 m ³ /일

삼중수소 제거기술 검증 시범사업 (2014 - 2016)

- 후쿠시마 오염수 처리를위한 삼중수소 분리기술 성능 및 비용 평가 (99%제거, 400m³/일)

기업	국가	기술	실증규모
Kurion	미국	전기분해/화학교환 (CECE)	파일럿
RosRAO	러시아	증류 (WD) + 전기분해/화학교환 (CECE)	상용규모
Sasakura	일본	증류-흡착 (WD)	세미파일럿

- (RosRAO) 증류기술로 하루 480톤의 후쿠시마 오염수를 99% 정화하고, 농축수 내 삼중수소를 전기분해-화학교환(CECE) 기술로 고도분리하는 융합공정을 상용규모로 검증
- 일본측 평가단은 분리성능 및 처리비용 평가 결과에 대한 신뢰성 향상 필요 판단

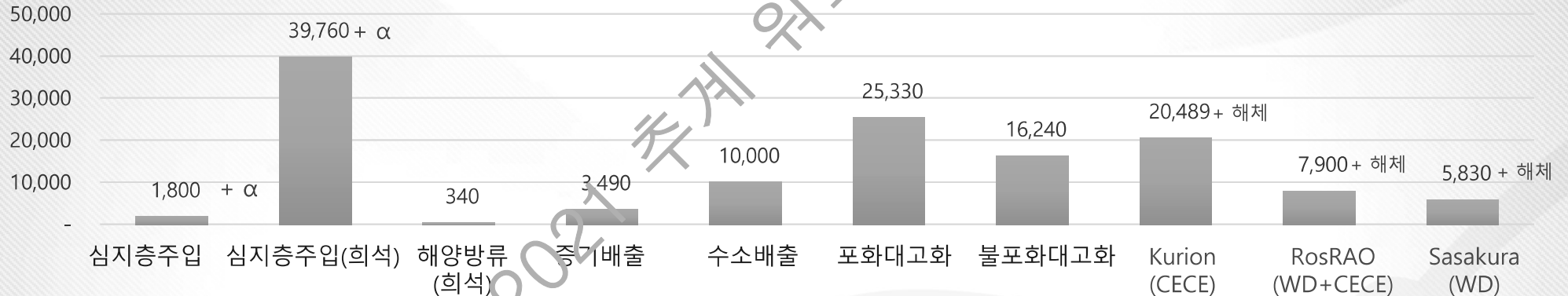


RosRAO(러)의 후쿠시마 오염수 처리 상용규모 실증

일본의 삼중수소 처리계획 비교분석

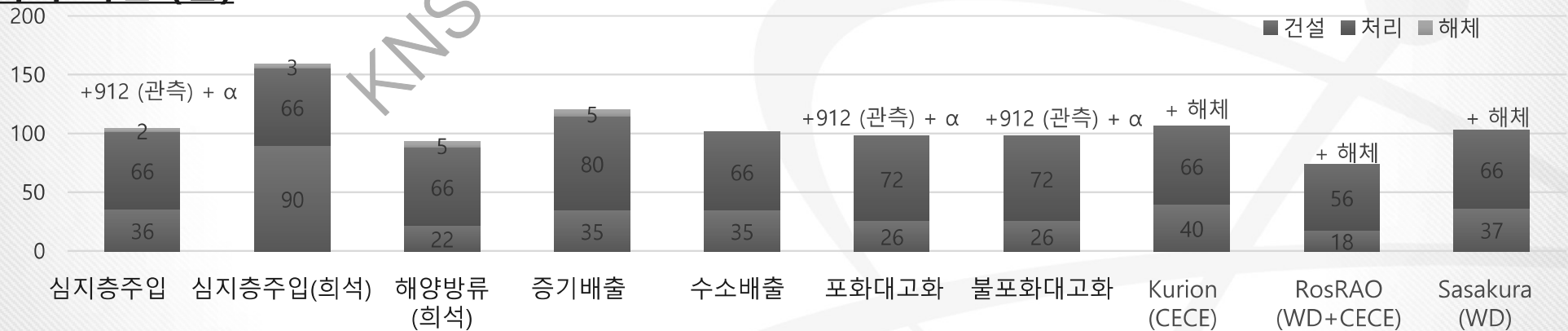
건설 및 처리 비용 (억 원)

