

# 고리1호기 주기기 재료 활용연구 Workshop

2016. 10. 26. (수)

경주 화백컨벤션센터 (HICO)

주최 : 한국원자력학회

핵연료 및 원자력재료 연구부회



(E) 고리1호기 주기기 재료 활용연구

- 일시 및 장소 : 2016년 10월 26일 (수) 13:30~18:00,  
경주화백컨벤션센터(HICO), 2층 206호
- 주최 : 한국원자력학회 핵연료 및 원자력재료 연구부회

| 일정            | 내 용                                   |
|---------------|---------------------------------------|
| 13:30 - 14:00 | == 등록 ==                              |
| 14:00 - 14:10 | 핵연료 및 원자력재료 연구부회장 인사, 김홍표(KAERI)      |
|               | 좌장: 김동진(KAERI)                        |
| 14:10 - 14:40 | 고리1호기 주기기 재료 활용연구 기획방안, 정한섭(KHNP,CRI) |
| 14:40 - 15:10 | 원자로 압력용기 분야, 이봉상 (KAERI)              |
| 15:10 - 15:40 | 원자로내부구조물 분야, 황성식 (KAERI)              |
| 15:40 - 16:10 | Alloy 600, 690 PWSCC분야, 김성우 (KAERI)   |
| 16:10 - 16:30 | == 휴식 ==                              |
|               | 좌장: 박상규(KHNP)                         |
| 16:30 - 17:00 | 증기발생기 전열관 및 배관감육 분야, 김동진 (KAERI)      |
| 17:00 - 17:30 | 1차측 기기 열취화 분야, 장윤석(경희대)               |
| 17:30 - 18:00 | 매설배관 분야, 박상규 (KHNP. CRI)              |
| 18:00 ~       | 저녁식사                                  |

- 기타사항 :  
등록비 : 5만원 (발표집 및 저녁식사 제공)  
문의처 : 황성식/KAERI/042-868-2310/[sshwang@kaeri.re.kr](mailto:sshwang@kaeri.re.kr)



# 고리1호기 주기기 재료 활용연구 기획 방향

정한섭

2016.10.26



1. 배경
2. 고리1 활용연구를 위한 CRI 사전기획조사
3. 향후 계획



# 1. 배경

- 고리1 2017.6.18 가동중지 (30년 + 10년 수명 종료)
- 2023년 고리2부터 순차적으로 40년 수명 종료가 도래
  - 장기운전의 안전성을 입증하기 위한 재료열화 실증연구 필요

### ❖ 고리1호기 해체 일정(잠정)

- 해체계획서 제출 (2020.6.)
  - 초안작성, 공청회개최
- 해체계획서 승인 (2022.6.)
- 절단 해체 완료 (2024.12.)

기획위원회

12개 Task

재료 절취

시험재료 활용 경로

기타

## 2. 고리1 활용연구를 위한 CRI 사전기획조사

# 기획위원회 (2016.1.~4.)

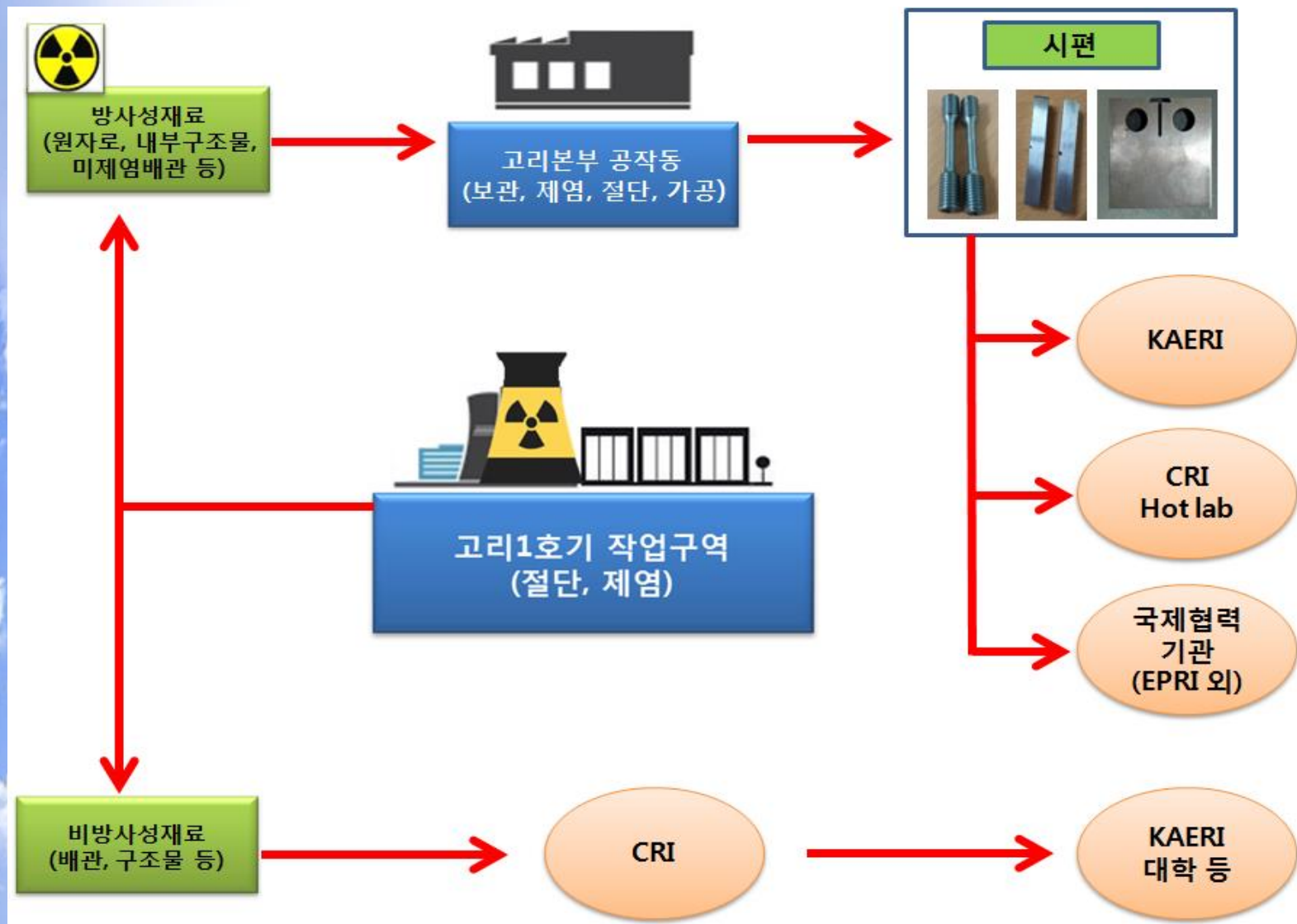
| 구분                                                      | 위원장/간사                  | 위원                                                                                                           |
|---------------------------------------------------------|-------------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 원자로압력용기<br>중성자조사취화                                      | 이봉상(KAERI)/<br>양준석(CRI) | 장창희(KAIST), 정성규(K-E&C), 유춘성(원자로감시기술),<br>김진원(조선대), 이선희(두산중), 김만원(CRI)                                        |
| 원자로내부구조물                                                | 황성식(KAERI)/<br>양준석(CRI) | 김남균(KPS), 공창식(두산중), 정달우(K-E&C),<br>황종근(SMARTEK), 오승진(CRI)                                                    |
| Alloy 600 노즐과 관통관의<br>응력부식균열 (CRDM, BMN,<br>이종금속용접노즐 등) | 김홍표(KAERI)/<br>김홍덕(CRI) | 장창희(KAIST), 김성우(KAERI), 장윤석(경희대), 강성식(KINS),<br>김용식(CRI), 나경환(CRI)                                           |
| 증기발생기                                                   | 김홍표(KAERI)/<br>김홍덕(CRI) | 반치범(부산대), 김동진(KAERI), 김성우(KAERI), 김상현(KINS),<br>박태정(두산중), 조남철(CRI), 김인철(CRI), 신동만(CRI)<br>윤은섭(CRI), 이국희(CRI) |
| 열 취화                                                    | 장창희(KAIST)/<br>김만원(CRI) | 김종성(세종대), 윤지현(KAERI), 이승건(재료연구소)<br>김진원(조선대), 장윤석(경희대), 양준석(CRI)                                             |
| FAC &매설배관                                               | 김동진(KAERI)/<br>박상규(CRI) | 김진원(조선대), 황경모(K-E&C), 김경모(KAERI), 도화식(KPS)<br>이요섭(CRI), 김용식(CRI), 이태훈(CRI)                                   |

# 12개 Task

| 활용기기                           | Task                                                   |
|--------------------------------|--------------------------------------------------------|
| 원자로압력용기                        | Task 1. 노심대 재료의 조사취화 실증시험 데이터 확보 및 예측신뢰도 개선            |
|                                | Task 2. 원자로 노즐부 재료의 조사취화 영향 검증 시험데이터 생산 및 평가방법 개발      |
| 원자로내부구조물                       | Task 3. 원자로내부구조물 IASCC 메커니즘 규명                         |
|                                | Task 4. 원자로내부구조물 재료물성 열화 실증                            |
| Alloy 600<br>이종금속용접노즐과<br>관통노즐 | Task 5. Alloy 600 기기 잔류응력 및 PWSCC 실증 (교체 전 원자로상부헤드 포함) |
|                                | Task 6. 교체 후 상부헤드 UT 이상 지시 규명 및 잔류응력/PWSCC 실증          |
| 증기발생기                          | Task 7. 증기발생기 열화 실증평가 (Alloy 690 전열관 부식 외)             |
| 열취화                            | Task 8. 주조/용접 스텐레스강 열취화 예측기법 검증 및 DB 구축                |
|                                | Task 9. 열취화된 주조스텐레스강 실배관 곡관 및 분기 노즐부 시험 및 해석 연구        |
|                                | Task 10. 가압기 저합금강의 열취화 평가                              |
| 이차계통 배관과 매설배관                  | Task 11. 유동가속부식과 침식 등 배관 감육기구 규명                       |
|                                | Task 12. 매설배관 열화 검사 및 실증                               |

|                            |                                                                                                                                                                                                                 |
|----------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 원자로압력용기                    | <ul style="list-style-type: none"> <li>노심대; 모재 블록 3개 / 용접재 블록 2개</li> </ul>                                                                                                                                     |
|                            | <ul style="list-style-type: none"> <li>입구노즐 아래 부분 블록 1개</li> </ul>                                                                                                                                              |
| 원자로내부구조물                   | <ul style="list-style-type: none"> <li>baffle former bolt (1단과 4단, 20개)</li> <li>core barrel upper &amp; lower vertical/girth weld 각 2개씩</li> <li>Baffle plate 1,2,3번 중간단 및 상단 각 3개씩</li> </ul>                 |
| Alloy 600 이종금속 용접노즐 및 관통노즐 | <ul style="list-style-type: none"> <li>(舊)상부헤드 CRDM 용접노즐 2개 노즐 블록 2개</li> </ul>                                                                                                                                 |
|                            | <ul style="list-style-type: none"> <li>상부헤드 CRDM 용접부: 2개 노즐 블록 1개</li> <li>BMN 용접부 2개 노즐 블록 1개</li> <li>원자로 출구노즐 1개, 가압기 밀림노즐 1개</li> </ul>                                                                     |
| 증기발생기                      | <ul style="list-style-type: none"> <li>전열관 3×3개 관판블록 7개, 전열관지지판블록 2개</li> <li>반진동봉 마모 전열관 2개 선분 (50cm)</li> <li>채널헤드 분리판 용접부: 관판하단 2개소 &amp; 채널헤드 2개소</li> <li>이차측 wrapper 지지구조물 3개소 및 상부 내부 부위 3~6개</li> </ul> |
| 주배관, 외                     | <ul style="list-style-type: none"> <li>루프1 중간관 90° 엘보우 및 좌우 추가 1m 직관 (통째)</li> <li>RCS, SIS, CVCS 밸브 몸체 (A351 Gr. CH8M) 각 1~2개 부위</li> <li>가압기 하부헤드와 밀림노즐 용접부 120° 및 헤드/노즐 모재 각각 30cm</li> </ul>                |
| 이차계통 탄소강배관 & 매설배관          | <ul style="list-style-type: none"> <li>절취대상 배관을 추후 선정할 예정</li> </ul>                                                                                                                                            |

# 시험 재료 활용 경로









- **해체팀 협의**
  - 2017.12.까지 해체계획서 입력자료 제공
- **CRI 과제, 재료열화 시험설비 인프라 구축 (2016.5.~2018.4.)**
  - KHNP 오염재료 시험시설 확충 방안 기획
- **KAERI IMEF 설비 확충 (추진 중)**
- **EPRI 협력방안 협의 중**
- **EPRI 수탁과제, 고리1 이중금속용접노즐 잔류응력 평가 (해석파트, 2016.9. 착수)**

과제기획(안)

고리1호기 재료열화 연구회

## 3. 향후 계획

| 구분               | 내용                                                                                                                                       |
|------------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 1단계(2020~2024)   | <ul style="list-style-type: none"> <li>■ 기반시설과 장비를 구축</li> <li>■ 절취한 재료를 제염, 운반, 가공, 저장</li> <li>■ 사전해석 연구 (조사량평가, 잔류응력 해석 등)</li> </ul> |
| 2단계(2024~2030)   | <ul style="list-style-type: none"> <li>■ 시험평가 및 분석</li> </ul>                                                                            |
| 3단계(2031~, 필요 시) | <ul style="list-style-type: none"> <li>■ 2단계 종료 후 잔여업무<br/>(추가 중성자조사, 국제협력 업무 등)</li> </ul>                                              |

- 2017년 구성, ~ 2회/년 협력회의
- 주요 협의 안건
  - 인프라 확충 (고리본부 공작동, KAERI IMEF 등)
  - 세부 과제기획 (예산 포함)
  - 국제협력, 국내 기술 저변 확대 등

**감사합니다 !**

한국원자력학회 2016년도 추계학술대회, 고리1호기 주기기 재료 활용연구 Workshop  
2016년 10월 26일(수), 13:30~18:00, 경주 화백컨벤션센터

# 고리1호기 주기기 활용연구 계획 - 원자로 압력용기 분야

이 봉 상

한국원자력연구원

[bongsl@kaeri.re.kr](mailto:bongsl@kaeri.re.kr)



한국원자력연구원  
Korea Atomic Energy Research Institute

1. 원자로용기 분야 연구의 필요성
2. 원자로용기 조사취화 안전성 관리 (감시시험) 기술배경
3. 조사취화 안전성 기술분야의 이슈들
4. 고리1호기 폐로후 원자로용기 활용연구(안)
5. 원자로용기 폐로시 현장시료의 채취 방안(초안)
6. 기타사항 : 사전 준비 (인프라 구축)
7. 요약

# 원자로용기 분야 연구의 필요성

1. 원자로압력용기는 원자력발전소의 안전성을 지탱하는 상징적 기기
2. 중성자 조사취화로 인한 재료특성의 변화(열화)가 가장 큼
3. 가동원전에서 교체가 불가능한 거의 유일한 핵심기기임

가동원전의 원자로용기 조사취화 관리는 법령으로 지정된 중요기술임.

- 원자력안전위원회 고시 제 2014-14호,
- USNRC: 10 CFR 50, Appendix H

**“원자로용기의 정상가동을 위해서는 반드시 조사취화 감시계획이 실행되어야 함.”**

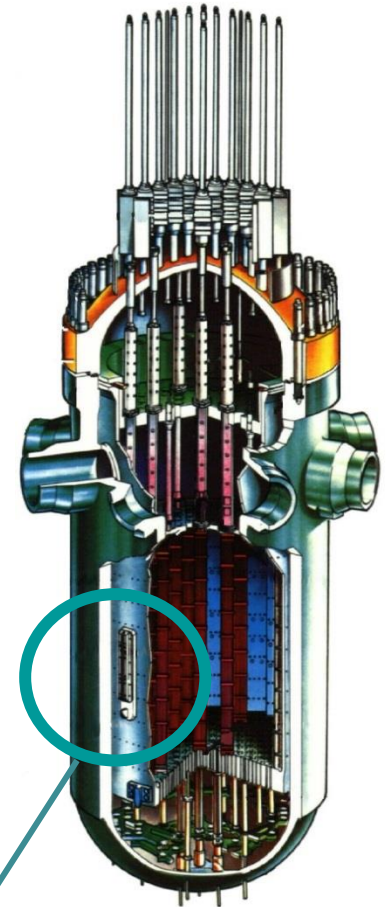
**2011년 후쿠시마 원전사고 이후 국내 반핵환경단체에서는  
원자로용기 조사취화 문제를 매우 심각하게 받아들이고 있음.**

**➔ 기술기준에 대한 기술검증/실증을 통해 공공수용성 향상을 기대함.**

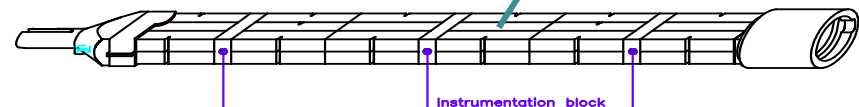


# 원자로용기의 조사취화 감시시험

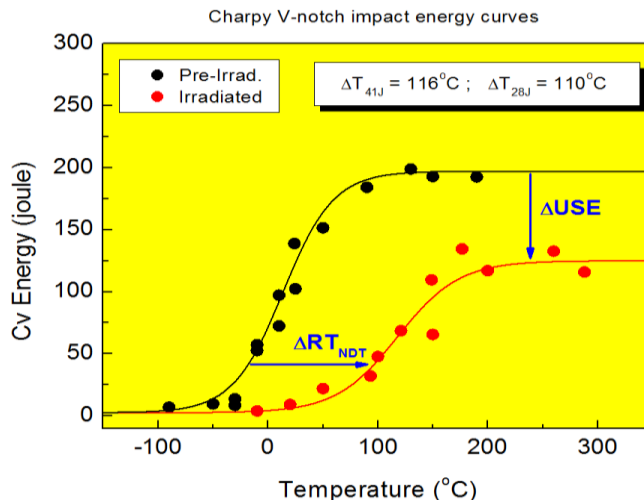
- 고선량 중성자조사에 의해 재질변화가 발생
  - 파괴인성의 감소, 항복강도/경도의 상승
  - 재질성분, 조사량, 조사온도, 조사시간 등에 의존
- 원자로용기 감시시험 (surveillance tests)
  - 재료시험(충격/인장) 및 중성자 조사량 평가
  - 조사취화(embrittlement) 정량화 및 예측평가
  - 운영기간 중 3~5회 수행 (시편 및 캡슐의 제한성)



선배율 (Lead Factor)



<감시캡슐 / 감시시험편>



# 원자로용기 감시시험의 핵심 기술 배경

원자로용기 재료에서 조사취화 효과가 어떻게 나타날 지를  
제한된 수량의 대표 재질 감시시험편 결과로부터 예측하는 모델, 보완

## ◆ 원자로용기 조사취화의 예측 모델 (ETC, embrittlement trend curve)

- USNRC RG-1.99 Rev.2 : 재질성분(Cu,Ni) 및 조사량(F)의 함수

$$\Delta RT_{NDT} = [CF] \times [FF] = CF(\text{chemistry}) \times F^{(0.28-0.1 \cdot \log F)}$$

용기벽 내부로 조사효과의 감쇄인자:  $F_x = F_{IS} \exp(-0.24x)$

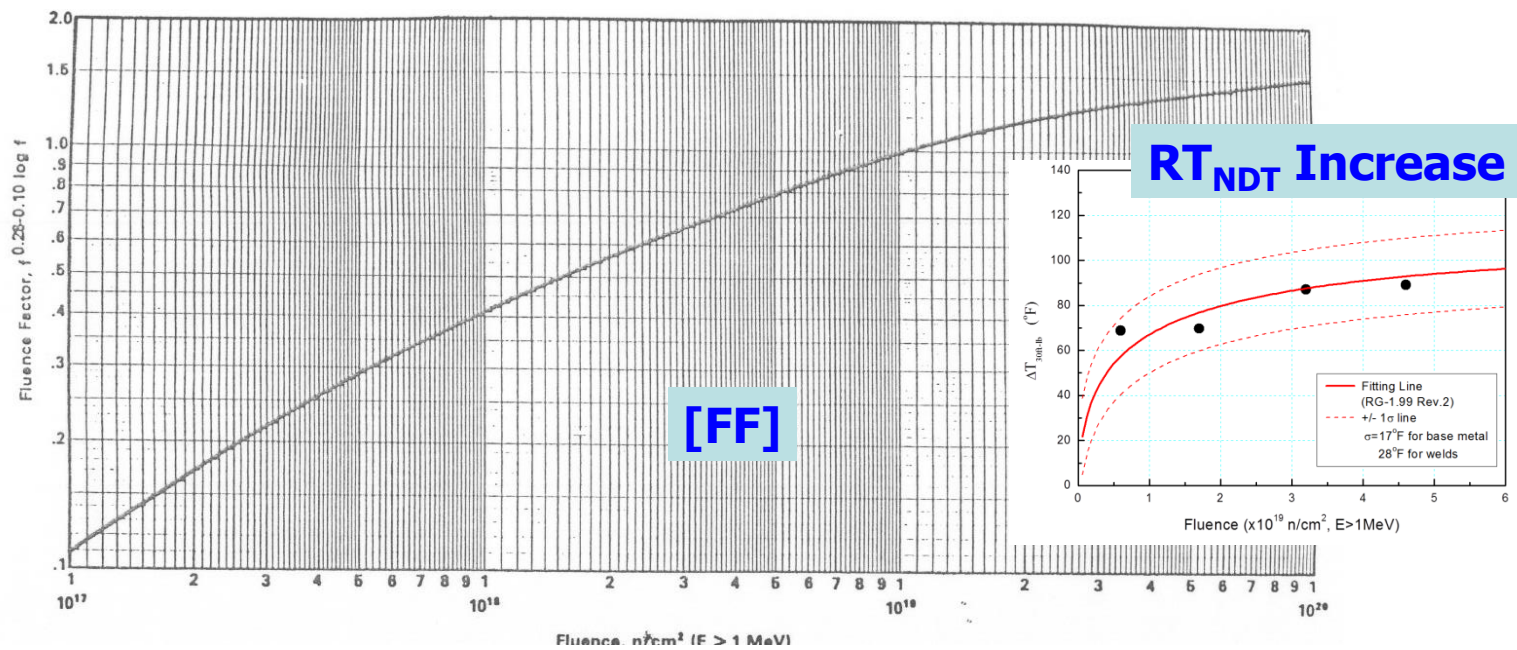
- ASTM E900: **재질성분(Cu,Ni,P,Mn), 조사량, 조사온도, 조사시간, 제품형태**
- 프랑스, 일본, 러시아 등 각국 모델의 영향 인자들의 유사성과 차별성 존재
- 감시시험 데이터를 활용하여 ETC 모델의 적용성을 검증 및 보정 활용.

## ◆ 파괴인성을 대표하는(screening) 재료 특성 값으로서 Charpy 충격흡수에너지

- 무연성전이특성 관련온도( $\Delta RT_{NDT}$ ) : 41J 흡수에너지를 나타내는 온도변화

ASME  $K_{IC}$  Curve

$$K_{IC} = 36.5 + 22.783 \cdot \exp[0.036(T - RT_{NDT})] \quad (\text{in MPa}\sqrt{\text{m}}, ^\circ\text{C})$$

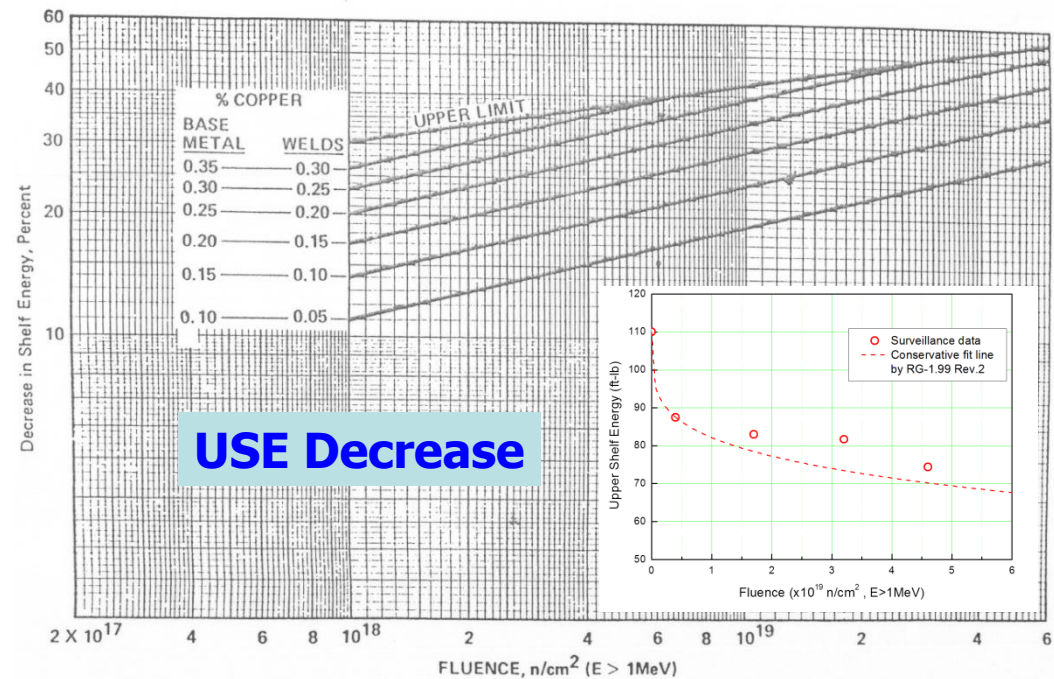


## USNRC RG-1.99 Rev.2 (1988)

CHEMISTRY FACTOR FOR WELDS, %F

| per. % | 0   | 0.20 | 0.40 | Nickel, Wt-%<br>0.60 | 0.80 | 1.00 | 1.20 |
|--------|-----|------|------|----------------------|------|------|------|
| 0      | 20  | 20   | 20   | 20                   | 20   | 20   | 20   |
| 0.01   | 20  | 20   | 20   | 20                   | 20   | 20   | 20   |
| 0.02   | 21  | 26   | 27   | 27                   | 27   | 27   | 27   |
| 0.03   | 22  | 35   | 41   | 41                   | 41   | 41   | 41   |
| 0.04   | 24  | 43   | 54   | 54                   | 54   | 54   | 54   |
| 0.05   | 26  | 49   | 67   | 68                   | 68   | 68   | 68   |
| 0.06   | 29  | 52   | 77   | 82                   | 82   | 82   | 82   |
| 0.07   | 32  | 55   | 85   | 95                   | 95   | 95   | 95   |
| 0.08   | 36  | 58   | 90   | 106                  | 108  | 108  | 108  |
| 0.09   | 40  | 61   | 94   | 115                  | 122  | 122  | 122  |
| 0.10   | 44  | 65   | 97   | 122                  | 135  | 135  | 135  |
| 0.11   | 49  | 68   | 101  | 130                  | 148  | 148  | 148  |
| 0.12   | 52  | 72   | 103  | 135                  | 161  | 161  | 161  |
| 0.13   | 58  | 76   | 106  | 139                  | 176  | 176  | 176  |
| 0.14   | 61  | 79   | 109  | 142                  | 182  | 182  | 182  |
| 0.15   | 66  | 84   | 112  | 146                  | 191  | 200  | 200  |
| 0.16   | 70  | 88   | 115  | 149                  | 199  | 211  | 211  |
| 0.17   | 75  | 92   | 119  | 151                  | 184  | 207  | 221  |
| 0.18   | 79  | 95   | 122  | 154                  | 187  | 214  | 230  |
| 0.19   | 83  | 100  | 126  | 157                  | 191  | 220  | 238  |
| 0.20   | 88  | 104  | 129  | 160                  | 194  | 223  | 245  |
| 0.21   | 92  | 108  | 133  | 164                  | 197  | 229  | 252  |
| 0.22   | 97  | 112  | 137  | 167                  | 200  | 232  | 257  |
| 0.23   | 101 | 117  | 140  | 169                  | 203  | 236  | 263  |
| 0.24   | 105 | 121  | 144  | 173                  | 206  | 239  | 268  |
| 0.25   | 110 | 126  | 148  | 176                  | 209  | 243  | 272  |
| 0.26   | 113 | 130  | 151  | 180                  | 212  | 246  | 276  |
| 0.27   | 119 | 134  | 155  | 184                  | 216  | 249  | 280  |
| 0.28   | 122 | 138  | 160  | 187                  | 218  | 251  | 284  |
| 0.29   | 128 | 142  | 164  | 191                  | 222  | 254  | 287  |
| 0.30   | 131 | 146  | 167  | 194                  | 225  | 257  | 290  |
| 0.31   | 136 | 151  | 172  | 198                  | 228  | 260  | 293  |
| 0.32   | 140 | 155  | 175  | 202                  | 231  | 263  | 296  |
| 0.33   | 144 | 160  | 180  | 205                  | 234  | 266  | 299  |
| 0.34   | 149 | 164  | 184  | 209                  | 238  | 269  | 302  |
| 0.35   | 153 | 168  | 187  | 212                  | 241  | 272  | 305  |
| 0.36   | 158 | 172  | 191  | 216                  | 245  | 275  | 308  |
| 0.37   | 162 | 177  | 196  | 220                  | 248  | 278  | 311  |
| 0.38   | 166 | 182  | 200  | 223                  | 250  | 281  | 314  |
| 0.39   | 171 | 185  | 203  | 227                  | 254  | 285  | 317  |
| 0.40   | 175 | 189  | 207  | 231                  | 257  | 288  | 320  |

**[CF]**



# 선배율 (Lead factor) : flux effects

- 감시시험편은 실제 원자로용기 내벽보다 노심에 더 가까이 있으므로 중성자 누적속도가 더 빠름 (같은 시간에 더 많은 조사량을 받음)
- 원자로용기는 감시시험편에 비해 노심에서 발생하는 고속중성자량이 감소됨 (거리 차폐효과 + 구조물/냉각수에 의한 감소), 위치별로 차이
- 선배율 = (감시시험편의 중성자속) / (용기내벽 최대 위치의 중성자속)
- 조사효과의 flux effects (조사시간의 영향)
  - RG-1.99 Rev.2 등 기존 예측모델에서는 flux effect 고려 안함
  - 실험로를 포함한 많은 연구결과에서는 flux effect를 보이거나 실험조건 및 재료에 따라 일관성이 부족함
- ➔ ASTM E185 관련 Lead Factor 규정의 변경 이력
  - ('82, 고시기준): 1~3 , ('98): Should be less than 5 , ('02) : 1~3
  - ('10), ('15) : 1.5~5 (최근에는 장기운전을 고려하여 LF를 크게 허용)

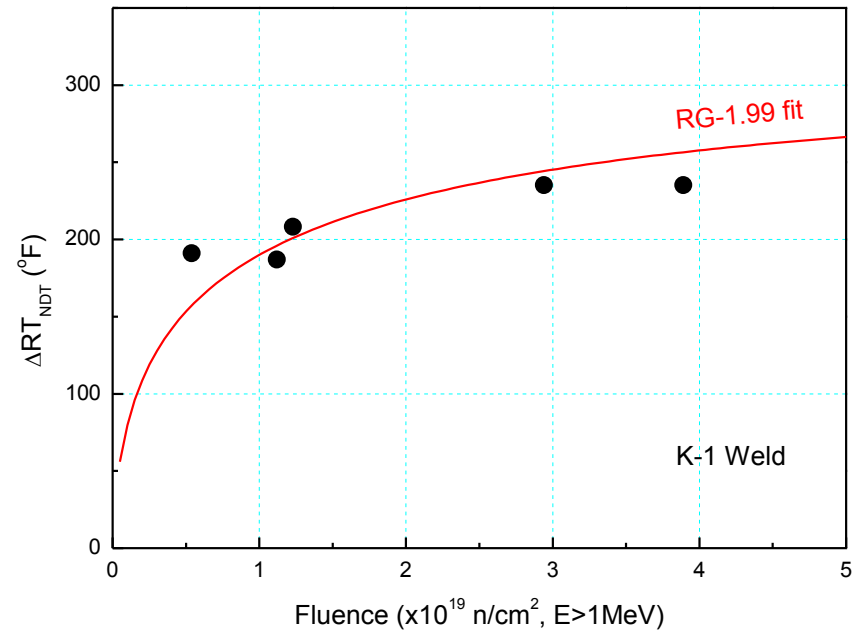
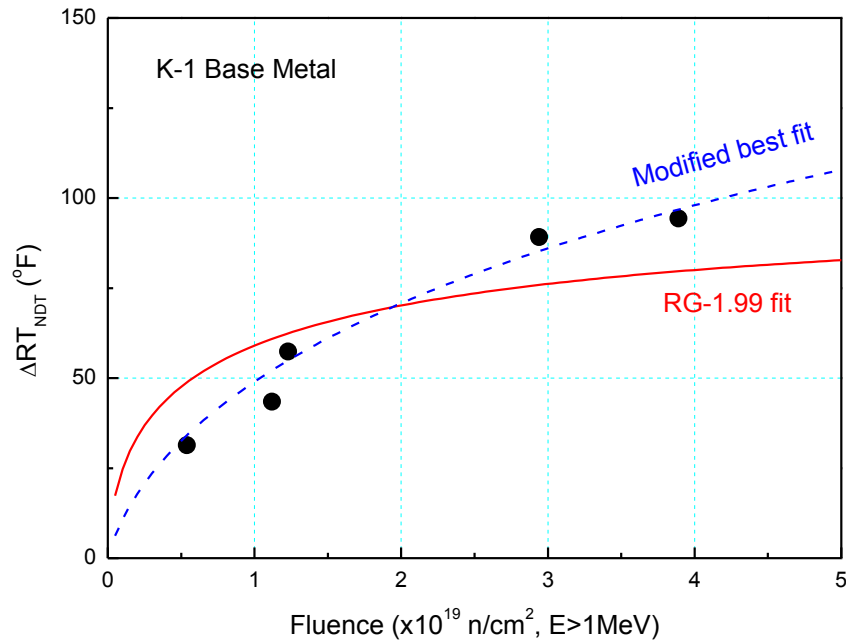
# 원자로용기 조사취화 안전성 기술분야의 주요 이슈

- ✓ 모재(단조강/압연강) 및 용접재의 조사취화 예측 모델 (고선량)
- ✓ 조사효과 감쇄인자의 정량적 재평가
- ✓ 조사취화 회복열풀림 및 재취화 모델
- ✓ 중성자 조사량 측정 및 계산의 정확도 향상 (비표준 시료 활용기술)
- ✓ 원자로용기 모재의 내부 결함 존재 (라미나 결함)
- ✓ 압력용기 클래딩부의 장기열화 건전성
- ✓ 비노심대 노즐부 영역의 조사량 분포 역전 현상 (알비도, Albedo)

# 고리1호기 원자로용기의 특징 및 활용성

- 국내 6기 W/H형 원전중 유일하게 단조강(SA508-Gr.2)으로 제작됨.
  - 다른 5기의 초기 원전들은 SA533B-1 압연재로 제작되었음
  - 90년대 이후 모든 한국 표준형원전은 단조강(SA508-Gr.3)를 사용함
- 40년간 누적 중성자 조사량이 최대 약  $4 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ 
  - 한국 표준원전의 약 60~80년에 해당하는 조사량임
  - 폐로 원자로용기 중 고선량으로 활용 연구 가능성과 가치가 가장 높음.
- 노심대의 Linde 80 용접재는 조사취화 현상을 뚜렷이 나타내는 재료
  - 세계적으로 조사취화 관리 및 연구의 가장 관심이 큰 재료임
  - 2011년 후쿠시마 원전사고 이후 반핵환경단체의 관심 급증하였음

# 고리 1호기 모재/용접재의 감시시험 결과



- 모재의 천이특성변화(TTS)는 용접재에 비해서 약 1/2 이하이며, 60년 동안의 Screening criteria도 충분히 만족할 것으로 평가됨.
- 국내 타 원전 모재에 비해서 천이량이 커서 대표 소재로서 활용 적합.
- 모재에서는 RG-1.99의 Fluence factor가 잘 안 맞는 경향이 있음.



# 고리1호기 폐로후 원자로용기 활용연구(안)

## Task-1: 노심대 재료의 조사취화 실증시험 데이터 확보 및 예측방법의 신뢰도 검증

- 감시시험편과 실제 원자로용기의 조사취화 비교를 통한 예측모델 신뢰도 개선 (모재, 용접재)
- 원자로 현장에서 장기 조사된 SA508 단조강의 취화경향 평가 실증 데이터 생산
- 장기가동 원전의 스테인리스강 클래딩과 원자로압력용기 접합면의 건전성 유지를 위한 underclad crack 현상 핵심데이터 확보 및 활용
- 원자로용기 장기 가동후 SA508 단조강 모재/용접부의 Hydrogen flake 건전성 실증 및 결함특성 검증



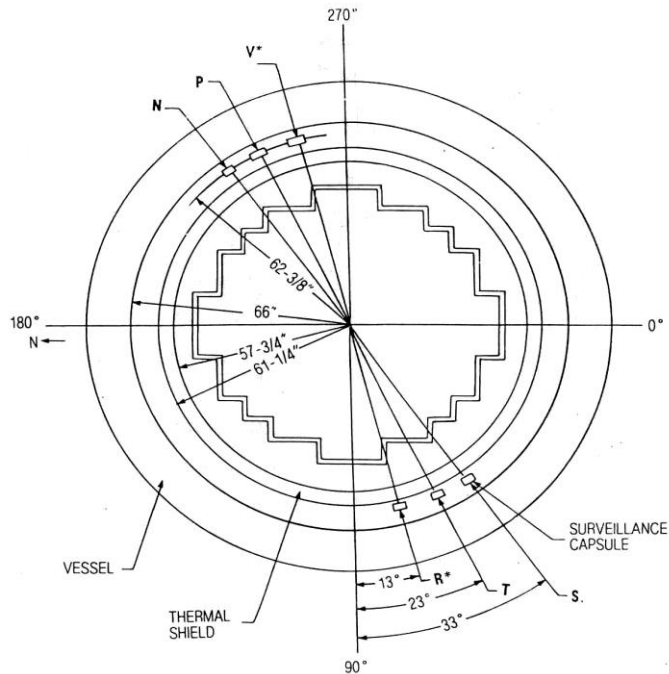
# 고리1호기 폐로후 원자로용기 활용연구(안)

## Task-2: 노즐부 재료의 조사취화 영향 검증시험 데이터 생산 및 평가방법 개발

- 고응력 노즐부에서 장기간 저선량 중성자 조사효과  
실증실험 데이터 확보
- 원자로용기 3차원 조사량 및 방사화 거동 예측 및 검증  
시스템 개발

(\*) 조사취화 회복열풀림 및 재취화 실증시험 연구는 활용성면에서 후순위로 배제

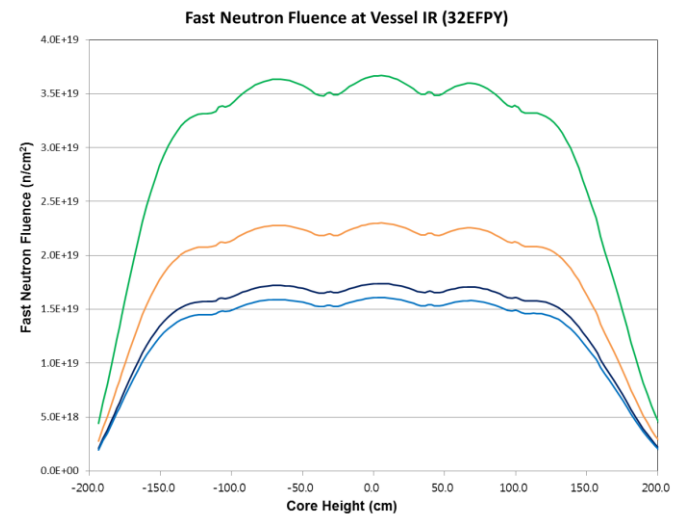
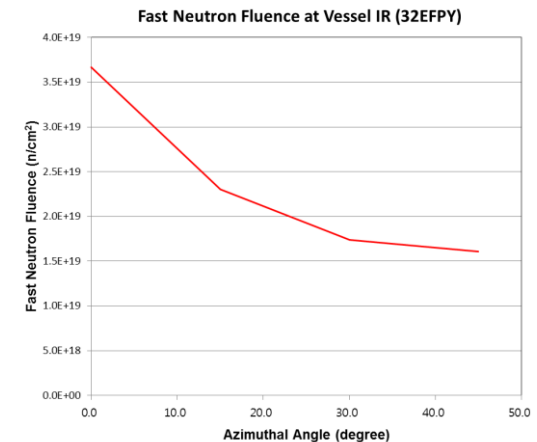
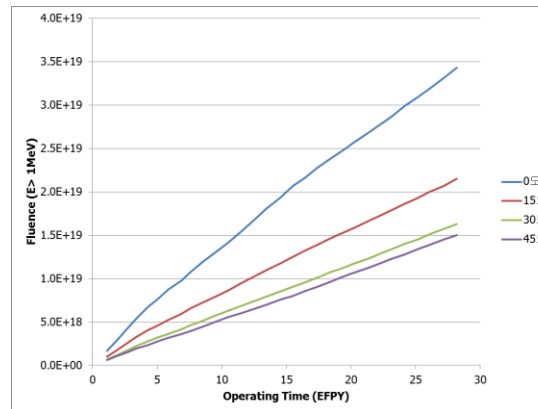
# 노심대 조사취화 현장시료의 채취 방안



노심배치는 1/8 대칭 (0~45 degree)

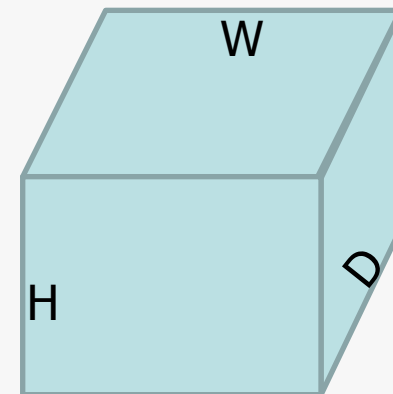
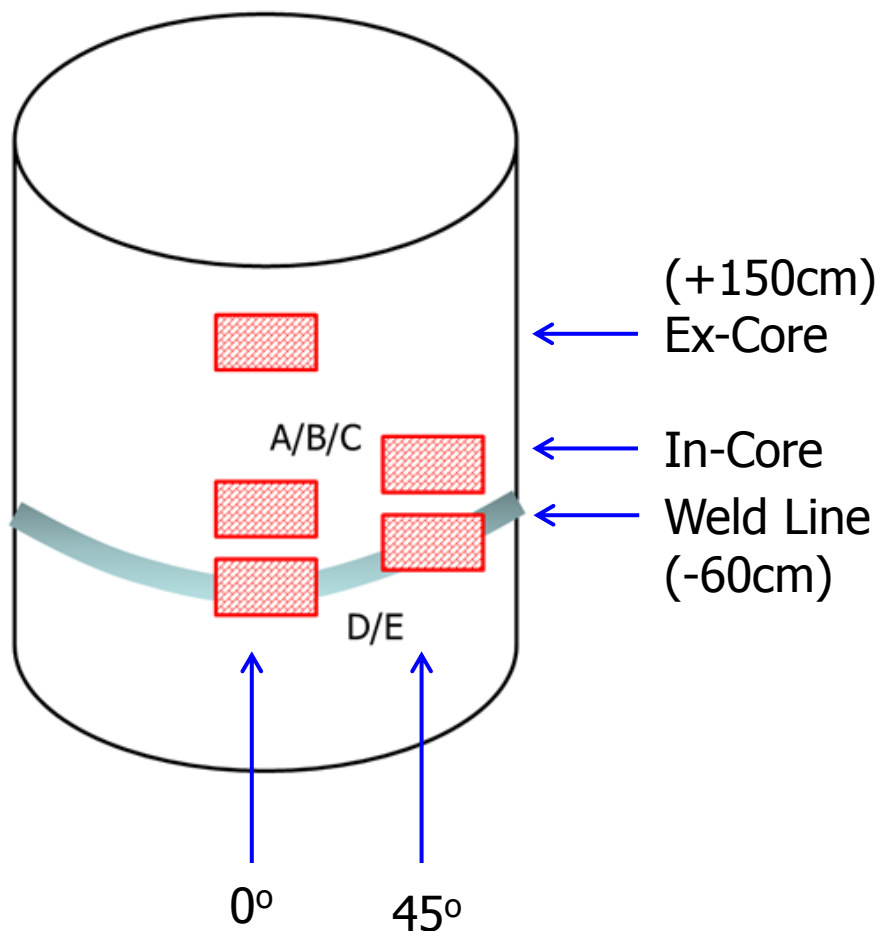
용기의 중성자속은 3차원 위치에 의존

→ Azimuthal, Axial, Radial



| Capsule | Irradiation Time [EFPY] | Fluence [n/cm <sup>2</sup> ]<br>(E > 1.0 MeV) |
|---------|-------------------------|-----------------------------------------------|
| V       | 1.13                    | 5.38E+18                                      |
| T       | 4.29                    | 1.12E+19                                      |
| S       | 5.08                    | 1.23E+19                                      |
| R       | 6.88                    | 2.94E+19                                      |
| P       | 15.49                   | 3.89E+19                                      |
| N       | 28.18                   | 5.52E+19                                      |

# 노심대 조사취화 현장시료의 채취 방안



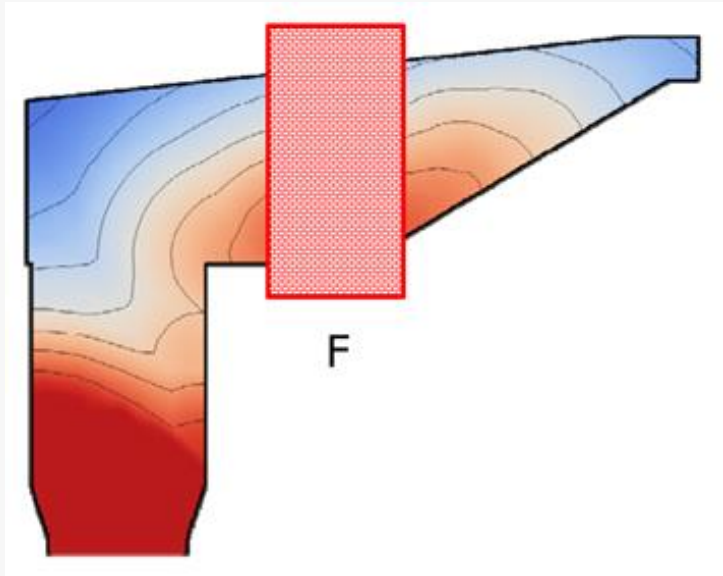
Base: W20 x H22 x D17 cm

Weld: W20 x H12 x D17 cm

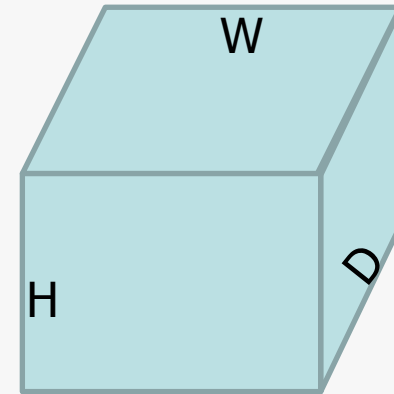
각 블록의 일정 깊이에서  
충격시편 15개, 인장시편 3개,  
1/2T-CT 시편 4개 이상 채취 가능

측방향 위치 결정에는 추후 상세 해석결과와 현장도면 재검토가 필요함.

# 원자로 노즐부 재료의 조사취화 현장시료 채취 방안



Cold Leg 노즐부 전체의 채취 가능성  
(비교적 낮은 방사선량)



Base: W20 x H22 x D17 cm

각 블록의 일정 깊이에서  
충격시편 15개, 인장시편 3개,  
1/2T-CT 시편 4개 이상 채취 가능

- CL과 HL 노즐부 외경이 거의 유사하며, 원주방향 각도도 31.5°와 28.5°로 유사하므로 가동중 누적 중성자량에 큰 차이는 없을 것으로 추정.
- 조사취화 효과는 온도에 따라 매우 민감하게 나타나므로, 운전온도가 낮은 Cold Leg (저온관) 입력 노즐부로 선정함.

# 기타사항 : 사전준비 (국내 인프라 구축)

## □ 대형 핫셀 및 블록 절단 장치


- 원자로용기에서 채취한 Block을 현장에서 시험편 크기로 절단 가공
- 고리 1호기 폐로 작업현장에 설치
- 중량 크레인 설치, 충분한 작업 공간

## □ 중형 핫셀 및 시편의 정밀가공 장치

- 조사재 시료의 시험편가공, CNC 밀링
- 3m x 2m x 2m : 콘크리트 혹은 납 차폐 cell

## □ 소형 핫셀

- 정밀 재료시험, 미세조직 시험/검사
- 1.5m x 1m x 2m : 납차폐 steel structure 독립 cell
- 시험 종류에 따라 다수의 셀이 필요



국내  
가동원전의  
현안해결에  
공동 활용  
필수시설

## 요 약 (1/2)

- 원자로용기의 조사취화는 원전 수명연장에서 필수적으로 고려하는 경년열화기구임.
- 현행 기술기준과 평가절차로는 후속호기의 수명연장을 제한하지 않을 전망이나, 현행 기술기준과 평가절차에 대한 공공수용성을 향상시킬 필요가 있음.
- 고리1호기 원자로를 활용하여 조사취화를 실증 평가함으로써 공공수용성을 향상시킬 수 있을 것으로 기대함.
- 원자로용기 모재는 SA508-Gr.2 단조 강으로 표준원전 후속기의 SA508Gr.3 단조 강과 조사취화 특성이 매우 유사하므로 실증평가 결과를 바로 후속 표준원전의 수명관리 계획에 활용할 수 있음.
- 장기사용 클래딩 경계부의 건전성 실증, 모재 내부의 hydrogen flake 결함 유무 등 최근 현안에 대한 현장 검증 대상으로 활용 가능.