※ 일본 공개데이터 자체분석 자료

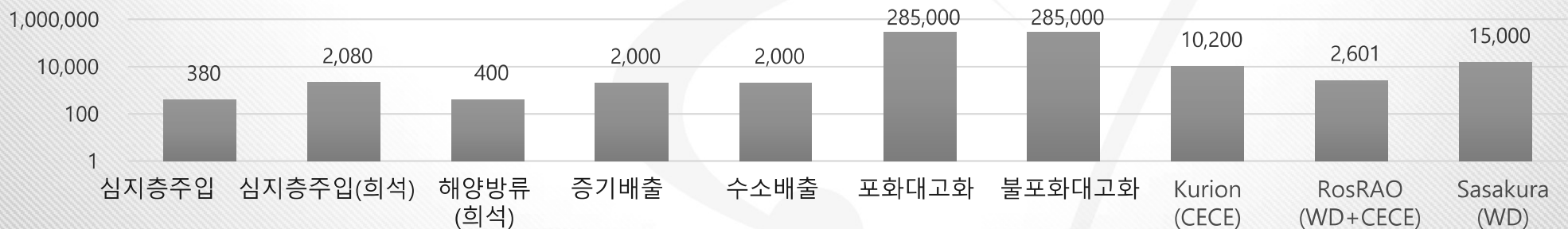


처리 기간 (달)

■ 건설 ■ 처리 ■ 해체



처리 시설 규모 (m²)



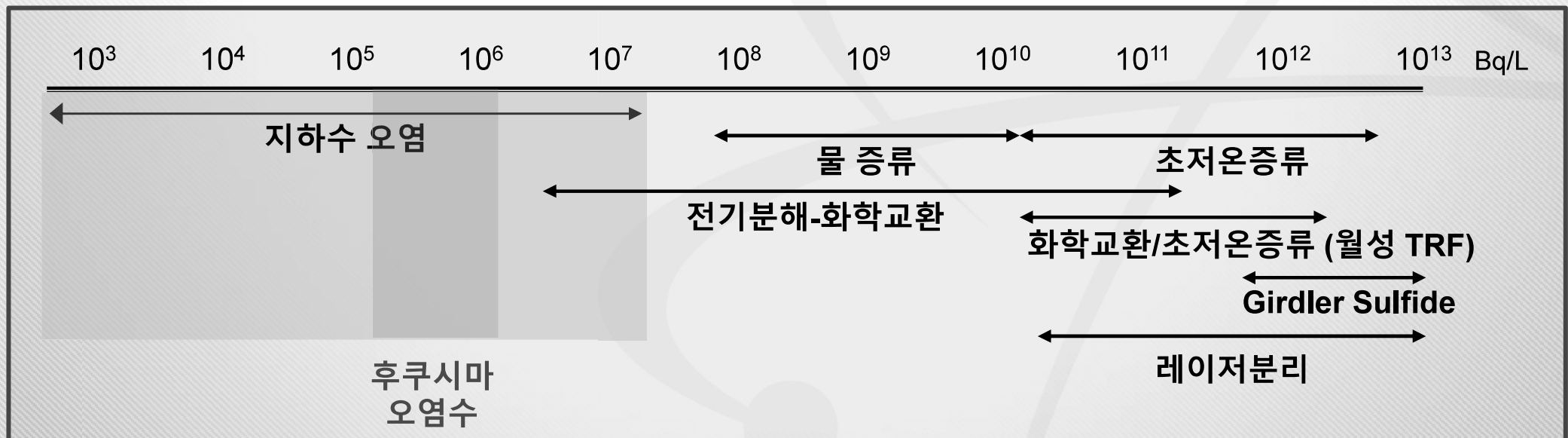
KNS 2021 추계 워크숍

3

삼중수소 오염수 처리기술 현안 및 개발현황

저농도 및 대용량 삼중수소 오염수 처리 한계


- 삼중수소 분리기술은 고농도의 폐중수 내 삼중수소 제거를 위해 개발됨
 - 저농도 삼중수소 분리성능 검증연구 대비, 저농도에서 분리성능 저하
 - 대용량 처리를 위한 실용적인 공정 개발 필요
 - 모든 단위기술은 요구성능(분리효율, 용량)을 만족하도록 조합하여 공정 설계 필요
 - 설계공정은 처리비용 및 처리시설의 규모 등을 고려하여 실용성을 갖춰야 함.
- 저농도/대용량 삼중수소수를 경제적으로 고효율로 분리하는 실용적인 기술 국제적 미 확보
- 고가의 처리비용을 줄이기 위한 신소재 및 복합공정 개발 필요



삼중수소 물질상에 따른 분리기술 특징


분리	액상처리	액상/기상 복합	기상처리
분리기술 예시	<ul style="list-style-type: none">액상 흡착분리전기분해	<ul style="list-style-type: none">기/액 촉매교환 (LPCE/CD, VPCE/CD)전기분해/촉매교환 (CECE)물 증류 (WD)물증류/레이저	<ul style="list-style-type: none">H₂/HT 흡착분리 (양자체)기상 레이저분리
단위효율	보통	보통	높음
장치규모	매우 큼 (요구제거율에 따라 변화)	큼 (요구 제거율에 따라 변화)	매우 큼 (처리속도 따라 장치규모 변동)
후쿠시마 오염수 처리량 요구조건 (500 톤/일)	20.8 m ³ /시간	20.8 ~ 200 m ³ /시간	~25,912 m ³ /시간

액체부피




2.8 m

액체/기체 부피



3 - 6 m

기체부피



30 m

삼중수소 분리 기술

구분	분리기술	분리원리	분리계수	운전온도
단위 기술	전기분해 (WE)	물분자의 분해 선택도	10~15	25~80°C
	레이저분리 (LIS)	분자 분해 선택도	$10^3 \sim 10^4$	-78~60°C
	물 증류 (WD)	HTO/H ₂ O 증기압 차	1.059	50°C
	초저온 증류 (CD)	HT/H ₂ 증기압 차	1.8	-250°C
	Girdler-Sulfide (GS)	평형상태	3.59	30°C/130°C
	화학교환 - Liquid phase, LPCE - Vapor phase, VPCE	평형상태	4.5	60°C
	Bithermal hydrogen-water	평형상태	5.2	50°C/170°C
	Bithermal hydrogen-ammonia	평형상태	16.1	-30°C/40°C
융합 공정	Combined electrolysis and catalytic exchange (CECE)	전기분해 + 화학교환	공정 제염계수 : 50,000	
	액상화학교환/초저온 증류 (월성 TRF)	화학교환 + HT/H₂ 증기압 차	공정 제염계수 : 35	60°C/-250°C

→ 단위 분리기술들이 융합된 공정이 활용됨

삼중수소수 처리기술 개발 계획-KAERI

저농도 삼중수소수

- 높은 H-3 선택도
- 높은 H-3 분리효율

대용량 삼중수소수

- 높은 시간당 처리성능
- 높은 경제성

고효율, 고성능, 저비용 수소동위원소 분리기술

파급효과: 환경 오염수 정화 적용 및 경수로/중수로 오염수 처리 응용 가능
개발방향

1) 기존 기술의 효율개선 및
공정 경제성 향상

2) 수소동위원소 거동 규명 및
고효율 분리 신기술 개발

해외 연구사례

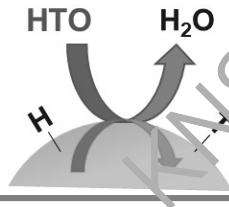
- Clemson, EPRI (Hanford ETF: 11,000 B/L, BNL groundwater: 74,000 Bq/L) 2002
- PNNL 2015, ORNL 2017
- 일본 pilot test(CECE, CECE-WD, WD)