## 요 약 (2/2)

- Linde 80 용접재는 조사취화에 취약한 재료이므로 기술적인 관심이 많으나 동일한 재료가 더 이상 후속기에 사용되지 않으므로 실증평가 우선순위에서 배제함.
- 그러나 국내외 조사취화 연구에 학술적/공학적 가치가 높으므로 일정량의 시편용 재료를 절취해서 보관토록 함.
- 원전을 장기가동하면서 Albedo 효과로 인해서 누적조사량이  $10^{17}\text{n/cm}^2$  이상인 노심대영역이 원자로 입/출구 노즐까지 확장되면서, 원자로용기 벽뿐만이 아니라 노즐부의 조사취화에 대해서도 평가기준과 절차를 수립할 필요가 부각됨.
- 고리1호기 원자로 저온관 노즐 재료를 절취하여 조사취화 특성을 실증평가하면 Albedo 효과에 의한 노즐부의 조사취화를 평가하기 위한 데이터를 도출할 수 있을 것임.
- 특히, 60년 초과운전을 추진하는 EPRI에서 고리1호기 노즐부의 조사취화에 대해서 관심이 있을 전망이다.

2016 가을 KNS Workshop-고리1호기 주기기 재료 활용연구

# 원자로 내부구조물 분야

(고리1호기 주기기 재료 활용연구)

황성식(한국원자력연구원)

한국원자력학회 2016 가을 학술대회

경주, 2016. 10. 26-28



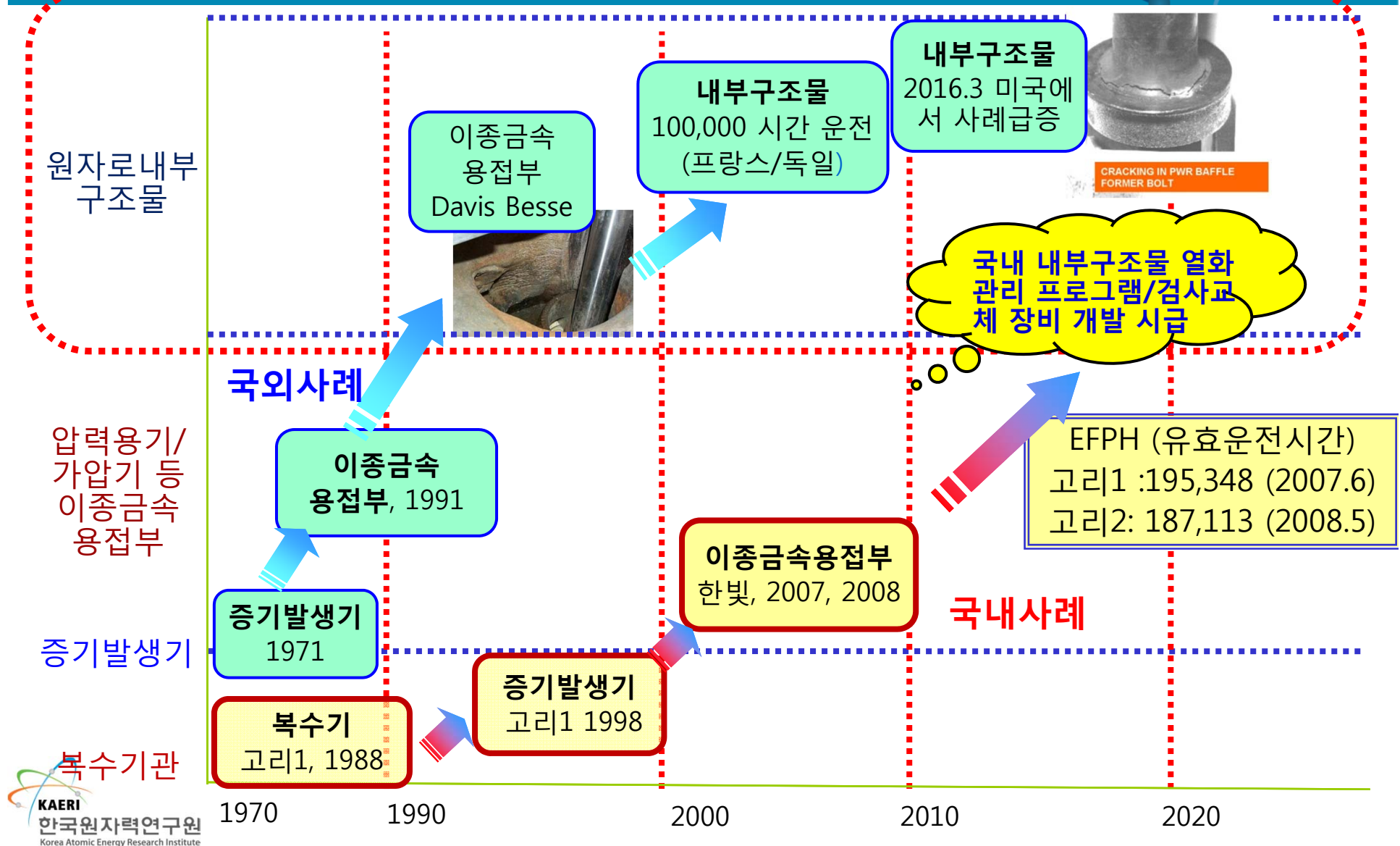
한국원자력연구원  
Korea Atomic Energy Research Institute



# 발표목차

1. 배경
2. 필요성
3. 수행내용 및 기대성과물
4. 인출부위 선정
5. 인출장비 개발 현황
6. 요약

# 1. 배경

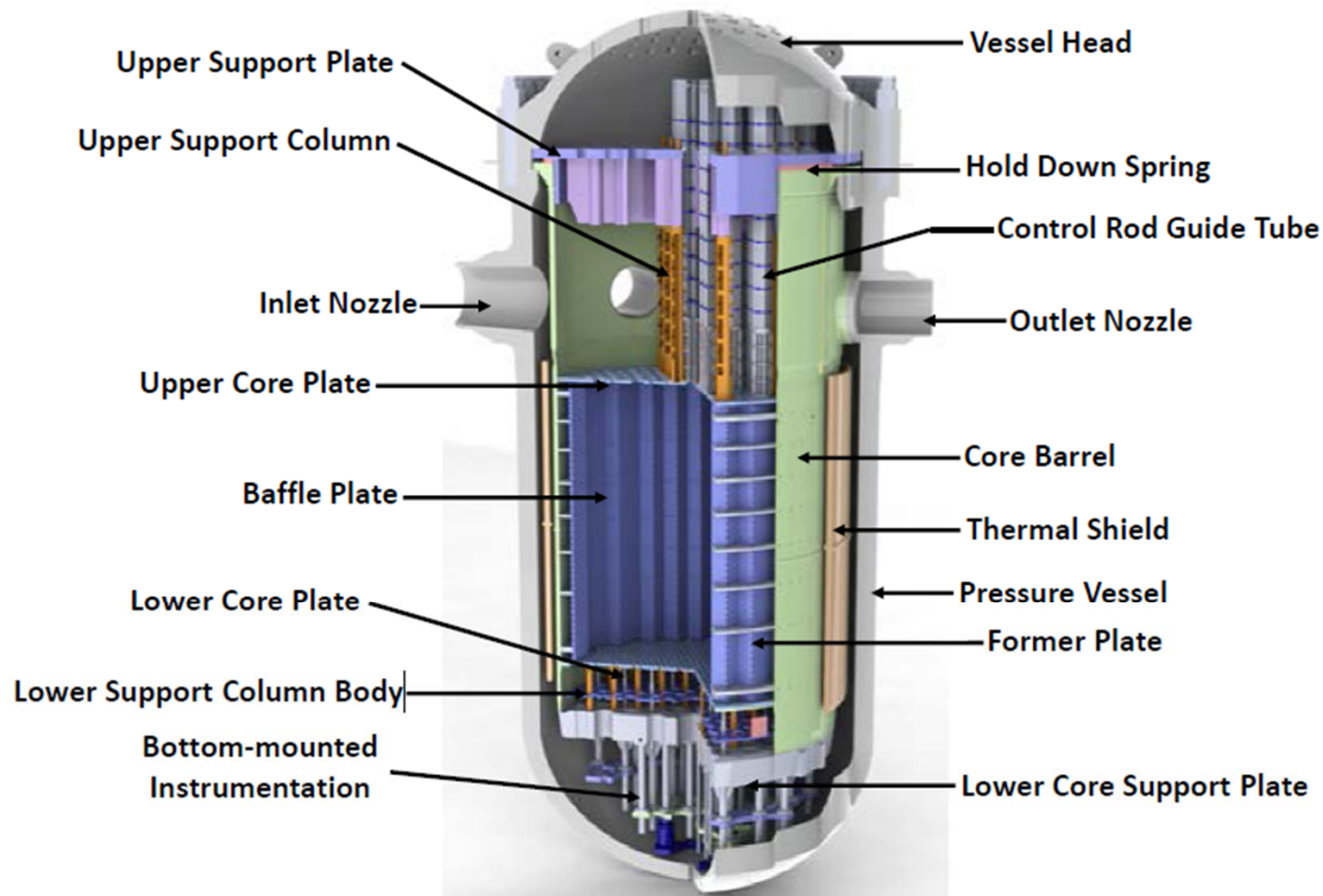


# 1. 배경

- 가동원전을 80년까지 장기 사용하기 위한 원자로 내부구조물의 조사응력부식균열(IASCC) 예방 및 설계 개선방안 도출
- 폐로가 결정된 고리1호기 원자로 내부구조물에 대한 1)물성 측정, 2)보수용접성 평가 등 다양한 시험의 수행을 통하여 얻어진 결과물을 열화기구 검증 및 후속호기 장기운전 기초자료로 활용하고자 함

# 내부구조물 구조상세도

Overview of Westinghouse NSSS Internals (Figure 1)



## 2. 필요성

- 첫 번째 폐로되는 원자로 내부구조물을 통해 실제 내부구조물 열화기구 검증 필요
- 수명평가 및 현재 물리적상태 평가를 위해 중성자 조사에 따른 재료물성 변화에 대한 데이터 필요 (기존의 고 조사(high radiation)영역의 재료물성치는 PWR 환경의 데이터가 부족한 상태이며, 주로 고속로(Fast Reactor)에서 획득한 데이터를 변환하여 사용하기 때문에 오차가 존재함)
- 조사후 모재에 대한 긴급정비에 대응하기 위해 보수용접 공정개발 필요
- MRP-227 rev.1에서 제시하는 하부거스용접부(lower girth weld)에 대한 EVT-1 검사수행 필요
- 조사응력부식균열 예상부의 재료 열화상태 검사 및 내부 잔류응력을 측정하여 응력해석 결과와 비교 검토함으로써 조사응력부식균열(IASCC) 예방 및 설계 개선방안 도출 필요

### 3. 수행 예정 내용 및 기대성과물

- 기본방향: 실험·검사 등 가용한 설비의 여건 하에 채취위치를 선정하는 일을 본 기획보고서의 중심 역무로 함
  - 국외 선행연구(Zorita project)의 연구방향 참고
    - Zorita project의 시편채취의 기본방향은 아래의 3가지 관점에서 결정한 것으로 파악됨
      - ✓ P-AS-14 (high): Fluence Impact on SCC of Stainless Steels (IASCC)
      - ✓ P-AS-15 (medium): Void Swelling of Stainless Steels
      - ✓ P-AS-38 (medium): Fluence Impact of Stainless Steel Mechanical Properties (Fracture Toughness and Tensile Strength)
    - IASCC 등 열화현상의 원인을 밝히는 연구에 집중해야 할 것이며, 현재까지의 지식수준(current state of knowledge)을 고려하여 선정된 시편채취부위는 아래와 같음
      - ✓ 손상된 Baffle Former Bolt 8개 시편(우선 채취될 가능성 있으나 본 역무에 포함하기로 함)
      - ✓ 중성자 조사량이 높은 4단부위의 Baffle Former Bolt
      - ✓ 고 조사(high fluence) 영역에 위치하는 3,4단 former plate 시편 및 상대적으로 저 조사량 영역인 1,2단 former plate 시편
- MRP-227 rev.1의 Primary Group 시편
- ✓ Barrel 용접부/비용접부 시편

### 3. 수행 예정 내용 및 기대성과물

- IASCC 메커니즘 규명 (미세조직 분석 및 CGR 실증시험)
  - 수행역무
    - ✓ 미세조직 평가에 의한 열화 평가
    - ✓ 1차수환경에서 균열개시 및 진전률(crack growth rate) 데이터 생산(KAERI IMEF의 Hot cell내에 CT, 인장시험 제작용 시험가공 설비 2020년 이전에 구축 예정임)
  - 기대성과물
    - ✓ 운전환경(온도, fluence), 재료(금속조성, 제작조건)에 따른 IASCC 발생기구
    - ✓ 구조건전성 평가에 필요한 void swelling 발생률, crack growth rate, IASCC에 의한 crack initiation 기초데이터 확보

### 3. 수행 예정 내용 및 기대성과물



- 재료물성 열화 실증 (인장, 파괴인성, 치수변화, 구조건전성평가)
  - 수행역무
    - ✓ 항복응력, 최대인장응력, 연신률 측정
    - ✓ 파괴인성값 측정
    - ✓ 조사집적량과 열화에 의한 치수 변화량 측정
    - ✓ 장기가동 조사열화 내부구조물 기기의 건전성 향상 기술 개발 (추가)
  - 기대성과물
    - ✓ 기존의 알려진 물성데이터(MRP-135, 211에 제시된 항복응력, 최대인장응력, 연신률 데이터)와 실험을 통해 얻을 물성치의 비교분석 자료
    - ✓ 장기운영 원전에 대한 조사영향 제시 가능 및 시험결과의 후속호기 수명 연장 기초자료
    - ✓ 중성자 조사 재료물성모델 및 스웰링/크립 열화 물성치 적용을 위한 유한요소 물성모델
    - ✓ 기능성해석과 같은 수치해석 평가 자료
    - ✓ 웨스팅하우스타입의 배플포머볼트 구조건전성 해석자료
    - ✓ 검사 불가능한 용접부에 대한 해석적 건전성평가 자료
    - ✓ 규제기관 인허가 심사 시 검사 불가능한 용접부에 대한 대체평가방법론
    - ✓ 파괴인성시험을 통한 파괴인성값 및 균열진전률(Crack Growth Rate) 데이터



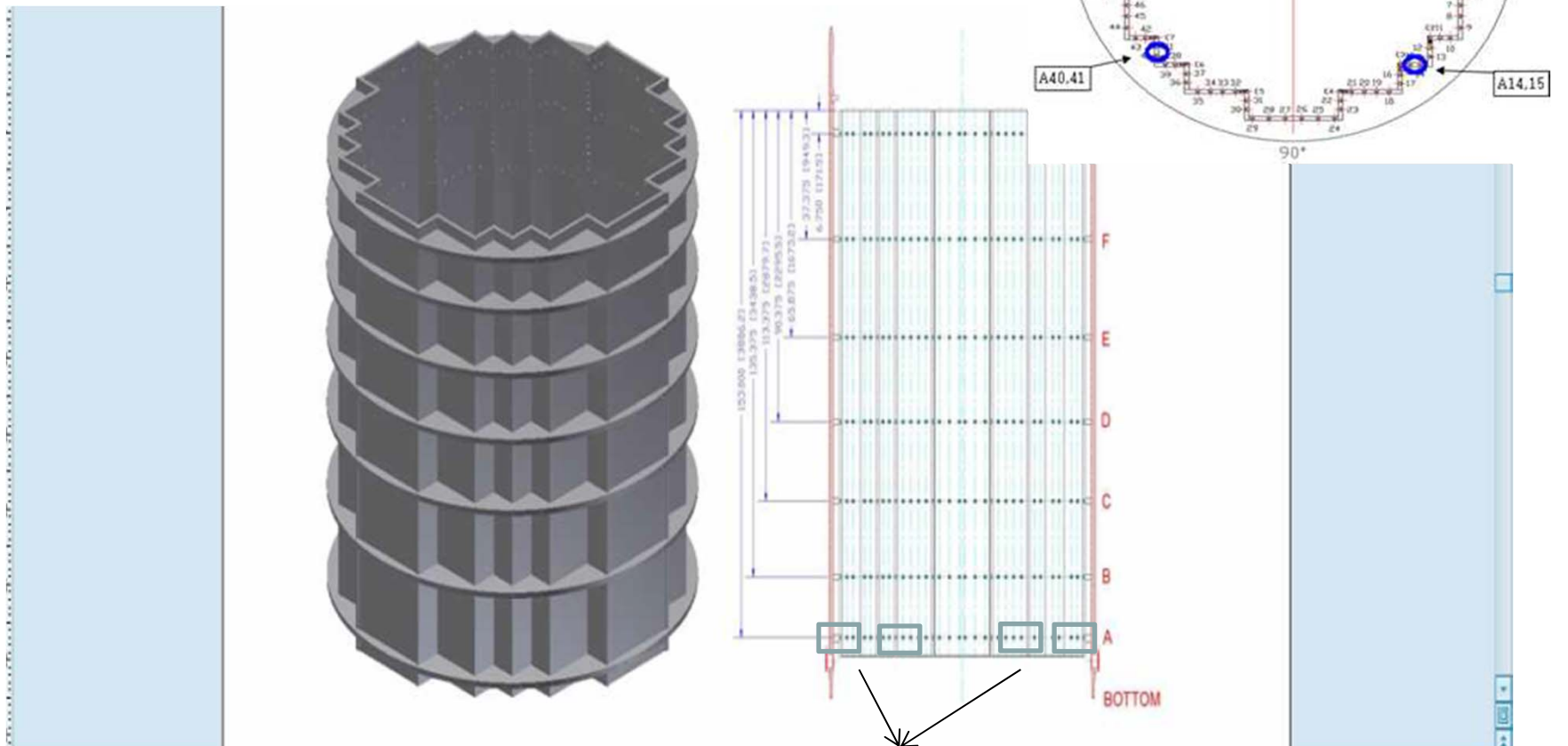
### 3. 수행 예정 내용 및 기대성과물

- 재료물성 열화 실증 (인장, 파괴인성, 치수변화, 구조건전성평가)
  - 기대성과물 (계속)
    - ✓기공팽창 발생률 데이터 확보 (재료 밀도측정으로 가능할 수 있음)
    - ✓조사응력부식균열에서 응력의 기여도 자료
    - ✓가동 년수를 고려한 내부구조물 응력 계산 및 최대 응력값
    - ✓설계변경에 의한 내부구조물 응력저감 방안
    - ✓확보된 물성데이터를 기반으로 수치해석을 통한 용접부 건전성평가 자료

## 4. 인출부위 선정

# 목적 1 : 열화기구 이해

## 1.1 미세조직 평가에 의한 열화 평가 ID 1.1.1



ID: 1.1.1

이상신호 발생부위 Baffle former bolts 자체 채취 (4개부위)

Fig. 1 Location of defect signal

# 목적 1 : 열화기구 이해

## 1.1 미세조직 평가에 의한 열화 평가 ID 1.1.2

### ID 1.1.2

조사 집적량이 가장 높은 부위 baffle  
former bolts 4단 former Bolt  
45/135/225/315도 각 3개씩  
자체 재취(12개부위)

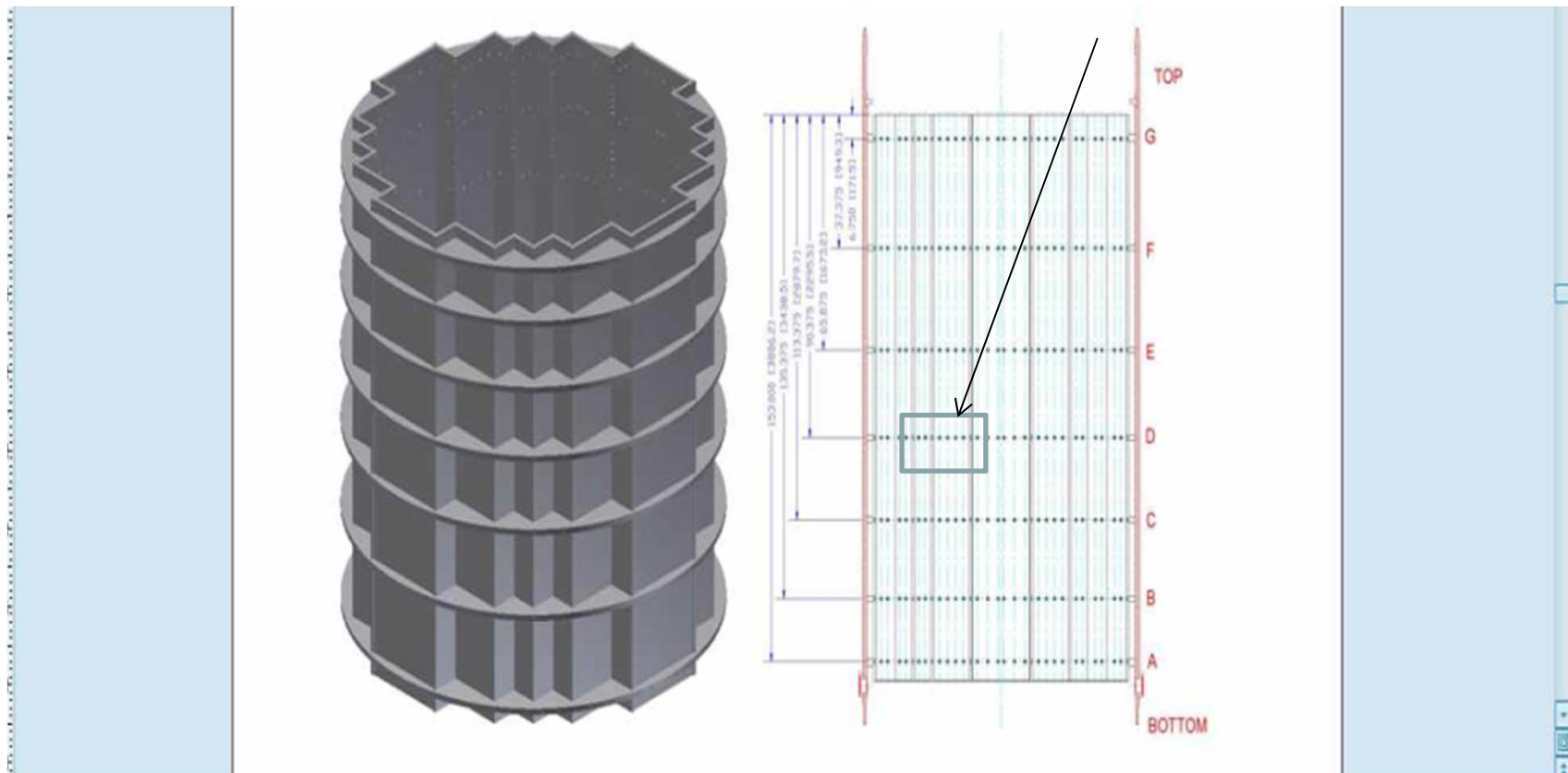
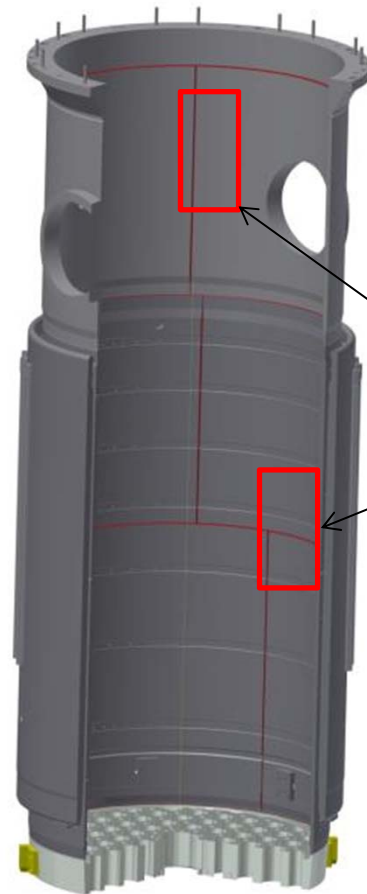


Fig. 2 Location of high fluence/stress

# 목적 1 : 열화기구 이해

## 1.1 미세조직 평가에 의한 열화 평가 ID 1.1.3



ID 1.1.3  
수직용접부(Core Barrel Upper &  
lower Vertical Weld (2개부위))  
각 부위 크기 : 가로100 x 세로200 mm

Fig. 3 Core Barrel Upper & lower **Vertical** Weld

# 목적 1 : 열화기구 이해

## 1.1 미세조직 평가에 의한 열화 평가 ID 1.1.4

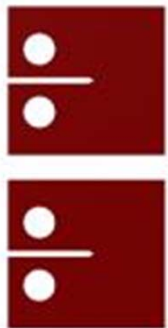


ID 1.1.4  
수평용접부 (Core barrel upper & lower  
girth weld)(2개부위)  
각 부위 크기 : 가로 200 x 세로 100 mm