삼중수소 오염수 처리기술 현황-KAERI

• 개발기술

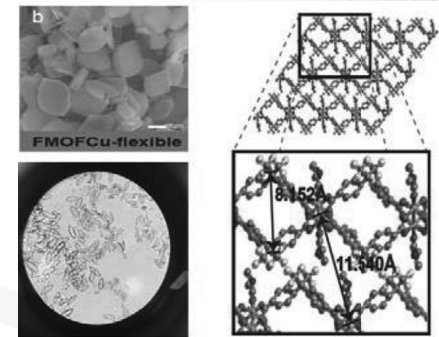
1. 수소동위원소 교환

- 삼중수소 분리용 화합물 발굴을 위한 이론연구
: H/T 화합물의 Zero-point energy(ZPE) 차이 계산연구
- 삼중수소 교환 및 포획용 유무기소재 개발
: 물-화합물 간 삼중수소 분배 특성분석 및 소재개발



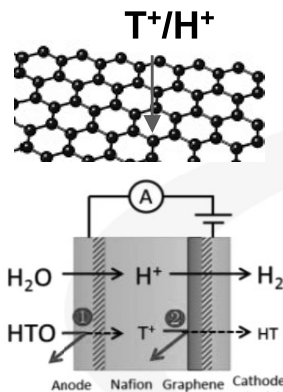
2. H₂/HT 저온분리 (경남국립대 공동연구)

- H₂/HT 저온분리기술 개발
: 기존 액체 헬륨(20 K) 보다 100배 저렴한 액체 질소(77 K) 냉매의 활용 가능한 분리기술
- 다공성 분리매질 개발
: 유기-금속 프레임기반 H₂/HT 분리가능성 평가 (위탁연구)



3. 수전해 및 삼중수소 이온 분리막

- 수소 이온 분리막 개발
수소동위원소 이온투과성 연구 및 삼중수소 이온 분리 신물질 발굴
ex) 2차원 단일박막, 고분자분리막 등
- 삼중수소 분리용 수전해 장치
수소이온 분리막과의 융합을 통한 수전해 기반 삼중수소 분리 성능 향상 연구