Fig. 4 Core barrel upper & lower **girth** weld

# 목적 1 : 열화기구 이해

1.2 균열개시 및 진전률  
(Crack Growth Rate) 데이터 생산  
ID 1.2.1



ID 1.2.1

Baffle Plate 1,2,3번 중간단(3개부위)  
가로100 x 세로200 mm (3개부위)

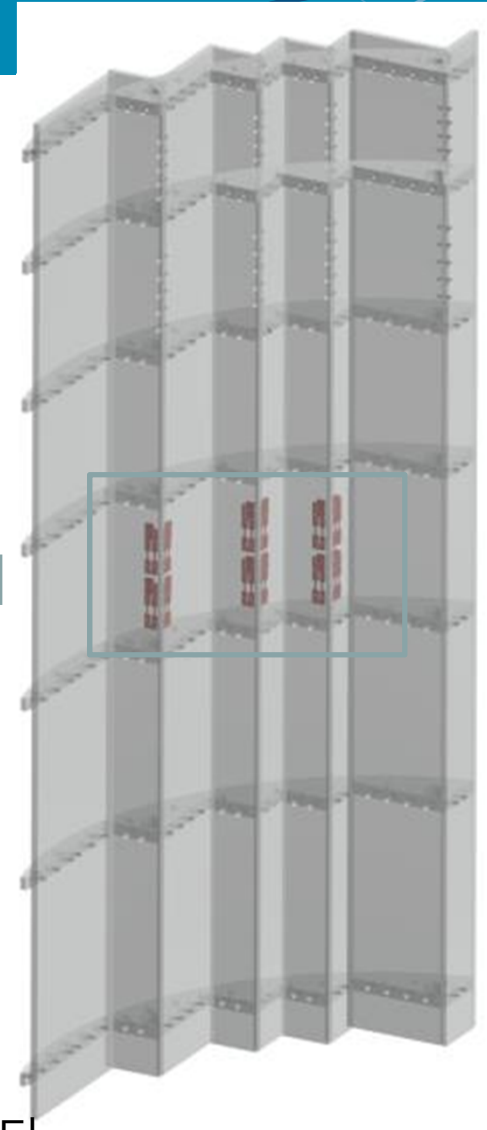
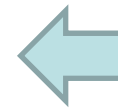
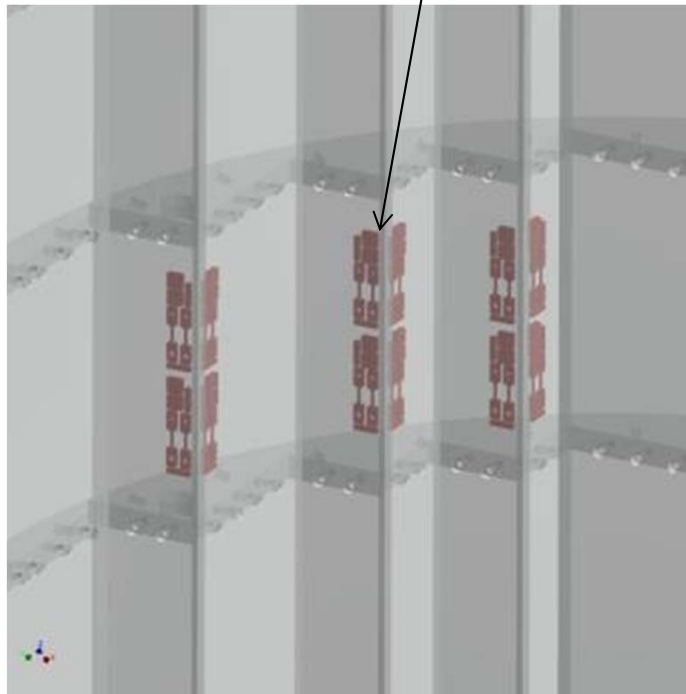


Fig. 5 Baffle Plate 1,2,3번 중간단

## 목적 2 : 재료물성측정 및 기존자료와 비교분석

### 2.1 항복응력, 최대인장응력, 연신률, 파괴인성 ID 2.1.1

ID 2.1.1  
Baffle Plate 1,2,3번 상단 (3개부위) 및 중간단 (3개부위)-인장특성, 파괴인성 (총 6개부위)  
상단 및 중간단 각각 가로100 x 세로200 mm (6개부위)

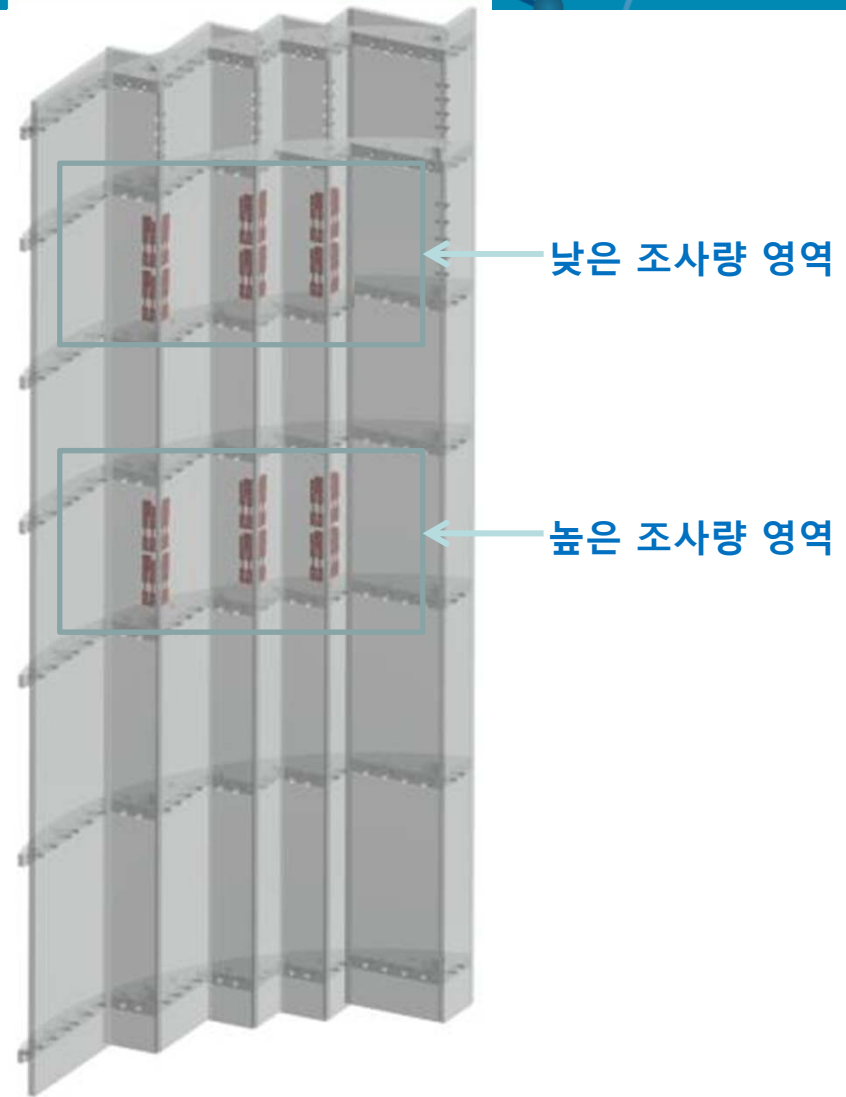
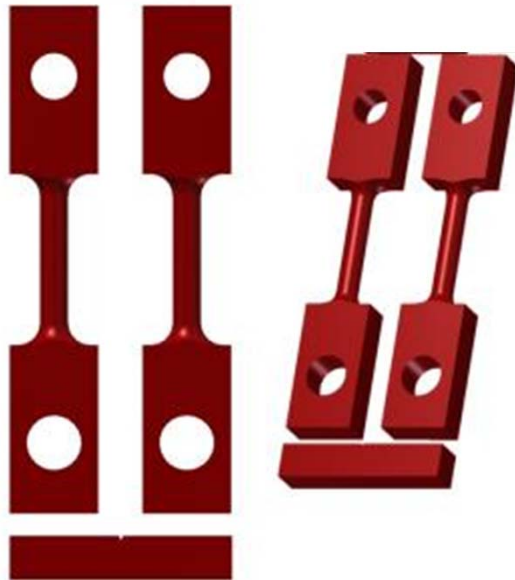


Fig. 6 Baffle Plate 1,2,3번 상단 및 중간단-인장특성

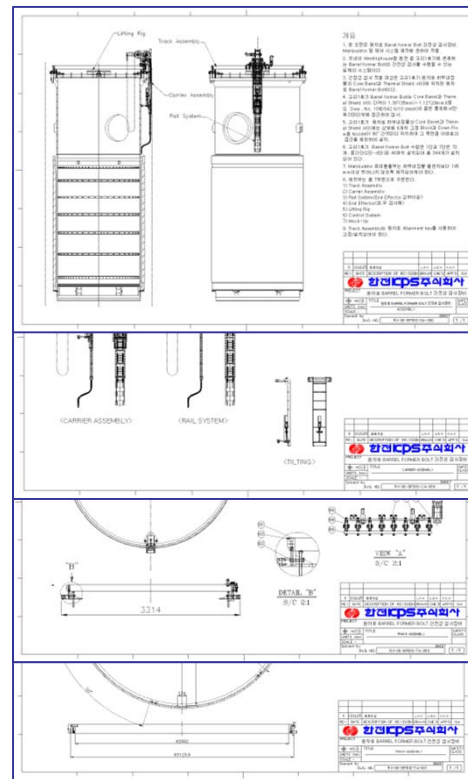


# 5. 인출장비 개발현황

## ❖ 검사장비 및 교체장비 개발

원자로 내부구조물 지지볼트 검사장비 개발

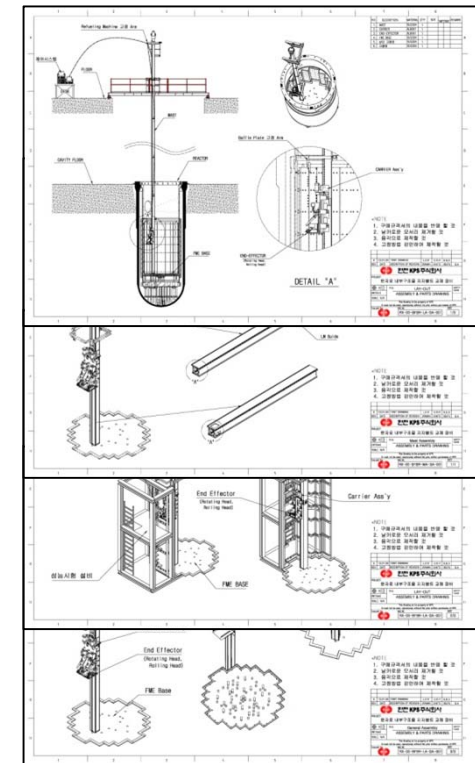
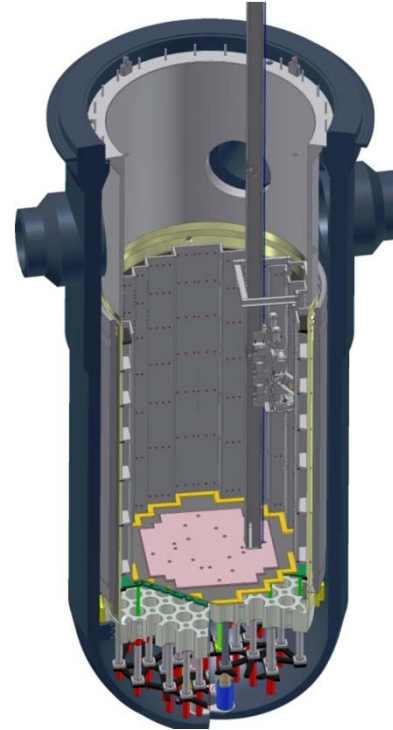
원자로 Barrel Former Bolt 검사장비



<3D 모델링 및 도면>

원자로 내부구조물 지지볼트 교체장비 개발

원자로 Baffle Former Bolt 교체장비



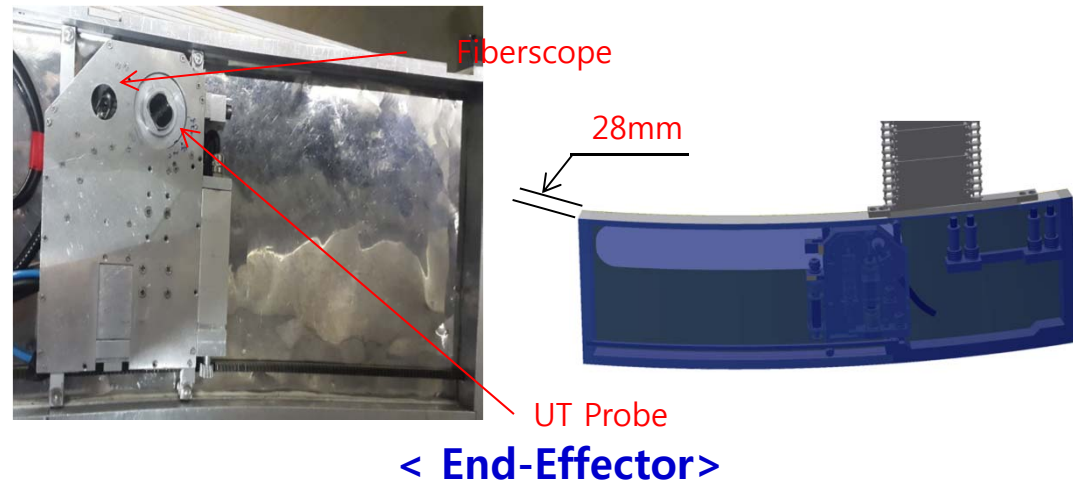
<3D 모델링 및 도면>

## 5. 인출장비 개발현황

### ❖ Barrel Former Bolt 검사장비 설계 및 개발



- End Effector 두께 최대값 : 28mm
- 빛과 영상을 제공할 수 있는 Fiberscope 적용
- Fiberscope의 영상 기준 UT Probe 회전  
(Fiberscope의 곡률반경 감안한 End Effector 높이 설정)
- 고방사선 영역에 적용 가능한 Resolver 적용



# 5. 인출장비 개발현황

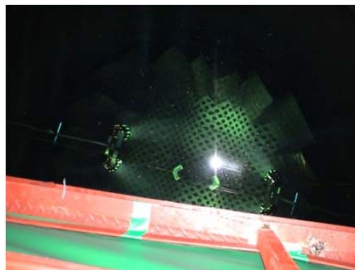
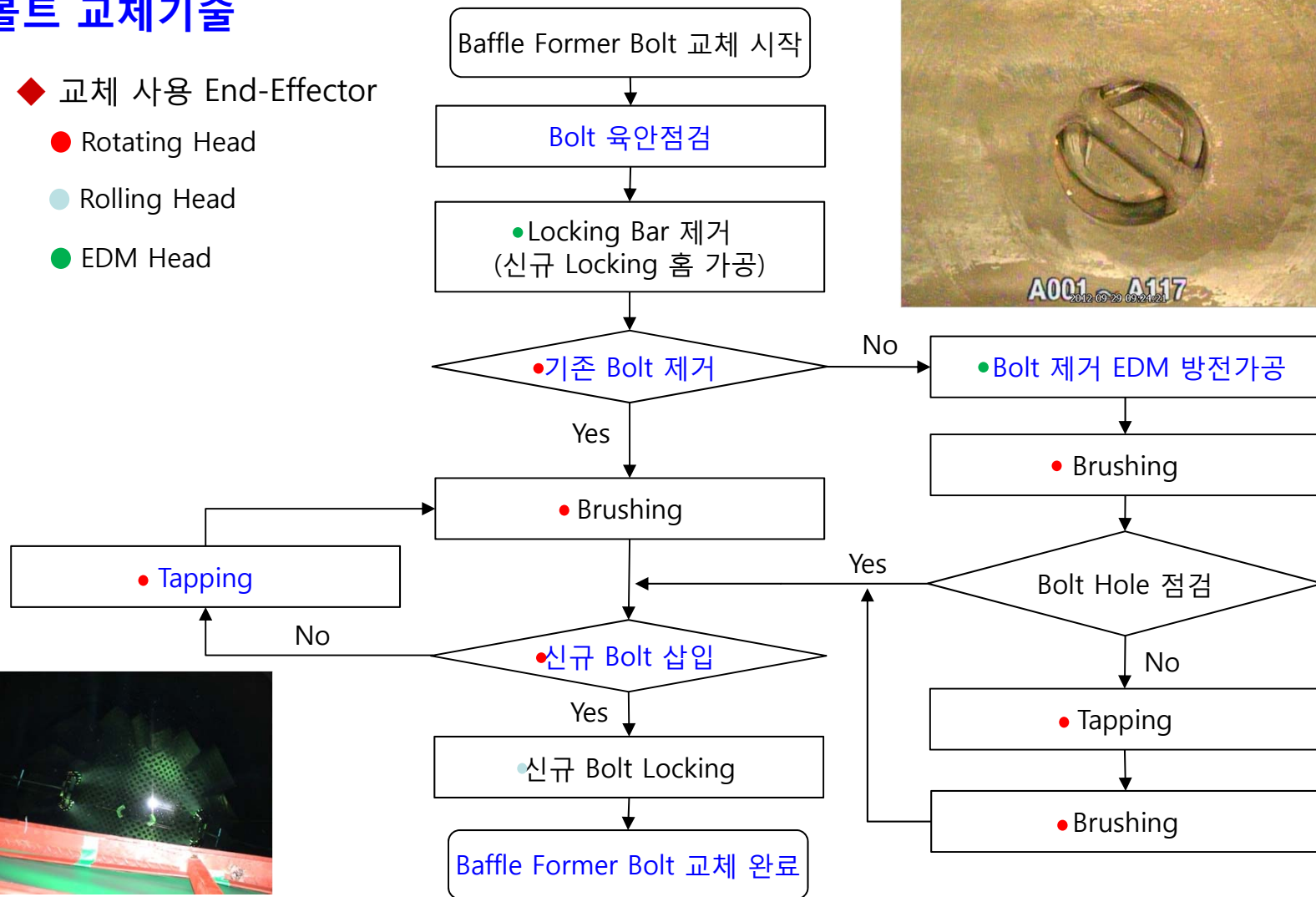
## ❖ 지지볼트 교체기술

### ◆ 교체 사용 End-Effector

● Rotating Head

● Rolling Head

● EDM Head



## 5. 인출장비 개발현황

### ❖ 원자로 Baffle Former Bolt 교체장비 시스템



Baffle Former Bolt (BFB)

Mast

End Effector

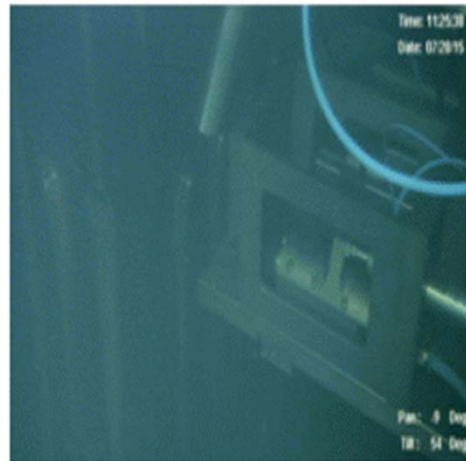
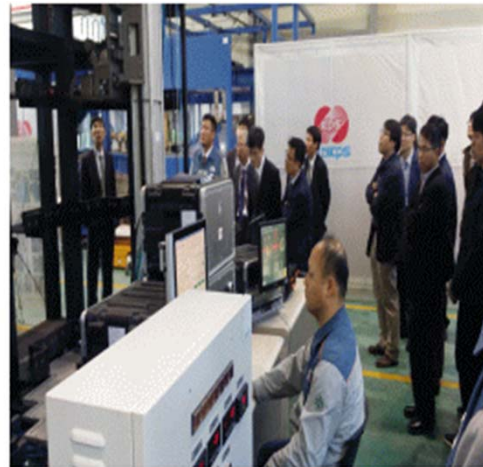
FME Base

제어 시스템



## 5. 인출장비 개발현황

❖ 장비 성능 시험 설비 - 발주사 및 규제기관 초청 세미나 개최(2015. 07)



## 6. 요약

- 고리1 활용연구를 위한 사전기획조사 추진 - CRI
- 가동환경에서 장시간 중성자 노출된 내부구조물의 중요성
- 고 중성자 조사 내부구조물 재료를 활용한 균열기구 이해 및 재료물성 변화량 측정자료 확보 목표
- 고리 2호기 등 계속운전을 위한 내부구조물 건전성검증 등 열화관리프로그램 개발에 활용
- 검사 및 교체장치 개발 완료(2016)→ 절단 및 해체에 연계활용 과제 착수(2017)
- 원자로 내부구조물 연구협의체(KINS), Working group(CRI)활동 계속 필요



## 도움 주신분 들

|     |                |
|-----|----------------|
| 위원장 | 황성식 (한국원자력연구원) |
| 간사  | 양준석 (한수원중앙연구원) |
| 위원  | 김남균 (한전 KPS)   |
| 위원  | 공창식 (두산중공업)    |
| 위원  | 정달우 (KEPCO EC) |
| 위원  | 황종근 (SMARTTEK) |

# 고리1호기 주기기 재료 활용연구 - Alloy 600, 690 PWSCC 분야

2016. 10. 26

김 성 우

원자력재료안전연구부



**한국원자력연구원**  
Korea Atomic Energy Research Institute



# 목차

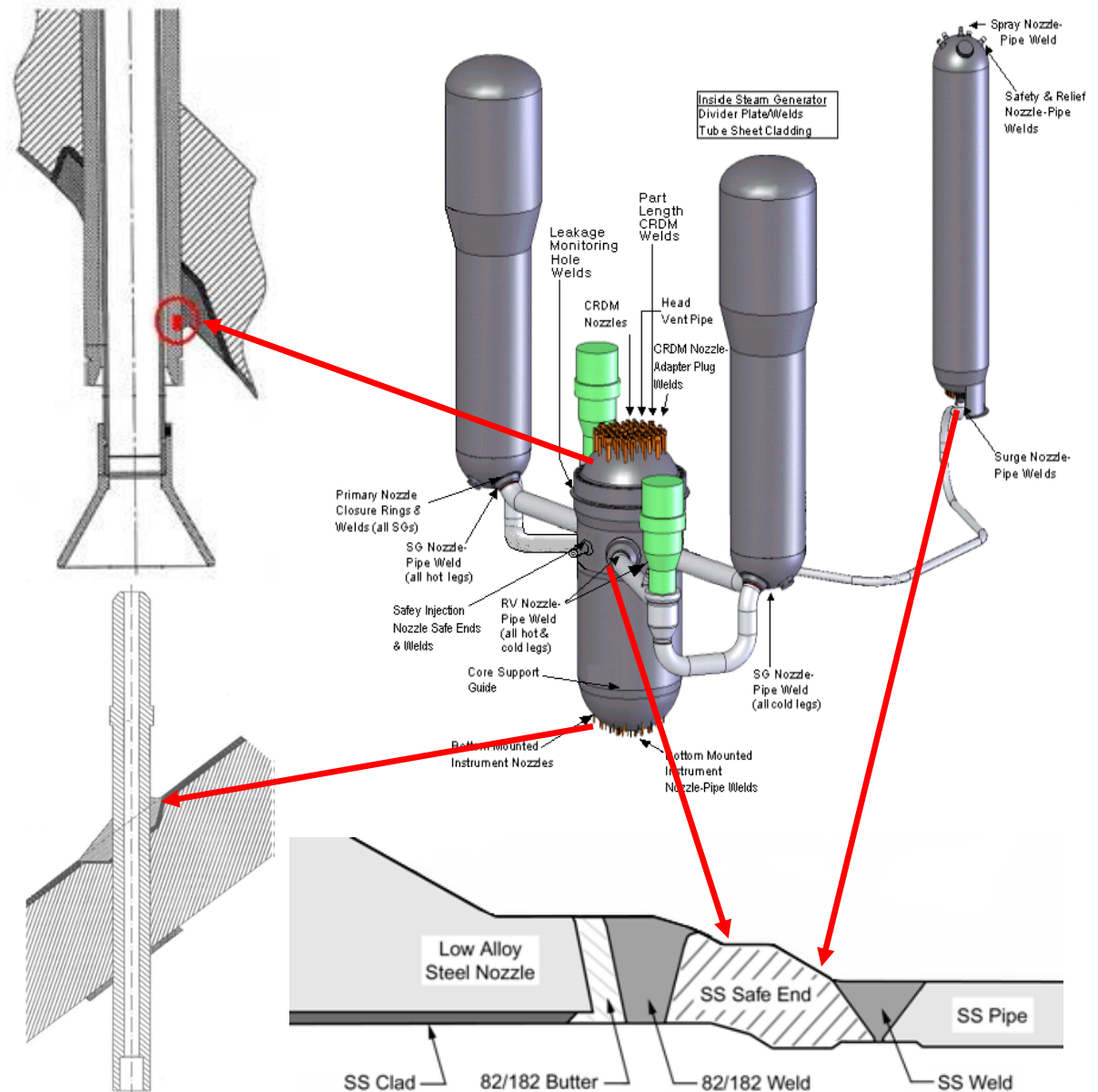


- ❖ 서론
- ❖ 연구 기획 내용
- ❖ 연구 추진시 고려사항
- ❖ 요약

# 서론

## ❖ PWR 이중금속용접부

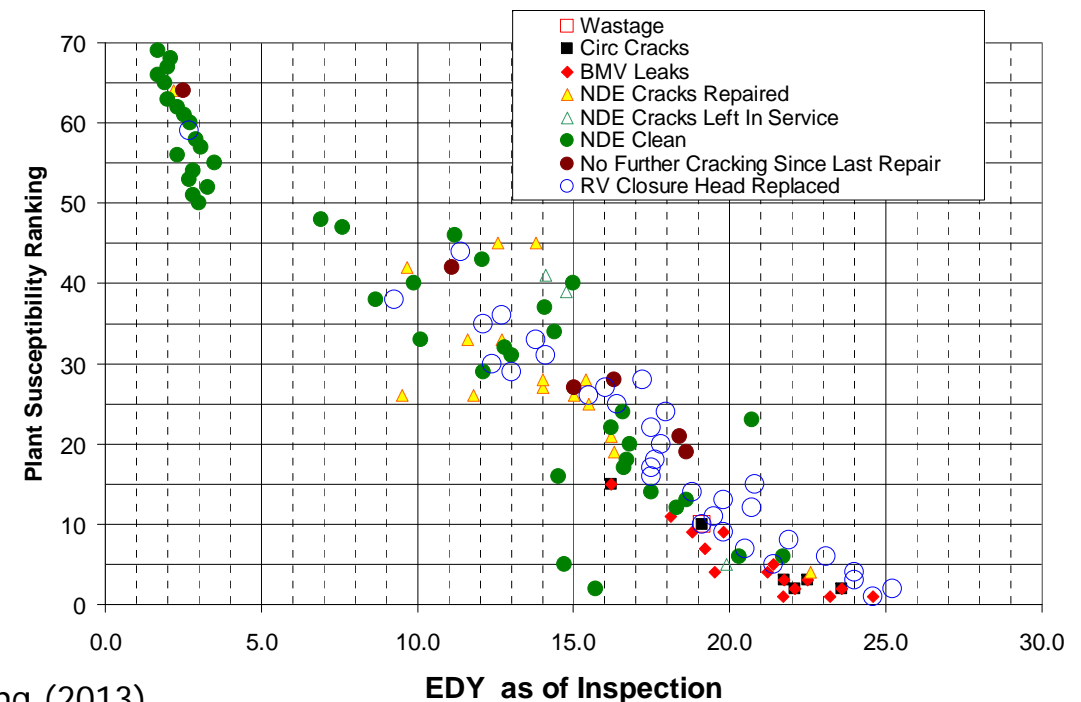
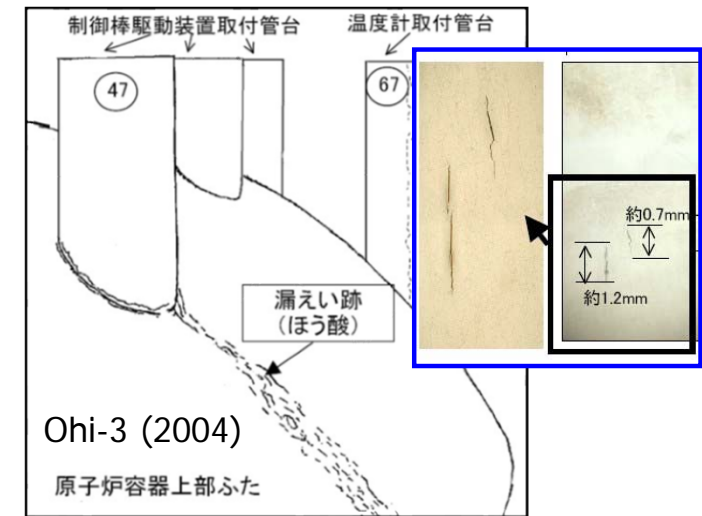
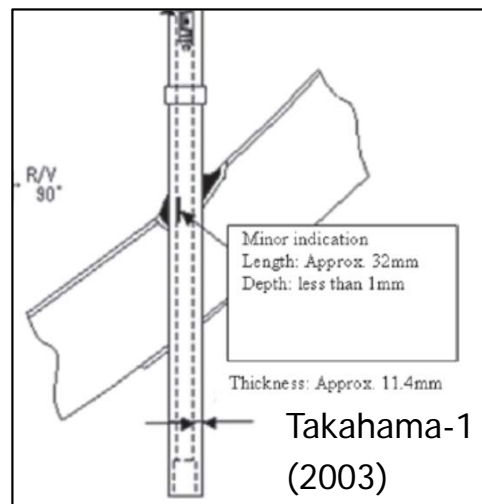
- RV head penetrations
  - Upper head CRDM/CEDM
  - Lower head BMI/BMN
  - SG drain, ...
- RV LAS nozzle to RCS piping
  - RPV hot and cold leg
  - PRZ relief, safety, spray, surge
  - SG to RCS, ...
- Materials
  - Alloy 600, Alloy 690
  - Alloy 82/182/132, Alloy 52/152
  - SS 308/309/316
  - LAS, CS, ...



# 서론

## ❖ PWR 원자로 헤드 관통 노즐의 PWSCC

- Field experiences of PWSCC in thick-wall Alloy 600
  - Bugey-3 (CRDM, France, 1991, 1999)
  - Oconee-2, D.C. Cook-2 (CRDM, USA, 1994)
  - Oconee-1, 2, 3, ANO-1 (USA, 2000~2001)
  - Davis-Besse (CRDM, USA, 2002)
  - STP-1 (BMI, USA, 2003),
  - Takahama-1 (BMI, Japan, 2003),
  - Ohi-3 (CRDM, Japan, 2004),
  - HB-3 (CEDM, Korea, 2012), ...



\* Ref: IAEA TECDOC-1522 (2011); W. Bamford, KAERI-consulting (2013)

# 서론

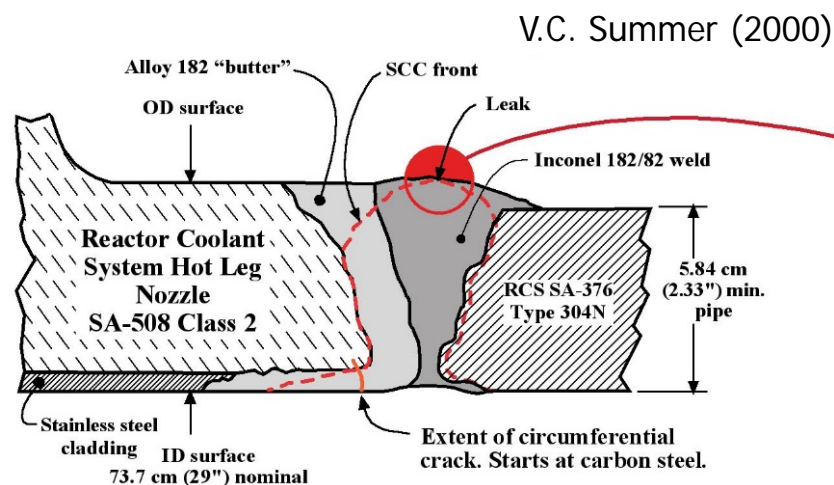
## ❖ PWR 냉각계통 이종금속용접 노즐의 PWSCC

- Field experiences of PWSCC in thick-wall Alloy 600
  - Ringhals-3, 4 (Hot-leg nozzle, Sweden, 2000)
  - V.C. Summer (Hot-leg nozzle, USA, 2000)
  - Tsuruga-2 (PRZ relief nozzle, Japan, 2003)
  - Mihama-2 (SG inlet nozzle, Japan, 2007)
  - Ohi-3 (Hot-leg nozzle, Japan, 2008)
  - Seabrook-1 (Hot-leg nozzle, USA, 2009), ...

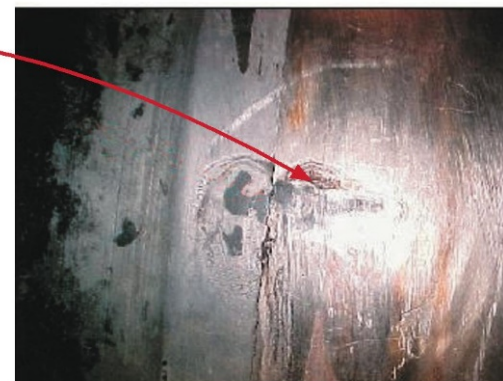
## Main Loop Pipe Cracking History

(All Indications are in Hot Leg DM Weld locations)

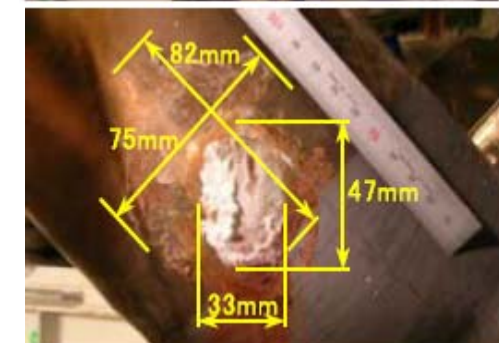
| Plant      | Temperature (F) | EFPY |
|------------|-----------------|------|
| VC Summer  | 621             | 15.6 |
| Seabrook   | 621             | 16.3 |
| OHI 3      | 617             | 14.0 |
| Ringhals 3 | 613             | 12.8 |
| Ringhals 4 | 613             | 12.3 |
| Salem 1    | 608             | 19.7 |



View of crack on OD surface



Tsuruga-2 (2003)

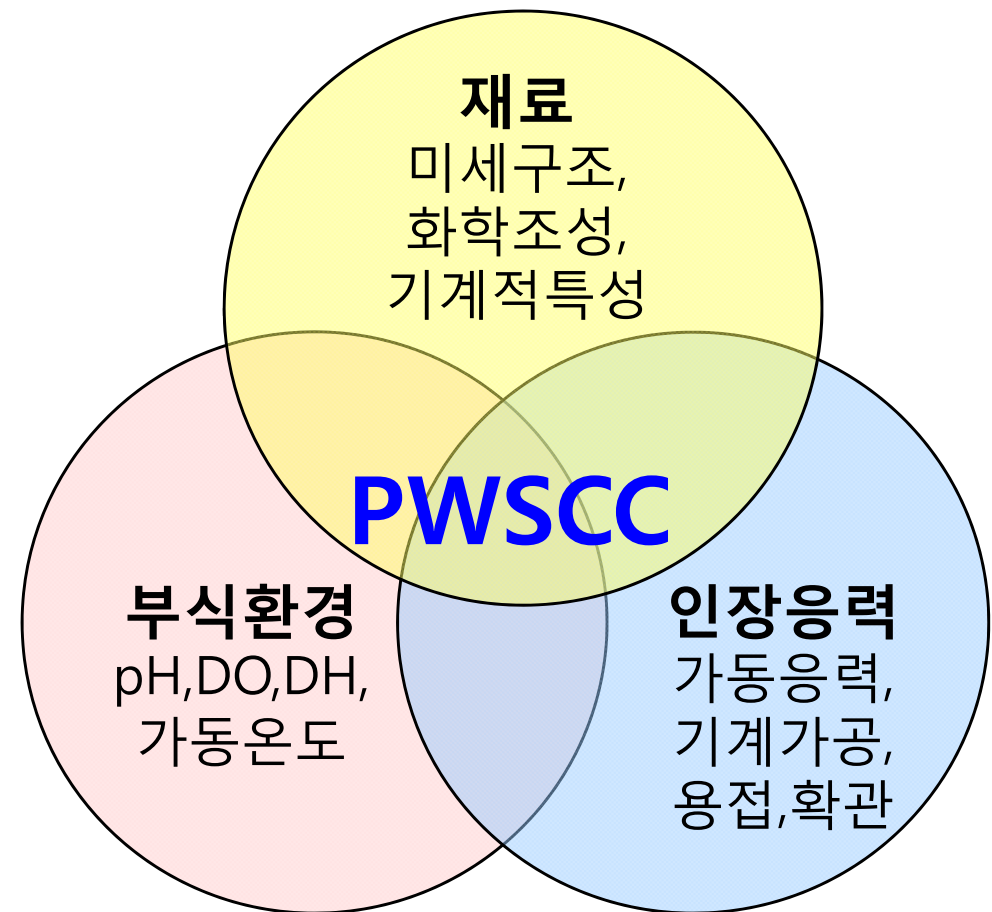


\* Ref: NUREG/CR-6921 (2006); W. Bamford, KAERI-consulting (2013)

# 서론

## ❖ 니켈계 합금의 PWSCC 유발 인자

- Primary water chemistry
  - DH, DO, pH, temperature, impurity, ...
- Material microstructure
  - chemical composition, grain size and carbide distribution during heat treatment
  - dilution, lack of fusion, hot cracking during welding, ...
- Stress and strain
  - residual stress/strain by welding, cold-machining, surface finishing during construction
  - additional stress/strain by welding, cold-machining, surface finishing during repair or replacement, ...





# 연구 기획 내용

## ❖ Alloy 600/690 헤드 관통 노즐 및 이종금속용접 노즐의 PWSCC 실증연구 기획

### • 기획 배경

- Alloy 600 기기의 PWSCC는 온도가 높은 가압기와 고온부에서 주로 발생, 장기가동에 따라 점차 저온부로 확산되는 추세임.
- Alloy 600 이종금속용접 노즐과 관통 노즐에서 중요한 PWSCC 유발 인자로서 용접 잔류응력이 제기되고 있으나, 현재 잔류응력 예측 기술의 정확도 및 신뢰도가 높지 않음. 고리1호기 헤드를 활용한 실증연구를 통해 잔류응력 해석 평가 모델의 실증 필요함.
- 원전 실사용 재료를 활용한 PWSCC 개시/성장 연구자료는 부족한 실정임. 실증연구를 통한 PWSCC 개시 여부, 성장속도 평가를 통해 현행 건전성 예측 모델의 검증 필요함.

### • 기획 위원 명단

|       |       |            |
|-------|-------|------------|
| 기획위원장 | 김 홍 표 | 한국원자력연구원   |
| 간사    | 김 홍 덕 | 한수원 중앙연구원  |
| 위원    | 강 성 식 | 한국원자력안전기술원 |
|       | 김 성 우 | 한국원자력연구원   |
|       | 김 용 식 | 한수원 중앙연구원  |
|       | 장 윤 석 | 경희대학교      |
|       | 장 창 희 | 한국과학기술원    |

# 연구 기획 내용

## ❖ 연구 목표

| 활용기기                                | Task                                                       |
|-------------------------------------|------------------------------------------------------------|
| Alloy 600<br>헤드 관통 노즐과<br>이종금속용접 노즐 | Task 5. Alloy 600 기기 잔류응력 및 PWSCC 실증 (교체 전 원자로상부<br>헤드 포함) |
|                                     | Task 6. 교체 후 상부헤드 UT 이상 지시 규명 및 잔류응력/PWSCC 실증              |

- 원자로 헤드 관통 노즐 및 이종금속용접 노즐의 잔류응력 해석 실증 평가, 용접부 재료 물성 실증 평가 자료 생산 (Task 5-1)
  - 고리 1호기 잔류응력 평가대상 선정, 인출 용접부에 대한 잔류응력 해석 RR 수행 및 실증 평가
  - 용접에 의한 경도 분포 및 기계적 물성 변화 분석, 열영향부/용접부 미세조직 정밀 분석
- 원자로 헤드 관통 노즐 및 이종금속용접 노즐의 PWSCC 실증 평가 자료 생산 (Task 5-2)
  - 1차 계통수 노출 표면 산화 특성 정밀 분석 및 미세 균열 생성 유무 평가
  - 인출 용접부 채취 시편에 대한 PWSCC 생성 및 성장 실증 평가
- 원자로 헤드 관통 노즐 비파괴 검사 지시 원인 규명 및 검사 기법 개발 (Task 6)
  - 고리 1호기 신규 상부 헤드 관통 노즐에서 발견된 비파괴 검사 지시부의 파괴 검사를 통한 원인 규명
  - Thick-wall pipe의 결함 신호와 불균질 금속 조직 신호를 구분할 수 있는 비파괴 검사 기법 개발

# 연구 기획 내용

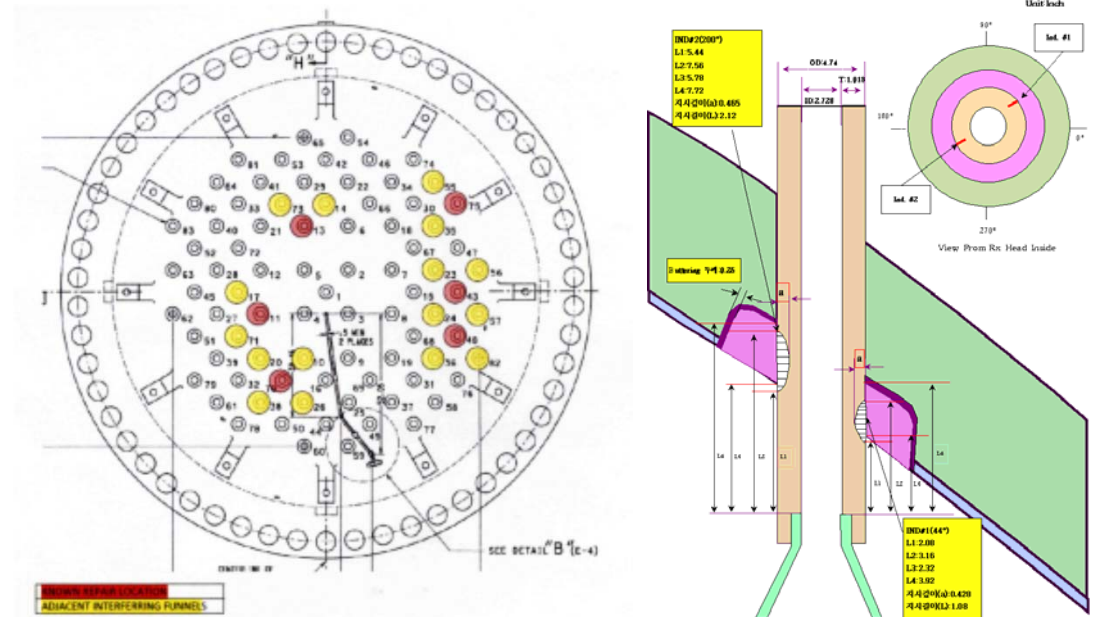
## ❖ Task 5-1 원자로 헤드 관통 노즐 및 이중금속용접 노즐의 잔류응력 해석과 재료물성 실증 평가

### 1. 고리 1호기 헤드 관통 노즐, 이중금속용접부 잔류응력 평가대상 및 절취 부위 선정

- 고리 1호기 CRDM/BMN/1차계통 기기연결 노즐에 대한 응력 및 피로 해석, 균열 발생 및 성장 평가, 수명관리 및 PSR 보고서 등을 종합하여 평가대상 확정 및 공학 데이터 정리.
- 인출 대상 용접부에 대한 유한요소해석 수행(용접, 운전조건, 절취시 응력변화를 포함한 응력 계산)
- 비파괴 검사를 통한 결함 유무 확인

### 2. 상하부 헤드 관통 노즐 용접부 인출

- 고리 1호기 상부헤드는 2013년 교체. 신규 헤드 관통 노즐 재료는 기존 Alloy 600에서 Alloy 690으로 대체
- 고리 1호기 교체 상부헤드의 Alloy 600 CRDM 용접부 2개 부위 절취
- 잔류응력 예비평가 결과 및 국내 사례(한빛 3호기)를 바탕으로 절취 부위 선정



< 국내 헤드 관통 노즐 결함사례 위치 >

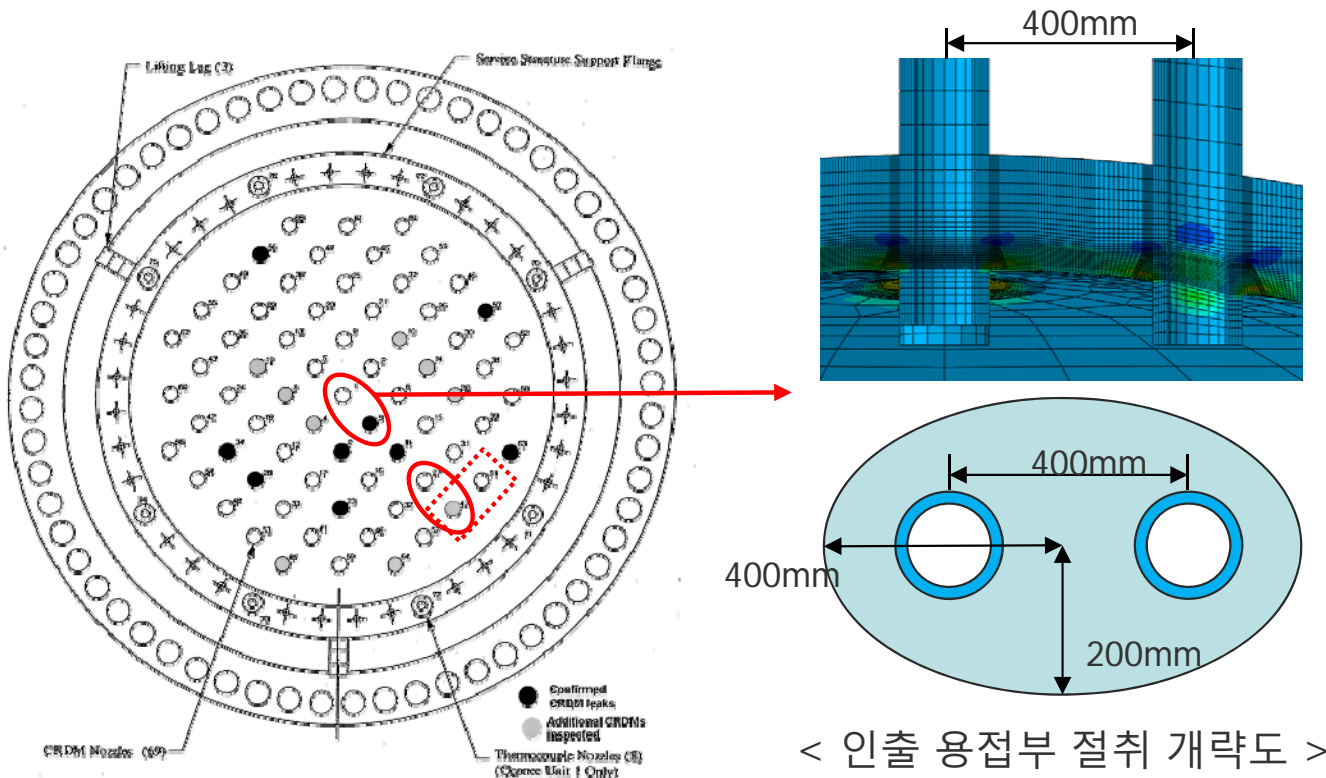


# 연구 기획 내용

## ❖ Task 5-1 원자로 헤드 관통 노즐 및 이중금속용접 노즐의 잔류응력 해석과 재료물성 실증 평가

### 2. 상하부 헤드 관통 노즐 용접부 인출 (계속)

- 고리 1호기 상부 헤드 관통 노즐의 경우 인접 관통부간 중심 거리가 약 400mm 이므로, 응력이완 방지 등을 위해 2개 관통부를 포함하여 타원형으로 절취하되, 장반경 400mm × 단반경 200mm 크기로 절단
- 하부 헤드의 대표 BMN 용접부 2개 부위도 유사한 방식으로 절취후 인출