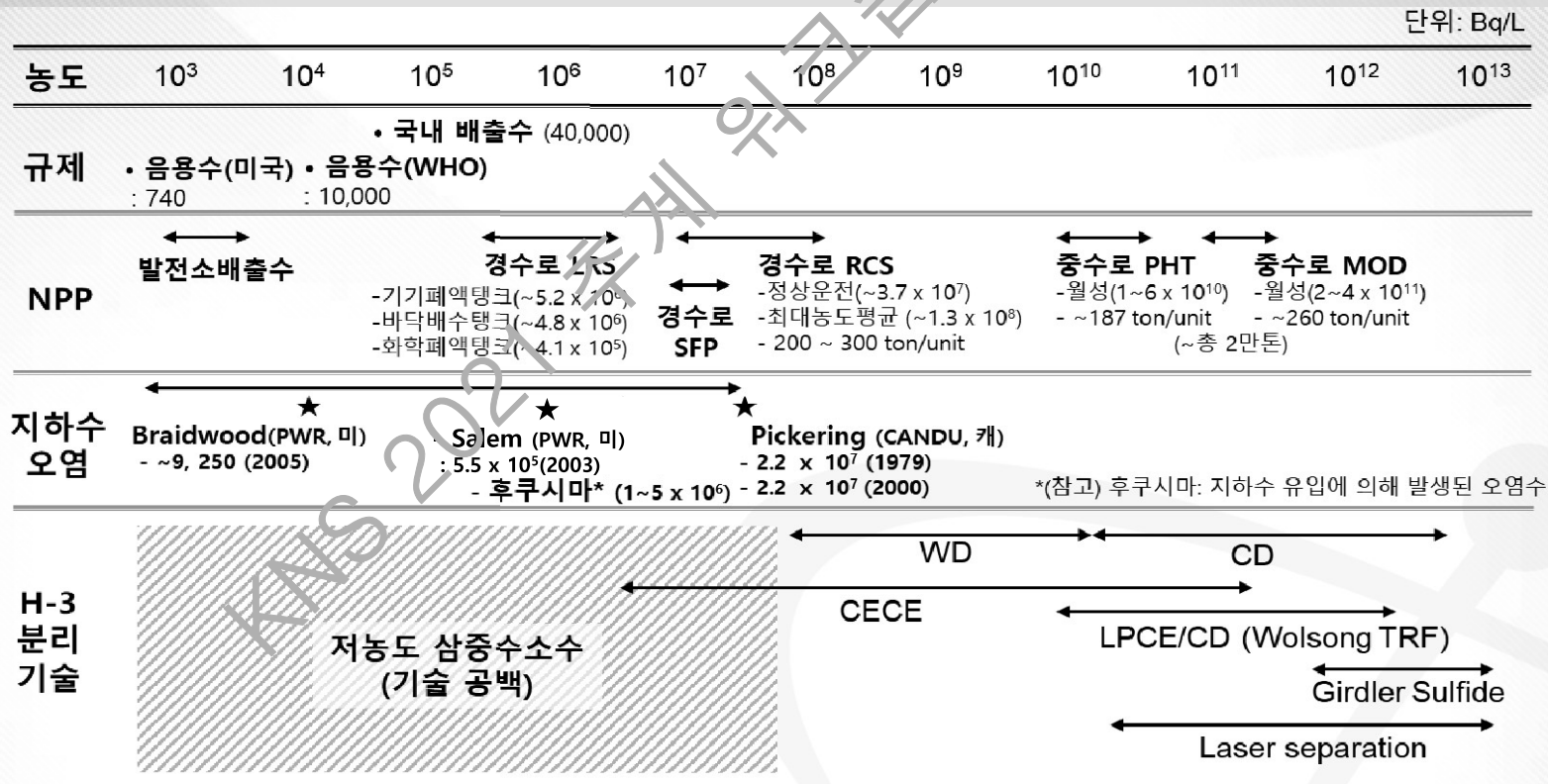


4. 물/증기 분리막 (H₂O/HTO)

- 물/증기 분리막 개발
물질에서 흡착/확산/탈착 동위원소 효과 분석
증기분리 및 pervaporation 멤브레인 개발



기대효과 및 활용방안



KNS 2021 추계 워크숍

4 결론

결론

- 삼중수소는 베타선을 방출하는 수소 동위원소로 자연적으로 극미량 생성되고 원자력 발전에서 기체/액체 형태로 발생
- 미국 가동 및 중지 원전에서는 시설 및 재료 노후화로 인해 부지 내 삼중수소 검출
- CANDU 내 방사화 중수 정화를 위해, 1)물 증류, 2)촉매교환 3)전기분해, 4)초저온 증류 등의 공정이 개발 되어 활용 중
- 후쿠시마 오염수 처리를 위해 1)물 증류 2)촉매교환 3) 전기분해 등의 방안이 검토 되었으나 낮은 경제성, Scale-up 및 기술검증이 가장 큰 걸림돌
- 향후 삼중수소 오염수 처리를 위해서는 고효율, 고성능, 저비용 기술이 필요하며 이를 극복하기 위해 삼중수소 분리 신소재 및 융합공정 개발 연구 진행중
- 단일기술 또는 단일상으로는 삼중수소 오염수 분리가 어렵기 때문에 기체 및 액상을 혼용하는 복합기술 개발 필요
- 향후 원전해체에 중수로 및 경수로 삼중수소 오염수 처리기술로 활용 및 운영 중 원전의 대응기술, 후쿠시마의 대안기술로 활용 가능

KNS 2021 추계 워크숍

감사합니다.

윤인호
(ihyoon@kaeri.re.kr)