< 인출 용접부 절취 개략도 >

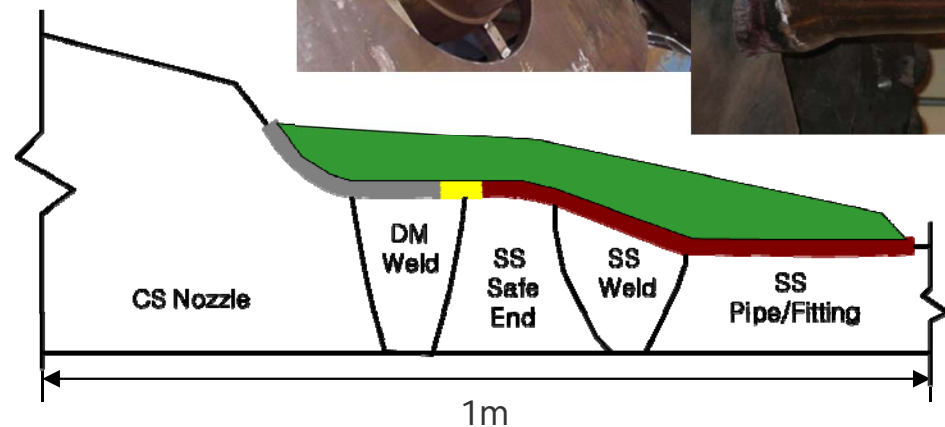
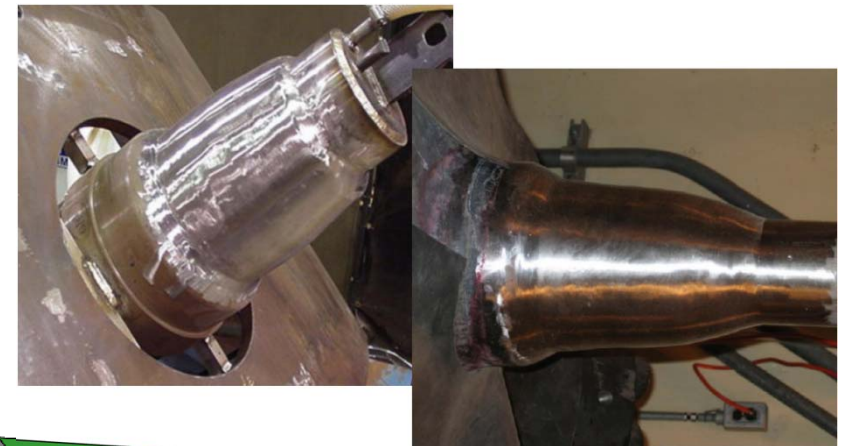
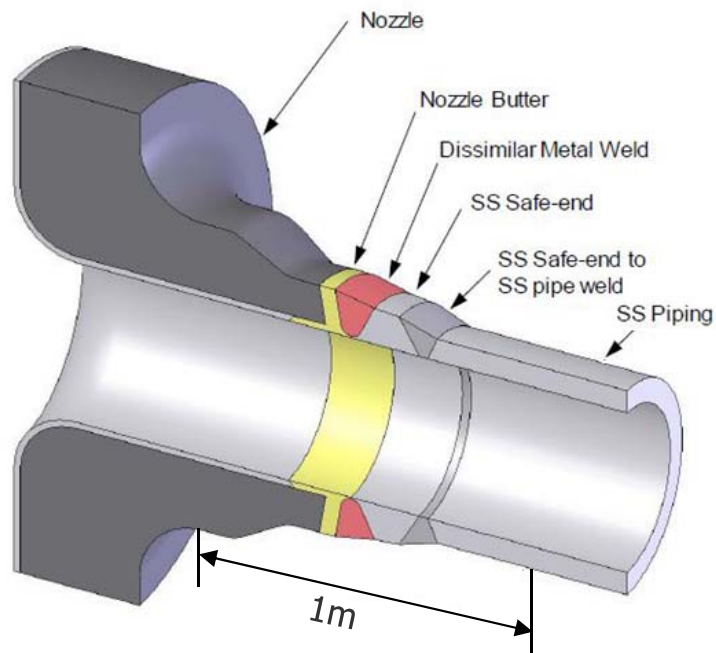


# 연구 기획 내용

## ❖ Task 5-1 원자로 헤드 관통 노즐 및 이종금속용접 노즐의 잔류응력 해석과 재료물성 실증 평가

### 3. RPV 출구 노즐과 PZR surge 노즐 인출

- 1차 계통 기기 연결 노즐 중 고온부인 RPV 출구 노즐 1개에 대해 용접부 포함 전체 1m 길이로 절취
- 2009년 PZR surge/spray/safety/relieve nozzle에 대해 WOL 적용함. 대표적인 surge 노즐 1개에 대해 용접부 포함 전체 1m 길이로 절취



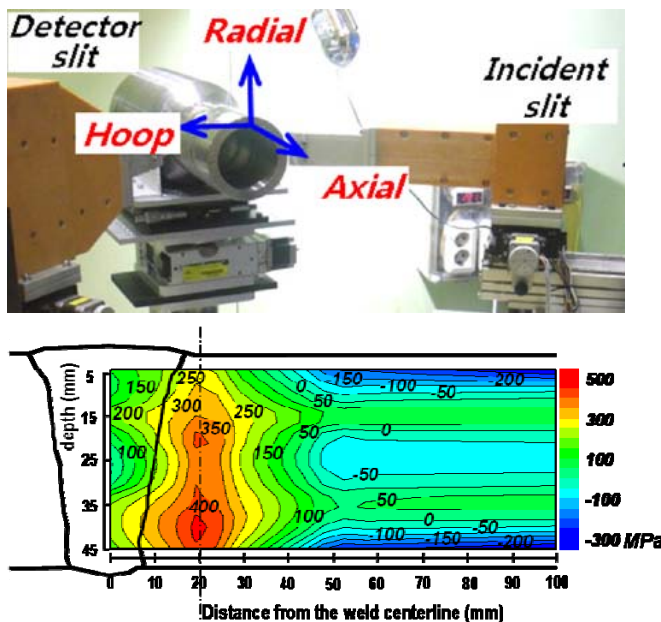
< 인출 용접부 단면도 >

# 연구 기획 내용

## ❖ Task 5-1 원자로 헤드 관통 노즐 및 이중금속용접 노즐의 잔류응력 해석과 재료물성 실증 평가

### 4. 인출 용접부에 대한 잔류 응력 해석 평가 및 측정 RR 수행

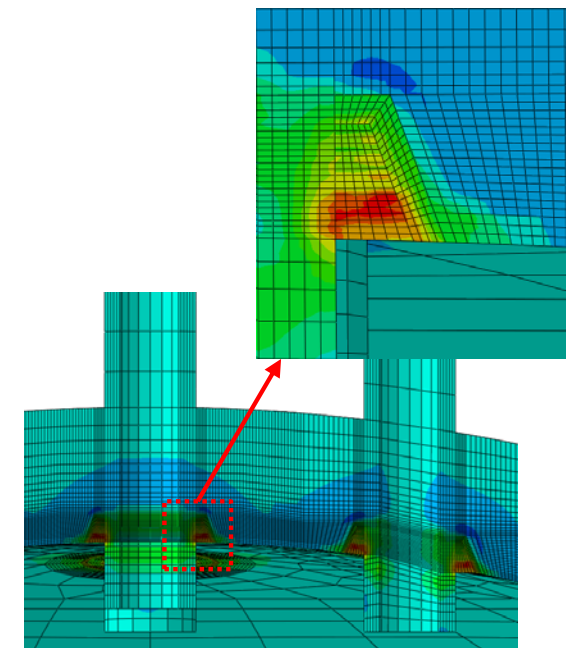
- 잔류응력 측정기법 유효성 비교 분석(천공법, X-선/중성자 회절법, 계장화 압입법).
- 잔류응력 해석기법 타당성 비교 분석(유한요소, 용접 모델링, 열해석 모델, 경화법칙, 상변태, 응력풀림, 기준응력)
- 파괴역학 평가 연계 방안 정립(취약부위 선정, 파손모드, 평가코드/방법)
- 후속호기 건전성 평가에 적용 방안 수립(WOL 보수용접부 잔류응력 실증)



< 하나로 중성자 회절 RSI >



< 계장화 압입법 >



< FE 잔류응력 해석 >

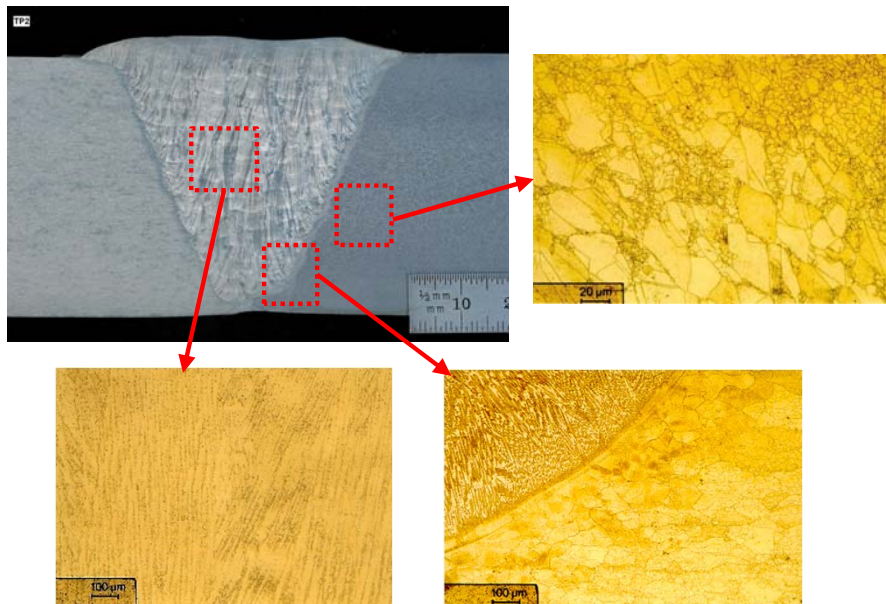


# 연구 기획 내용

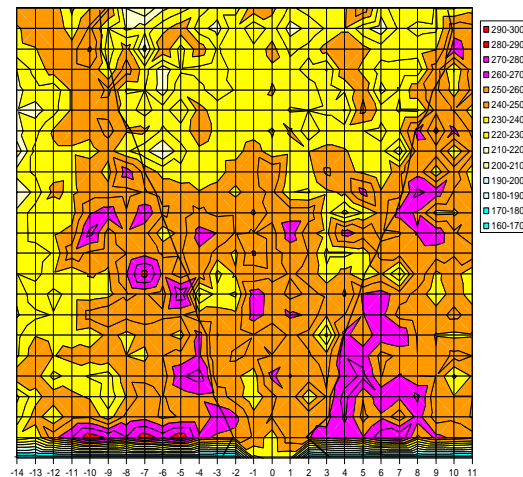
## ❖ Task 5-2 원자로 헤드 관통 노즐 및 이중금속용접 노즐의 PWSCC 실증 평가

### 1. 인출 용접부 재료 물성 실증 평가

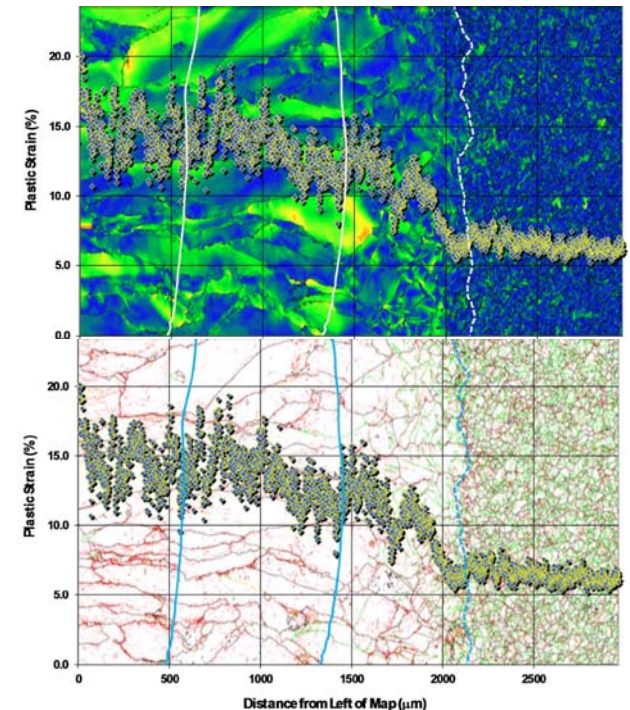
- 인출 용접부의 모재, 열영향부, 용접재 미세조직 정밀 분석, 소성 변형량 EBSD 분석
- 용접에 의한 경도 분포 및 기계적 물성 변화 분석
- 현존 경도 분포 측정법에 대한 기술적 타당성 및 계장화 압입법 등 기계적 강도 측정법에 대한 적용 가능성 검토
- 인출 용접부에 대한 경도 분포 실증 평가 및 계장화 압입법을 통한 기계적 강도 평가



< 용접부 미세조직 분석 >



< 용접부 경도 분포 분석 >



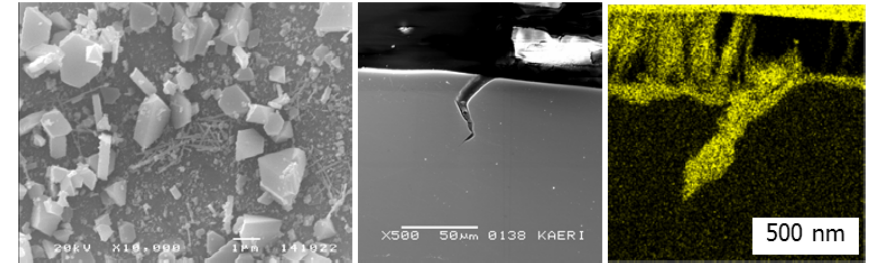
< 용접부 EBSD 분석 >

# 연구 기획 내용

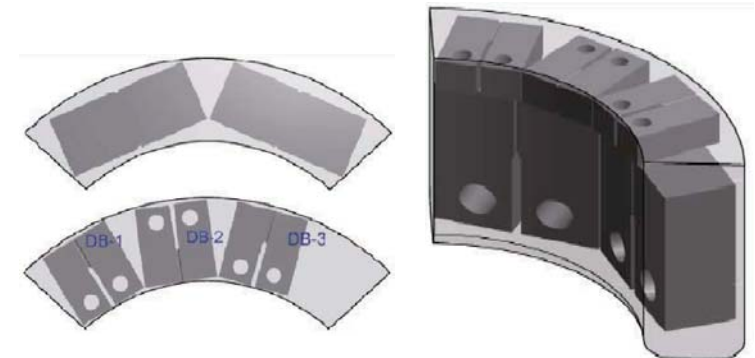
## ❖ Task 5-2 원자로 헤드 관통 노즐 및 이중금속 용접 노즐의 PWSCC 실증 평가

### 2. 인출 용접부 시료 PWSCC 실증 평가

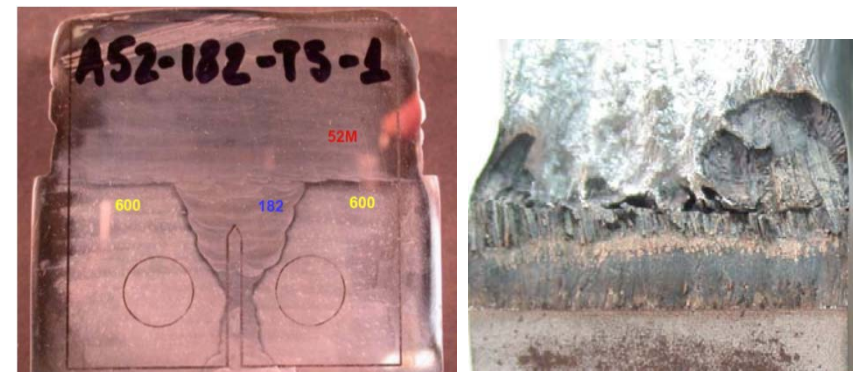
- 인출후 비파괴 검사를 통한 미세 균열 여부 사전 평가
- 파괴 검사를 통한 미세 균열 생성 유무 평가
- 균열 생성 발견시 원인 분석(미세 균열 분포와 잔류 응력, 경도, 미세조직, 소성 변형량 분석 결과와 비교)
- PWSCC 생성 및 성장 실증 평가용 시험편 제작 가공
- PWSCC 생성 실증 평가 RR 수행(응력별 생성 시간, 임계 응력, 모재/용접재 생성 저항성 비교) 및 성장 실증 평가 RR 수행(응력확대계수 별 성장속도, 모재/용접재 성장속도 비교)
- 1차 계통 노출에 따른 표면 산화특성과 PWSCC 생성 민감도 실증 평가
- WOL 보수용접 노즐의 PWSCC 저감 실증 평가



< 표면 산화특성 및 미세균열 생성유무 평가 >



< PWSCC 성장 실증 평가 시편 가공 >

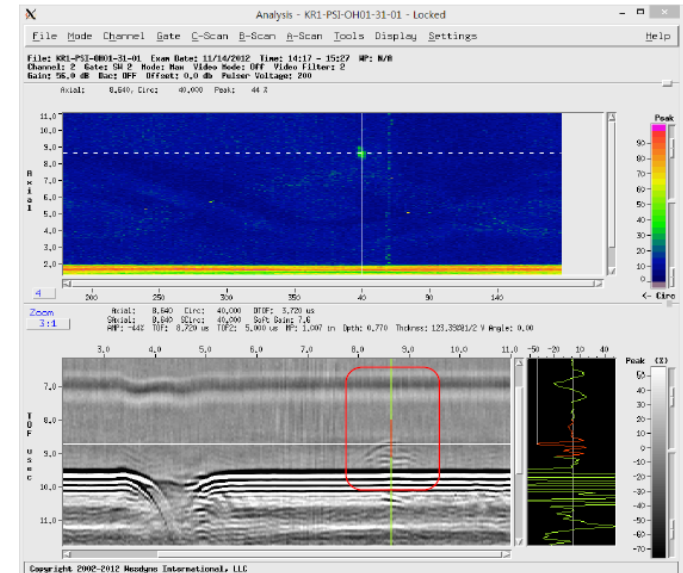


< WOL 보수용접부 PWSCC 성장 실증 평가 >

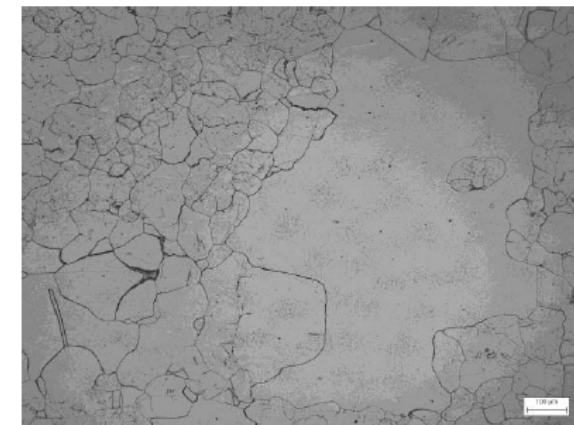
# 연구 기획 내용

## ❖ Task 6 원자로 헤드 관통 노즐 비파괴 검사 지시 원인 규명 및 검사 기법 개발

1. 고리 1호기 헤드 관통 노즐 모재에서 발견된 비파괴 지시 신호와 불균질 금속 조직 신호를 구분할 수 있는 비파괴 검사 기법 개발
  - 초음파 지시가 발견된 6개 관통관 10개 지시부에 대해 해체전 초음파 신호 재해석 및 추가적인 정밀 검사 수행
  - 필요시 기존 검사 기법 이외의 검사 기법을 적용하여 결함신호와 미세조직 신호를 구분할 수 있는 비파괴 검사 기법 개발
2. 고리 1호기 신규 상부 헤드 관통관에서 발견된 비파괴 검사 지시부의 파괴 검사를 통한 원인 규명
  - 초음파 지시가 발견된 6개 관통관 중 2개(지시가 많은 부위 순서)를 인출하여 파괴 검사 수행, 미세조직 정밀 분석을 통한 초음파 지시 원인 규명



< 신규 상부 헤드 PSI 신호 >



< 헤드 관통 노즐 잔재의 미세조직 사진 >

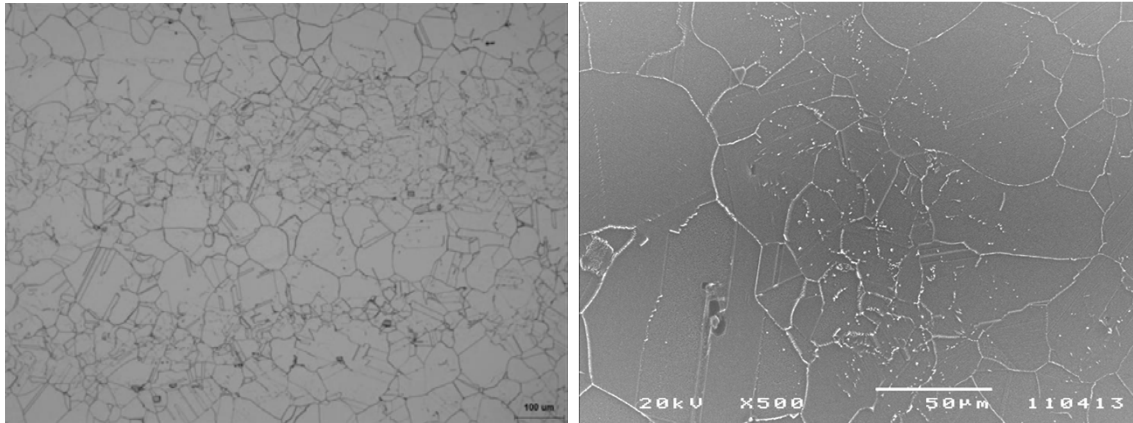


# 연구 기획 내용

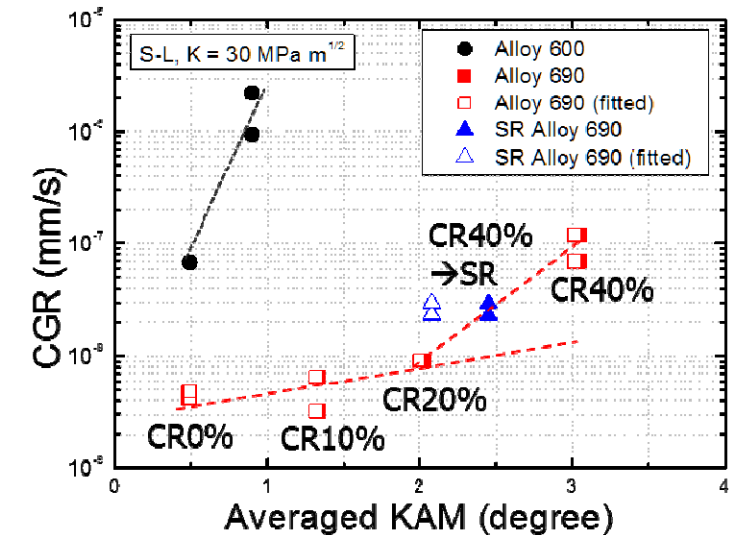
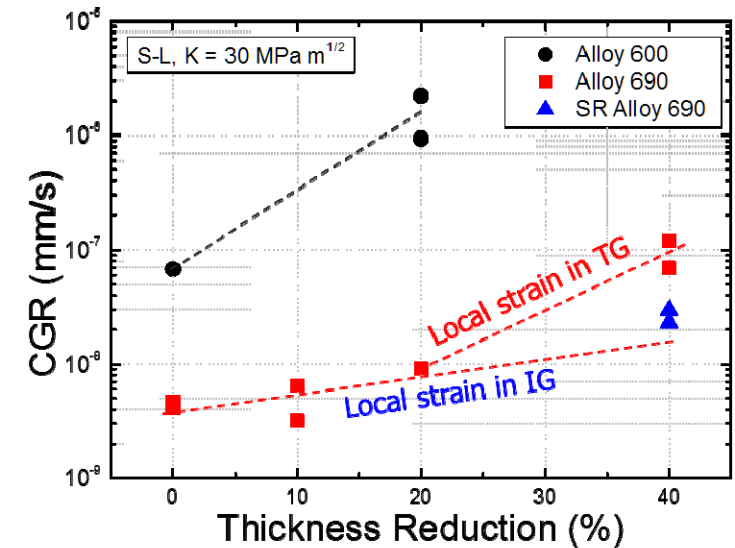
## ❖ Task 6 원자로 헤드 관통 노즐 비파괴 검사 지시 원인 규명 및 검사 기법 개발

### 3. Alloy 690 재질 CRDM 용접부에 대한 잔류응력, 재료 물성, PWSCC 실증 평가 수행

- 잔류응력 해석 및 측정 RR 수행
- 용접에 의한 경도 분포 및 기계적 물성 변화, 미세조직 정밀 분석
- 파괴 검사를 통한 미세 균열 생성 유무 평가 및 용접부에서 채취한 시험편에 대한 PWSCC 생성 및 성장 RR 평가(불균질 미세조직과 PWSCC 상관성 분석)



< Alloy 690 불균질 미세조직 >



< Alloy 690 불균질 재료의 CGR >

# 연구 기획 내용

## ❖ 연구분야별 제안 내용 주요 사항 요약표

|               | Task 5-1                                        |                                      |                                        | Task 5-2                                           |
|---------------|-------------------------------------------------|--------------------------------------|----------------------------------------|----------------------------------------------------|
| 인출 위치         | 교체 상부헤드<br>CRDM 용접부                             | BMN 용접부                              | 1차계통 기기연결<br>이종금속용접부                   | 신규 상부헤드<br>CRDM 용접부                                |
| 주요<br>키워드     | Alloy 600,<br>잔류응력 실증,<br>PWSCC 실증              | Alloy 600,<br>잔류응력 실증,<br>PWSCC 실증   | Alloy 600,<br>잔류응력 실증                  | Alloy 690,<br>UT 지시 원인 규명,<br>잔류응력 실증,<br>PWSCC 실증 |
| 시료채취<br>수량    | CRDM 용접부 2개<br>인출부1 : 1-3 노즐<br>인출부2 : 11-19 노즐 | BMN 용접부 2개                           | RPV 출구 노즐,<br>PZR surge 노즐<br>용접부 각 1개 | 초음파 지시 다수<br>관통노즐 용접부 2개                           |
| 비고<br>(채취 크기) | 2개 노즐포함 타원형<br>(장반경 400mm ×<br>단변경 200mm)       | CRDM과 동일개념,<br>(고리1 도면 검토후<br>확정 예정) | 용접부 포함<br>(길이 1m, 중앙에<br>용접부 위치)       | 2개 노즐포함 타원형<br>(장반경 400mm ×<br>단변경 200mm)          |

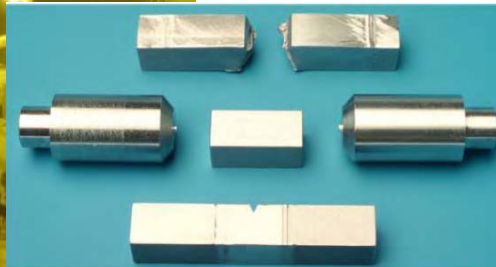


# 연구 추진시 고려사항

## ❖ 고리 1호기 인출 방사성 재료 연구를 위한 기반 구축 방안

### 1. 선진국 시험시설 현황 (벨기에 SCK-CEN 조사재 시험 시설, LHMA)

- 콘크리트 핫셀 : 주로 핵연료물질 시험
- 금속재료 시험 전용 베타-감마 중소형 핫셀
- 특수목적 소형 핫셀(가공, 용접, 검사) 보유
- 조사재 SCC 시험시설 보유



\* LHMA : Laboratory for High and Medium level Activity

### 2. 국내 중성자 조사재 시험 시설 현황

- KAERI 조사재시험시설(IMEF)에서 중성자 조사재 취급 가능하나, 재료 일반 기계적 특성 시험시설 보유 중
- 조사재 시편 정밀가공 설비 부족 (CNC milling, stud/spot welder 등)
- 고준위 핵연료 이외의 저준위/저방사화 금속재료 시험 전용 베타-감마 중소형 핫셀 필요
- 조사재 시험편 정밀가공부터 정밀 특성평가까지 원스톱 서비스 체계 구축 필요

# 연구 추진시 고려사항

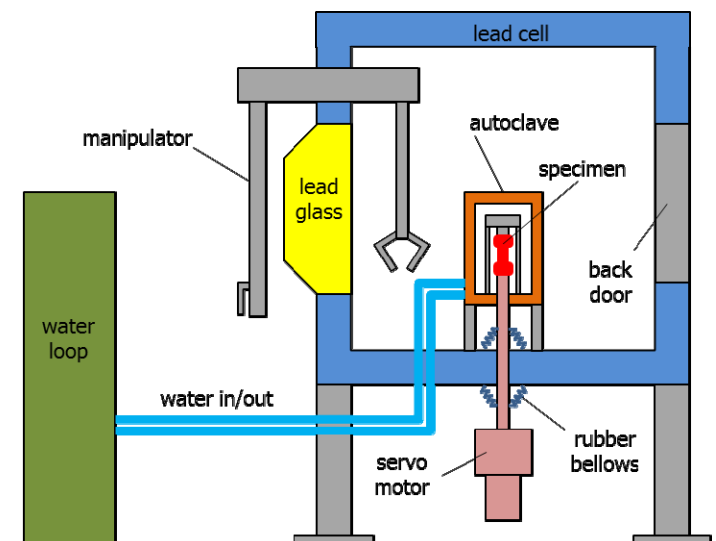
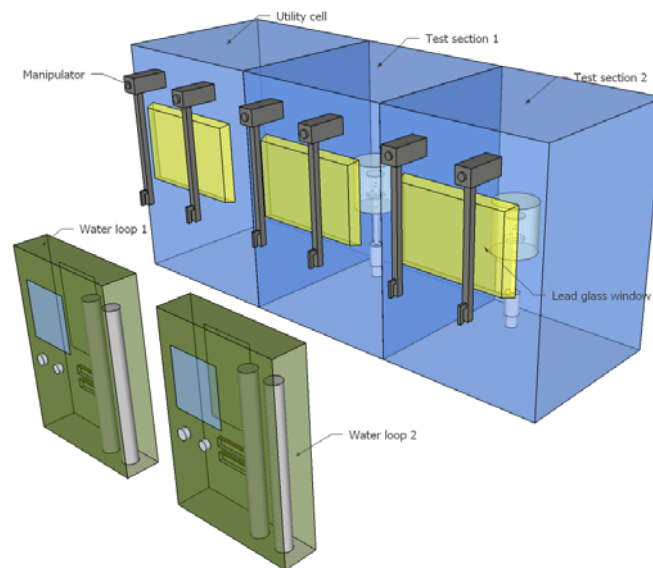
## ❖ 고리 1호기 인출 방사성 재료 연구를 위한 기반 구축 방안

### 3. 중성자 조사재 SCC 실증시험 구축 추진 현황

- KAERI 원자력재료연구부에서 2015년부터 주요사업의 일환으로 조사재 SCC 실증시험 구축 추진 중
- ~2016년 : 조사재 SCC 실증시험 설비 상세 설계 및 hot cell 개조 방안 수립
- 2017년~2020년 : SCC 실증시험 설비 구축 및 시운전 (cold lab), hot cell 개조 및 인허가
- 2021년~2023년 : hot cell 내 SCC 실증시험 설비 이전
- SCC 시험기 2대 규모로 고리 1호기 재료 활용 연구를 위해서는 별도 투자 필요



< KAERI 내 중소형 핫셀 전경 >



< 조사재 SCC 실증 시험 설비 개념도 >

## ❖ 기대 성과

- 현행 원자로 헤드 관통 노즐 및 이종금속용접 노즐의 건전성 평가 기술 신뢰성 검증 및 개선
  - 용접부 잔류응력 해석 및 측정을 위한 고유기술 확보 및 신뢰성 입증
  - 인출재에 대한 PWSCC 생성 및 성장 실증 평가를 통해, 현존 기기 비파괴 검사 및 건전성 평가 방법에 대한 신뢰성 입증
  - 후속호기 계속운전을 위한 용접부 건전성 평가 기술 자료로 활용
  - Alloy 600 대비 Alloy 690 관통관의 균열 저항성 입증을 위한 기술 자료로 활용
  - 원자로헤드 관통관내 존재하는 금속조직에 의해 발생한 초음파신호에 대한 명확한 이해 및 규제기관 요청 사항 대응

## ❖ 결론

- Alloy 600/690 재질의 1차 계통 주요 기기·부품의 응력부식균열 실증 평가 분야에서 다음과 같이 3개의 주요 연구 내용을 제안
  - 원자로 헤드 관통 노즐 및 이종금속용접 노즐의 잔류응력 해석 실증 평가, 용접부 재료 물성 실증 평가 자료 생산
  - 원자로 헤드 관통 노즐 및 이종금속용접 노즐의 PWSCC 실증 평가 자료 생산
  - 원자로 헤드 관통 노즐 비파괴 검사 지시 원인 규명 및 검사 기법 개발
- 고리 1호기 헤드 관통 노즐 및 이종금속용접부 활용 실증 연구를 위하여 조사재 소형 정밀 시편 가공 설비, 핫셀 내 SCC 평가 설비 등이 사전에 구축될 수 있도록 산학연의 공동 노력 필요

# 증기발생기 전열관 및 배관감육 분야 (고리1호기 주기기 재료활용연구)

김 동 진

한국원자력연구원  
원자력재료안전연구부

2016. 10. 26

# Outline

- 증기발생기 분야
  - 배경
  - 열화 모드별 개요
  - 증기발생기 분야 도출 열화모드와 예비계획
- 유속가속부식 분야
  - 사례
  - 배경
  - 예비대상 선정 및 사유
  - 연구내용
  - KAERI 연구 현황 소개



## ● 증기발생기 분야

# 배경

## <Steam generator tubing material status in Korea>

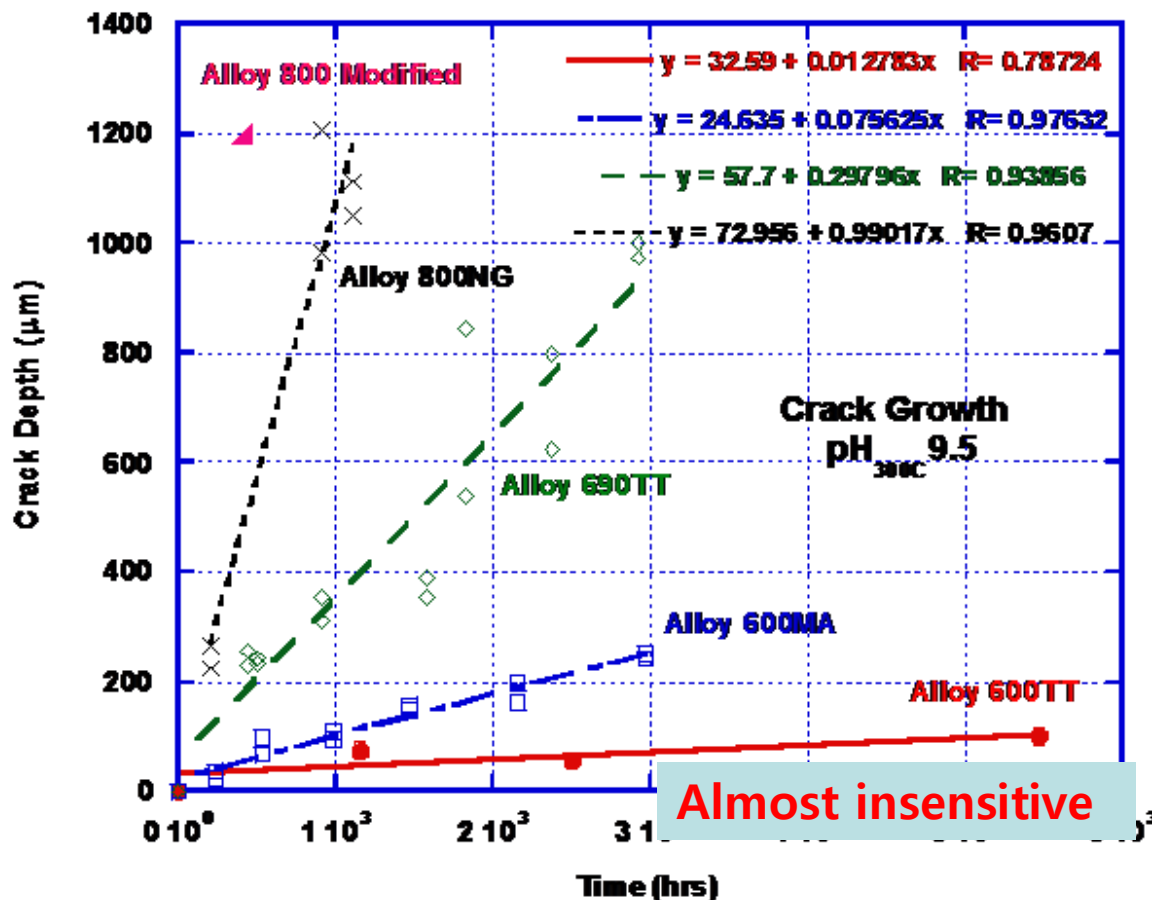
| Tubing material  | Alloy 600(HT)MA                                   | Alloy 600TT                         | Alloy 690TT                                                                                 |
|------------------|---------------------------------------------------|-------------------------------------|---------------------------------------------------------------------------------------------|
| Plants           | -Hanbit 3-6<br>(OPR 1000)<br>-planning to replace | -Kori 2-4<br>-Hanbit 1,2<br>(W/H-F) | <b>-Kori 1 (since 1998)</b><br>-Hanul 1,2, Hanul 3-6<br>-Shin Kori 1,2<br>-Shin Wolsong 1,2 |
| Degradation mode | -SCC (@TTS, TSP, Tube sheet end)                  | -SCC (@TTS, tube sheet end)         | -Minor wear @AVB<br>-No SCC                                                                 |

**-Various types of degradation for Alloy 600TT but no SCC for Alloy 690TT since 1989**  
(J. Benson, presented at ISG-TIP5 meeting, Sep. 23-25, 2014, IRSN, Paris)

- (1) To consider recent research results on Alloy 690
- (2) Degradation mode based on previous experiences for Alloy 600
- (3) Possible issues to be emerged during long term operation



# ODSCC of SG materials (EPRI)



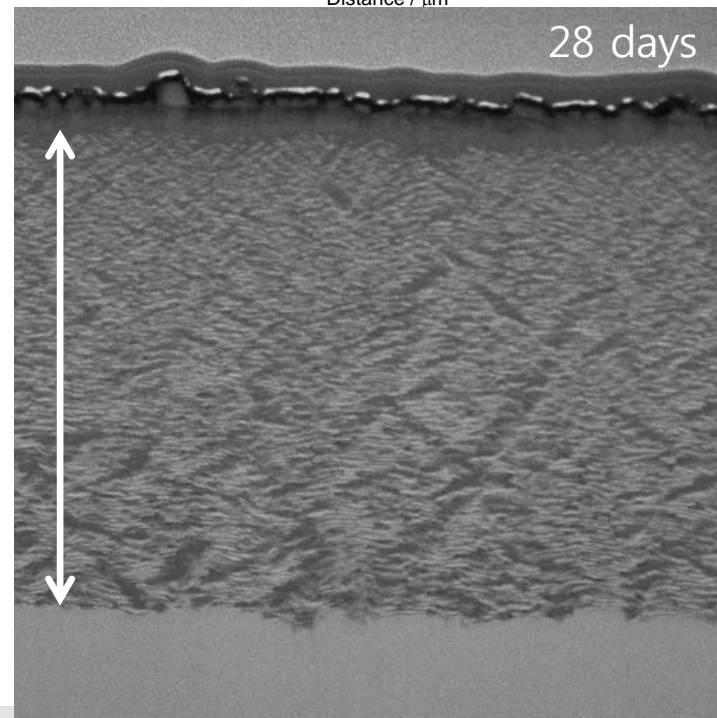
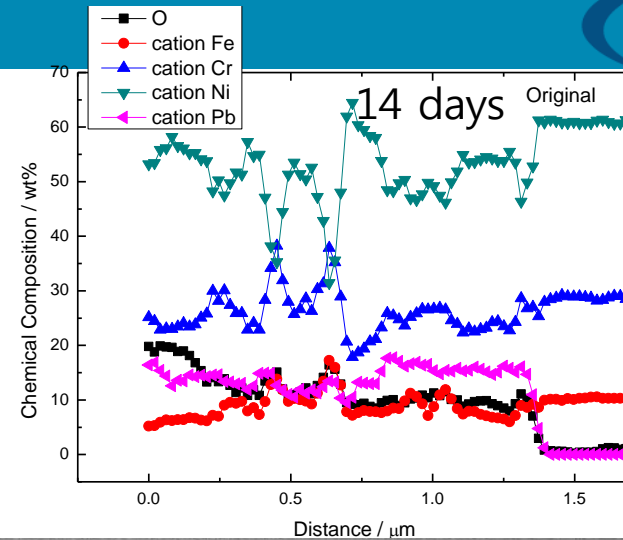
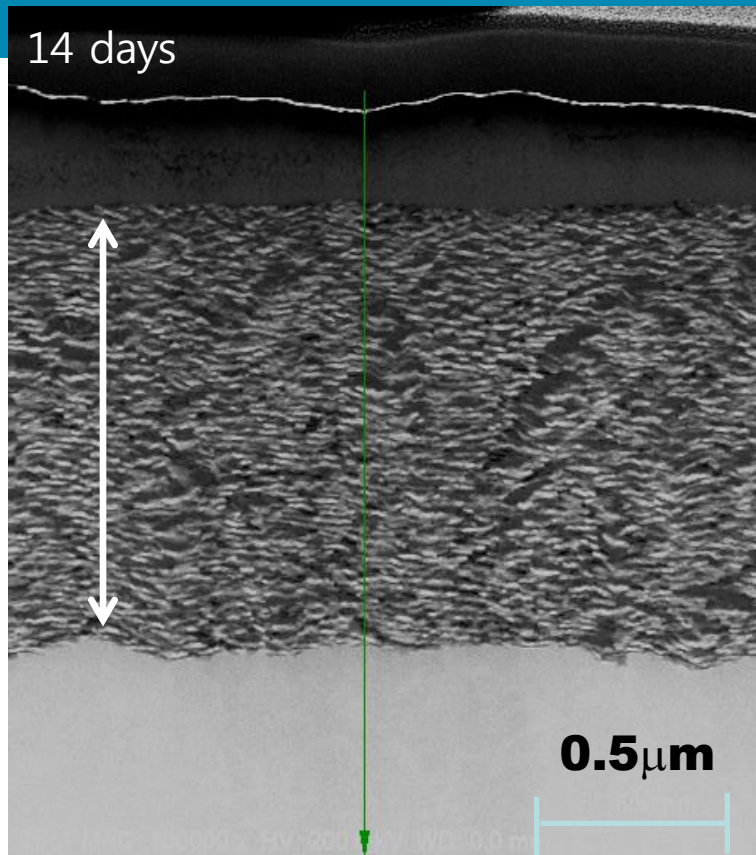
## ❖ Special crevice environment of secondary side

- pH(T) range of 4 to 9 (up to 10.5)
- $10^6 \sim 10^8$  concentration of impurity ( $\text{Pb}$ ,  $\text{Cl}^-$  and  $\text{SO}_4^{2-}$ )
- Testing for SG materials under  $\text{pH(T)} = 9.5$ ,  $T = 330^\circ\text{C}$  ( $\text{NaOH} + 3\text{m NaCl} + 500\text{ppm Pb}$ )

- Alloy 690 is more sensitive to SCC than Alloy 600.
- Alloy 600TT is almost insensitive to SCC at  $330^\circ\text{C}$ .

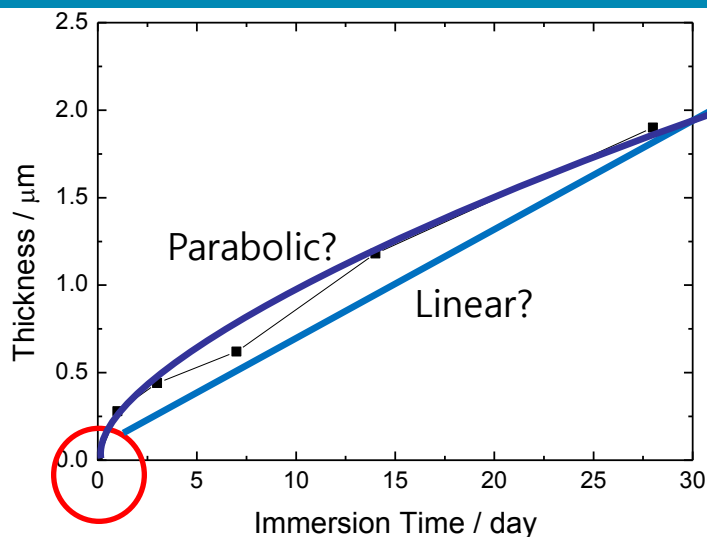


# TEM-EDS for Alloy 690 (0.1M NaOH + PbO (1,000ppm))



- Observation of very thick oxide
- Thickness increases with the time

# Thickness of oxygen affected layer (OAL) for Alloy 690



## ● OAL thickness prediction

| Thickness(μm) | Thickness(μm) | time (year) |
|---------------|---------------|-------------|
| 233           | 21.7          | 10          |
| 465.9         | 30.7          | 20          |
| 698.8         | 37.6          | 30          |
| Linear        | Parabolic     |             |

## ● If OAL is increased continuously?

→ Acceleration of brittle behavior and TGSCC

- Tube sheet, tube support plate, free span 부위 전 열관 파괴분석을 통한 장기적인 손상가능성 파악 (1)

## ● Experimental results

| Thickness (μm) | Day |
|----------------|-----|
| 0              | 0   |
| 0.28           | 1   |
| 0.44           | 3   |
| 1.18           | 14  |
| 1.9            | 28  |

Similar to parabolic increase by diffusion process

(including not immersed state, i.e. origin)

| Thickness (μm) | Day |
|----------------|-----|
| 0.28           | 1   |
| 0.44           | 3   |
| 0.92           | 7   |
| 1.18           | 14  |
| 1.9            | 28  |

Similar to linear increase

(excluding not immersed state, i.e. origin)

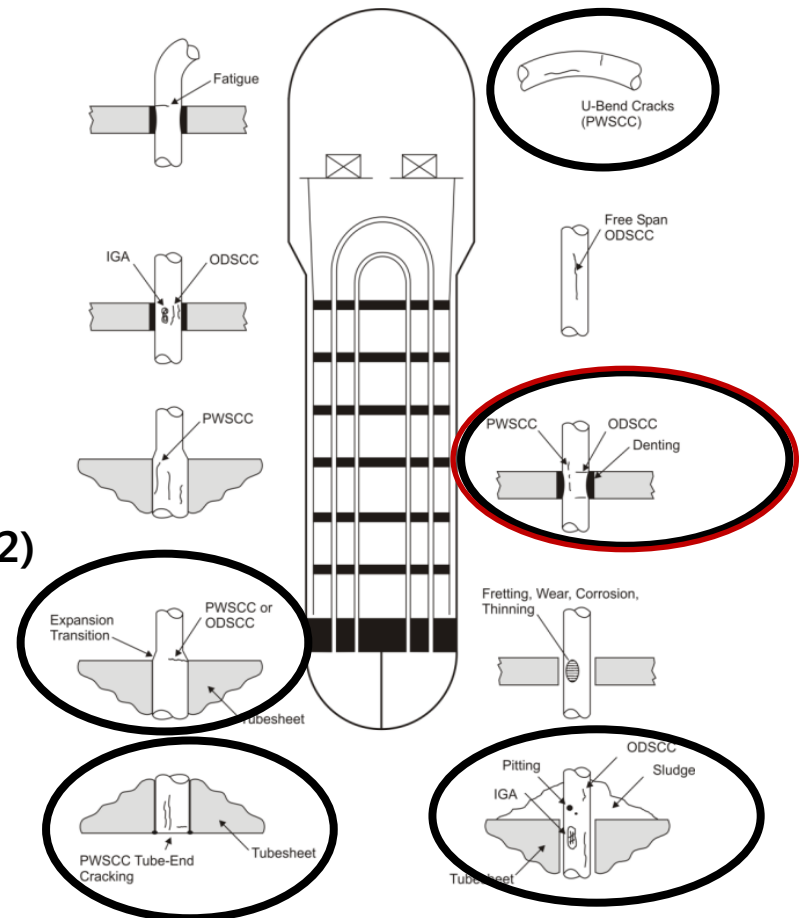
# Denting

- Crevice between SG tube and tube sheet (carbon steel)
- Molar volume of  $\text{Fe}_3\text{O}_4$  is 2 times greater than Fe
- Magnetite formation induces SG tube deformation, called “denting”

## (예상 시나리오)

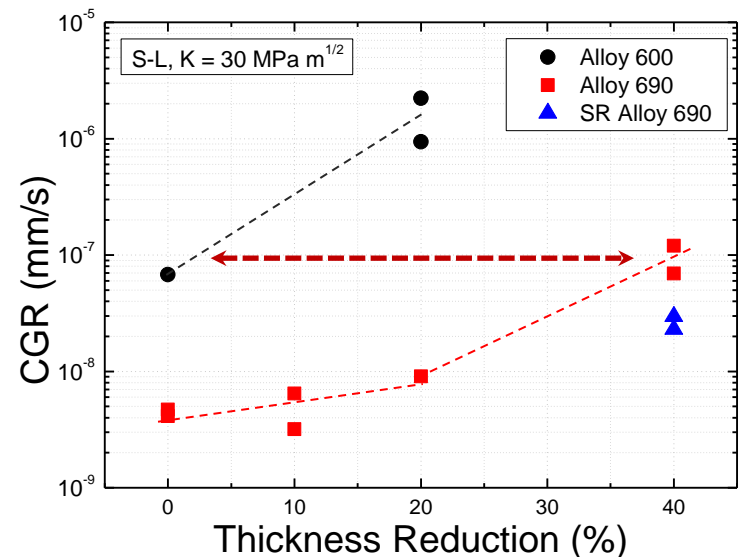
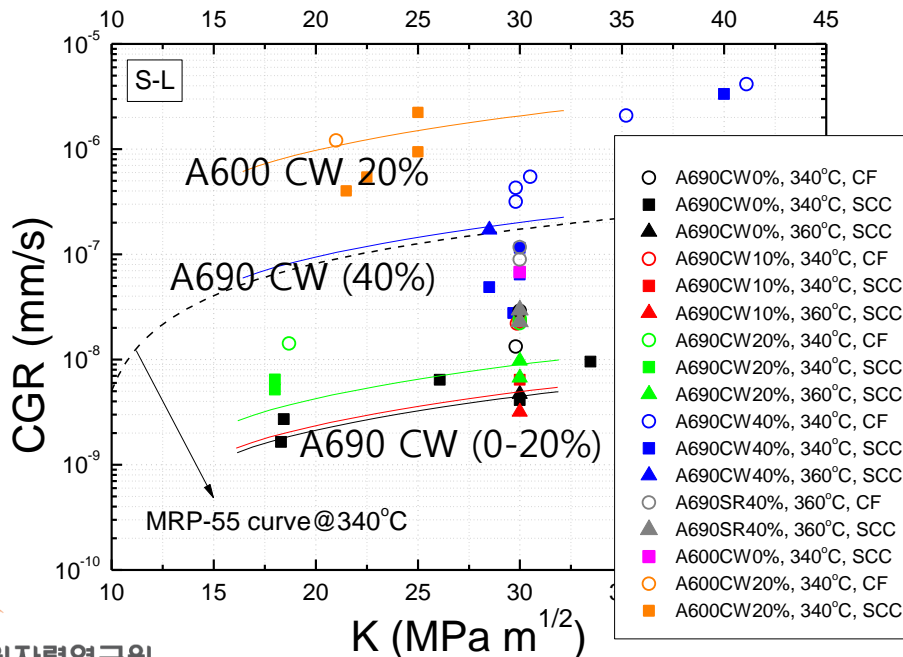
- 1) Cathode:  $\text{O}_2 + 4\text{e}^- + 2\text{H}_2\text{O} \rightarrow 4\text{OH}^-$   
or  $2\text{H}^+ + 2\text{e}^- \rightarrow \text{H}_2$
- 2) Anode:  $\text{Fe} + 2\text{Cl}^- \rightarrow \text{FeCl}_2 + 2\text{e}^-$
- 3)  $3\text{FeCl}_2 + 4\text{H}_2\text{O} \rightarrow \text{Fe}_3\text{O}_4 + 6\text{HCl} + \text{H}_2$

- 염소이온에 의해 가속화
- Denting 의심 전열관 판단 → 인출 후 분석 (2)



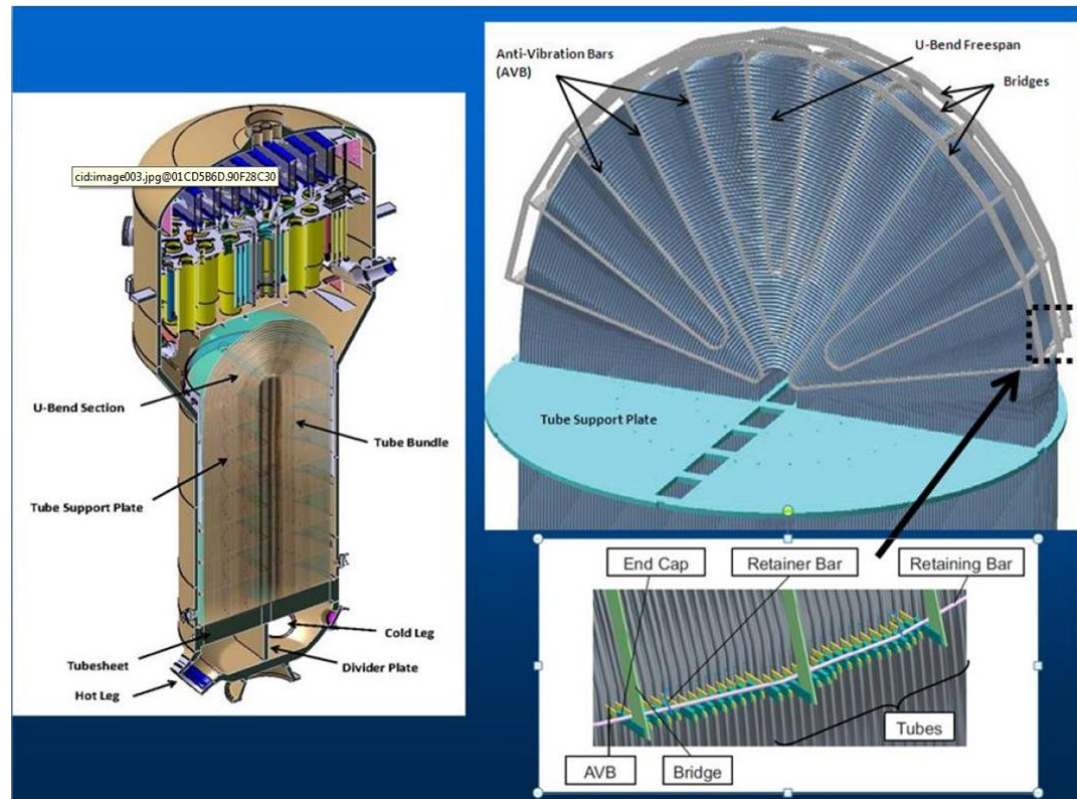
# Residual stress by plugging

- 고리 1호기의 신규 증기발생기에는 Alloy 690 재질의 관마개가 사용되었음. 가동전 검사시 발견된 결함관의 관막음에는 용접방식 (15개 전열관) 이, 2014년도에 수행된 마모결함 발생 전열관의 관막음에는 기계적 방식 (8개 전열관)이 사용되었음.
- 국내외에서 수행된 Alloy 690 PWSCC에 대한 실험 결과로부터 소성 변형률이 높은 Alloy 690 재질의 부품에 대한 PWSCC 발생 가능성이 제기되고 있음.
- 특히 전열관의 기계적 관막음의 경우 소성 변형률이 50% 수준으로 이런 재료의 PWSCC 민감도는 Alloy 600과 유사할 것으로 예상됨. Alloy 690 재질의 관마개를 인출하여 균열 생성 유무 및 소성 변형률을 평가하여 사전에 검증할 필요가 있음. (3)



# SCC on "wear" SG tube

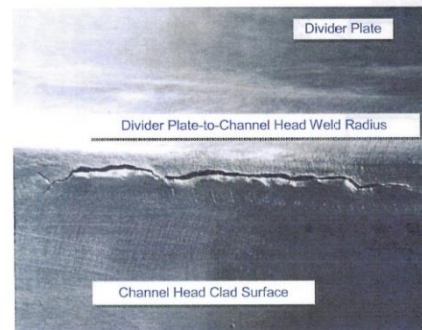
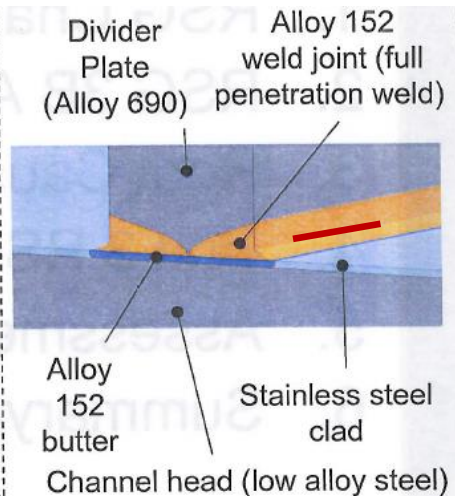
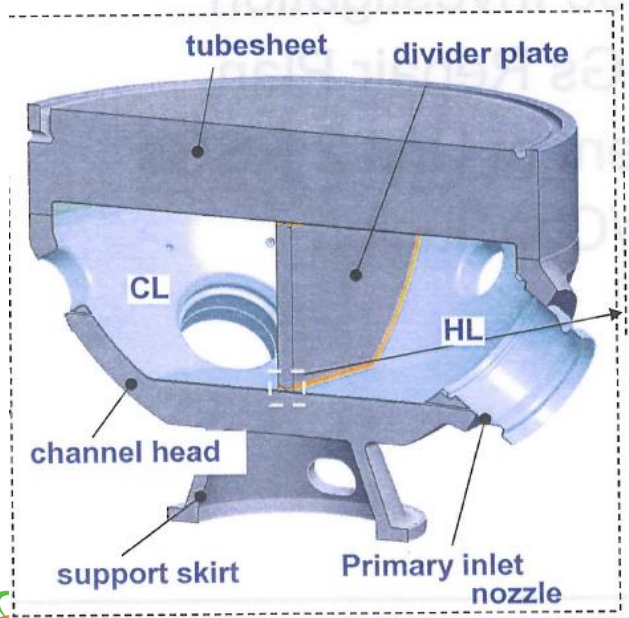
- 2012년 SONGS 3에서 전열관 누설, 증기발생기 교체후 1년만에 관막음 대상 전열관 129개 발생
- 현재 고리1호기 증기발생기에는 두께 40%를 초과하는 마모 손상으로 인해 관막음된 전열관 (8개 전열관)이 존재하며, 마모가 있으나, 관막음 되지 않은 전열관도 존재함 (8개 전열관)
- 마모로 인한 손상은 시간에 따라 손상률이 감소하여 일정시간이 지나면 마모 손상은 정지함. 그러나 표면 미세조직이나 응력 상태가 바뀌고 두께가 얇아져 마모로 인해 손상된 영역 내에서, 또는 주위에서 균열이 발생할 가능성이 있음.
- 일반적으로 사용되는 bobbin probe의 경우 마모와 같은 체적 결함 검출에는 적합하나, 마모와 균열 결함이 비슷한 위치에 같이 존재할 때는 균열 결함을 분리해서 탐지하기 매우 어려움.
- 마모 손상 부위 해당 전열관의 분석을 통해 균열 발생 유무와 가능성을 확인할 필요 있음. (4)



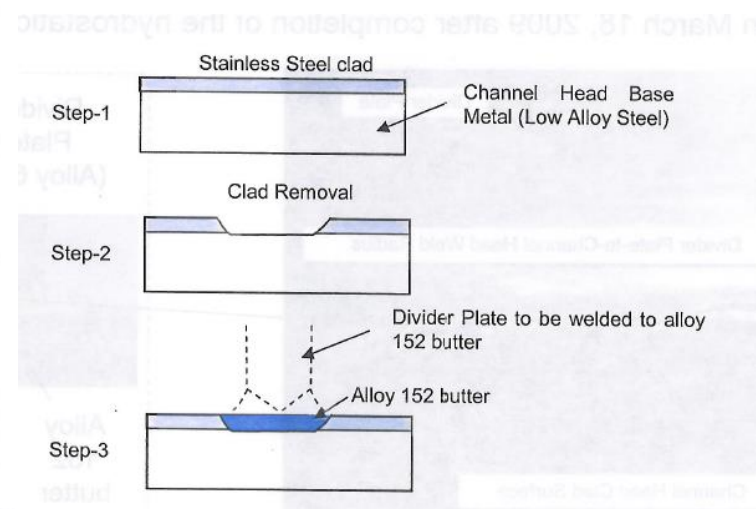


# Divider plate and channel head

- Weld separation and cracking in SONGS 3 (2009) – 교체용 증기발생기
- Brittle failure mode exhibited in separation region
- Failure propagated within the channel head base metal along fusion boundary
  - Higher carbon content and hardness in fusion zone → weak weld bonding
  - Air carbon-arc gouging removed clad → higher carbon content



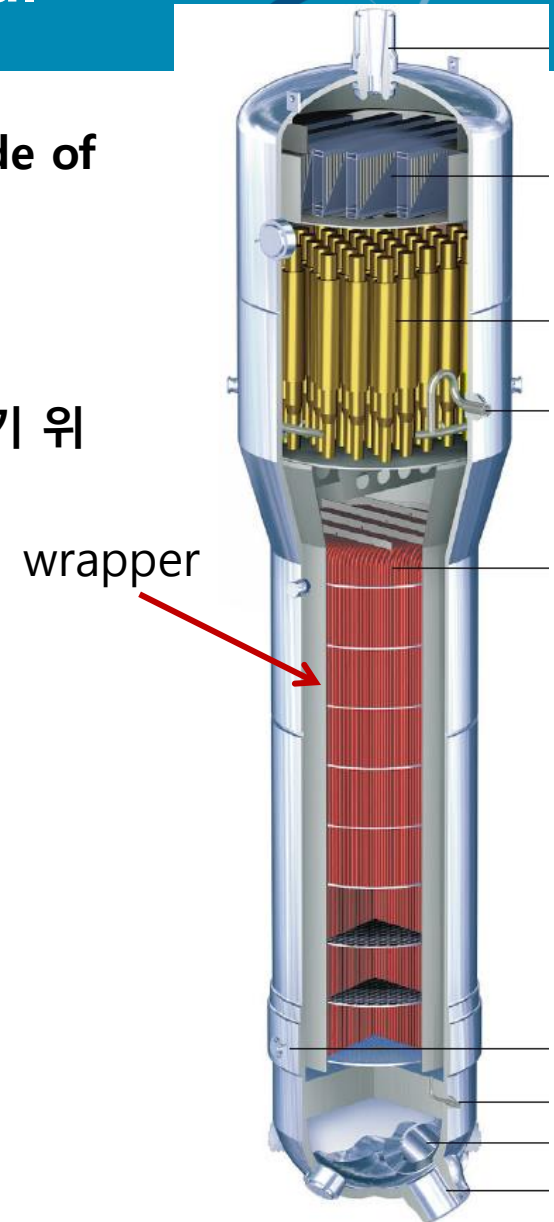
RSG 3B Cold-Side Crack in Divider Plate-to-Channel Head Weld



- 고리1호기는 취성균열 방지대책 적용전 납품. 구조적으로 취약한 부위에서의 잔류응력, 경도, 탄소 농도에 관심을 갖고 잠재 균열에 대한 가능성 확인필요 (5)

# Corrosion on SG internal

- Internals such as wrapper in steam generator are made of carbon steel
- Carbon steel is weak to FAC (flow accelerated corrosion)
- 중장기적으로 증기발생기 내부구조물의 건전성을 평가하기 위해 인출 및 분석 필요 있음 (6)



# 증기발생기 분야 도출 열화모드와 예비계획

| 열화 모드              | 인출 전열관 갯수                                                                                                                                                                                            | 비고                                |
|--------------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----------------------------------|
| 취성층*               | <ul style="list-style-type: none"> <li>슬러지 많은 전열관 관판 포함한 3x3 block (1개소)</li> <li>슬러지 적은 전열관 관판 포함한 3x3 block (1개소)</li> <li>저온관 관판 포함한 3x3 block (1개소)</li> <li>슬러지 많은 관지지대 부위 전열관 (2개소)</li> </ul> | -슬러지, 응력, 온도 영향 분석                |
| 덴팅*                | <ul style="list-style-type: none"> <li>가동중 덴팅 의심 전열관 포함한 3x3 block (1개소)</li> </ul>                                                                                                                  | -취성층 분석용 인출 전열관 block과 병행 가능      |
| 관막음 부위 응력부식균열      | <ul style="list-style-type: none"> <li>기계적 관막음 전열관 포함 3x3 block (2개소)</li> <li>용접 관막음 전열관 포함 3x3 block (2개소)</li> </ul>                                                                              | -관판 부위 통째로 절취 (3x3), 관 판 윗부분은 불필요 |
| 마모                 | <ul style="list-style-type: none"> <li>관막음 되지 않은 전열관 중 인출 용이한 전열관 2개소</li> <li>관막음된 전열관 중 인출 용이한 전열관 2개소</li> </ul>                                                                                  | -잠재적 균열로의 발전 검토                   |
| 채널헤드 분리판 용접부<br>균열 | <ul style="list-style-type: none"> <li>관판 하단 2개소</li> <li>채널헤드 2개소</li> </ul>                                                                                                                        | -잔류응력 측정은 별도                      |
| 증기발생기 내부구조물<br>FAC | <ul style="list-style-type: none"> <li>Wrapper 지지구조물 (3개소)</li> <li>Wrapper 상부 내부 부위 (육안 검사 또는 3~6개소)</li> </ul>                                                                                     | -육안 검사가 가능한 부위는 육안 검사후 시편채취 여부 결정 |

\*제염하지 않고 최대한 표면에 부착되어 있는 부식생성물을 훼손하지 않은 상태로 인출함. (화학 제염전)





## ● 유속가속부식 분야

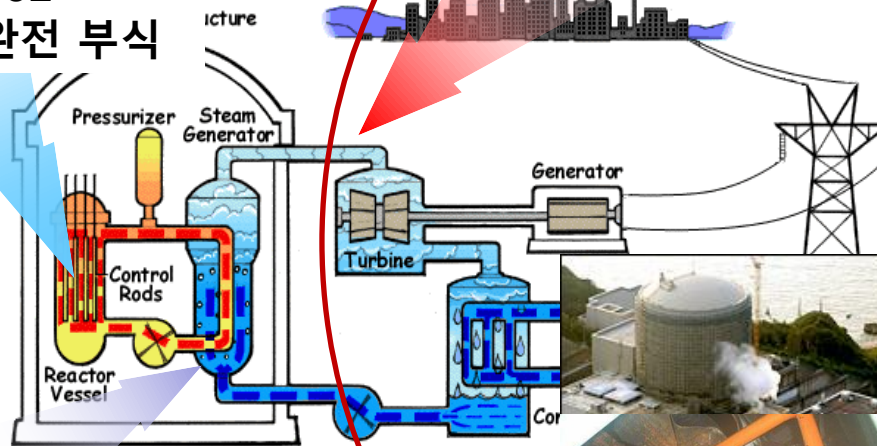
# 구조재료/부품 손상 대표적 사례

## ■ 원자로

- 내부구조부품 열화
- 관통노즐 SCC



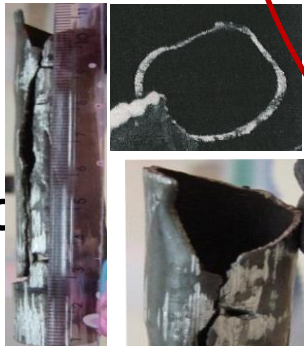
- 중성자조사유기 재료 열화
- Davis Besse, 2002
- 원자로 용기강 완전 부식



## ■ 증기발생기

- SCC

- 울진 4호기, 2011
- 전열관 대량손상(SCC)
- 12년 운전 후 정지
- 약 7000억 손실
- (1999-2011 운전)



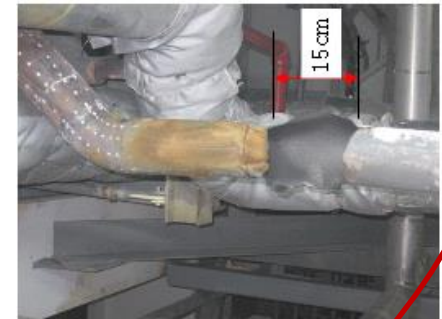
## ■ 배관

- FAC

- Mihama 3, 2004 (1976운전)
- $T=10\text{mm} \rightarrow 1.4\text{mm}$
- 4 사망, 7 중상



- Surry 2, 1986 (1972운전)
- $T=12.6\text{mm} \rightarrow 1.5\text{mm}$
- 4 사망



- 고리 4, 2011 (1986운전)
- MSR 배기배관 파열
- 52% 출력 감발

원전 가동연수 증가에 따른 배관의 건전성은 안전성 유지에 핵심사안 중 하나임.

# 국내 사례

- Inputs to CODAP Event DB – Korea flow assisted degradation events (2013)
- 8 FAC events

| <u>EID</u>           | <u>Plant Name</u> | <u>Event Date</u> | <u>Plant Operational State</u> | <u>Impact on Plant Operation</u> | <u>System Name</u>                     | <u>Diameter Class [mm]</u> | <u>Pipe Schedule Number</u> |
|----------------------|-------------------|-------------------|--------------------------------|----------------------------------|----------------------------------------|----------------------------|-----------------------------|
| <a href="#">2365</a> | Kori-4            | 1999-03-11        | CSD - Cold Shutdown            | Expanded Outage Work Scope       | Main Feedwater System                  | DN > 250 mm                | 80                          |
| <a href="#">2364</a> | Kori-4            | 1999-03-11        | CSD - Cold Shutdown            | Expanded Outage Work Scope       | Main Feedwater System                  | DN > 250 mm                | 80                          |
| <a href="#">2363</a> | Kori-4            | 1999-03-11        | CSD - Cold Shutdown            | Expanded Outage Work Scope       | Main Feedwater System                  | DN > 250 mm                | 80                          |
| <a href="#">2804</a> | Yonggwang-2       | 1999-04-22        | CSD - Cold Shutdown            | Expanded Outage Work Scope       | Main Feedwater System                  | DN > 250 mm                | 80                          |
| <a href="#">2803</a> | Yonggwang-2       | 1999-04-22        | CSD - Cold Shutdown            | Expanded Outage Work Scope       | Main Feedwater System                  | DN > 250 mm                | 80                          |
| <a href="#">2802</a> | Yonggwang-2       | 1999-04-22        | CSD - Cold Shutdown            | Expanded Outage Work Scope       | Main Feedwater System                  | DN > 250 mm                | 80                          |
| <a href="#">2798</a> | Kori-3            | 1999-06-08        | CSD - Cold Shutdown            | Expanded Outage Work Scope       | Main Feedwater System                  | DN > 250 mm                | 80                          |
| <a href="#">2797</a> | Kori-3            | 1999-06-08        | CSD - Cold Shutdown            | Expanded Outage Work Scope       | Main Feedwater System                  | DN > 250 mm                | 80                          |
| <a href="#">2362</a> | Kori-3            | 1999-06-08        | CSD - Cold Shutdown            | Expanded Outage Work Scope       | Main Feedwater System                  | DN > 250 mm                | 80                          |
| <a href="#">2801</a> | Yonggwang-1       | 1999-06-12        | CSD - Cold Shutdown            | Expanded Outage Work Scope       | Main Feedwater System                  | DN > 250 mm                | 80                          |
| <a href="#">2800</a> | Yonggwang-1       | 1999-06-12        | CSD - Cold Shutdown            | Expanded Outage Work Scope       | Main Feedwater System                  | DN > 250 mm                | 80                          |
| <a href="#">2799</a> | Yonggwang-1       | 1999-06-12        | CSD - Cold Shutdown            | Expanded Outage Work Scope       | Main Feedwater System                  | DN > 250 mm                | 80                          |
| <a href="#">4539</a> | Yonggwang-3       | 2001-06-14        | Power Operation                | Power Reduction                  | Moisture Separator Reheater System     | 100 mm < DN ≤ 250 mm       | 80                          |
| <a href="#">4538</a> | Yonggwang-3       | 2001-06-14        | Power Operation                | Power Reduction                  | Moisture Separator Reheater System     | 100 mm < DN ≤ 250 mm       | 80                          |
| <a href="#">4529</a> | Yonggwang-3       | 2001-06-14        | Power Operation                | Power Reduction                  | Moisture Separator Reheater System     | 100 mm < DN ≤ 250 mm       | 80                          |
| <a href="#">4536</a> | Kori-1            | 2005-03-08        | Refueling                      | Expanded Outage Work Scope       | Main Steam System                      | DN > 250 mm                |                             |
| <a href="#">4537</a> | Yonggwang-2       | 2007-04-23        | Refueling                      | Expanded Outage Work Scope       | Steam Generator (SG) incl. SG Blowdown | DN > 250 mm                | 80                          |
| <a href="#">4535</a> | Yonggwang-2       | 2007-04-23        | Refueling                      | Unplanned Outage Work            | Steam Generator (SG) incl. SG Blowdown | DN > 250 mm                | 80                          |
| <a href="#">4528</a> | Kori-4            | 2011-05-21        | Power Operation                | Power Reduction                  | Moisture Separator Reheater System     | 50 mm < DN ≤ 100 mm        | 40                          |



# 국내 사례

- Inputs to CODAP Event DB – Korea flow assisted degradation events (2013)
- 4 Erosion-Cavitation events

| <u>EID</u>           | <u>Plant Name</u> | <u>Event Date</u> | <u>Plant Operational State</u> | <u>Impact on Plant Operation</u> | <u>System Name</u>                     | <u>Diameter Class [mm]</u> | <u>Pipe Schedule Number</u> |
|----------------------|-------------------|-------------------|--------------------------------|----------------------------------|----------------------------------------|----------------------------|-----------------------------|
| <a href="#">2806</a> | Yonggwang-2       | 1999-09-13        | Power Operation                | N/A - None                       | Chemical & Volume Control              | 15 mm < DN <= 25 mm        | 160                         |
| <a href="#">2805</a> | Yonggwang-2       | 1999-09-13        | Power Operation                | N/A - None                       | Chemical & Volume Control              | 25 mm < DN <= 50 mm        | 160                         |
| <a href="#">2807</a> | Yonggwang-2       | 1999-09-24        | Power Operation                | N/A - None                       | Chemical & Volume Control              | 15 mm < DN <= 25 mm        | 40                          |
| <a href="#">2808</a> | Yonggwang-2       | 1999-10-03        | Power Operation                | N/A - None                       | Chemical & Volume Control              | 25 mm < DN <= 50 mm        | 160                         |
| <a href="#">4524</a> | Wolsong-3         | 2009-10-29        | Power Operation                | N/A - None                       | Steam Generator (SG) incl. SG Blowdown | 100 mm < DN <= 250 mm      | 160                         |

- 3 Jet impingement events

| <u>EID</u>           | <u>Plant Name</u> | <u>Event Date</u> | <u>Plant Operational State</u> | <u>Impact on Plant Operation</u> | <u>System Name</u>                 | <u>Diameter Class [mm]</u> | <u>Pipe Schedule Number</u> |
|----------------------|-------------------|-------------------|--------------------------------|----------------------------------|------------------------------------|----------------------------|-----------------------------|
| <a href="#">4525</a> | Kori-2            | 2009-06-16        | Power Operation                | Power Reduction                  | Moisture Separator Reheater System | 50 mm < DN <= 100 mm       | 80                          |
| <a href="#">4526</a> | Ulchin-2          | 2010-12-29        | Power Operation                | N/A - None                       | Moisture Separator Reheater System | DN > 250 mm                | 20                          |
| <a href="#">4527</a> | Yonggwang-2       | 2011-01-10        | Power Operation                | Power Reduction                  | Moisture Separator Reheater System | 100 mm < DN <= 250 mm      | 40                          |

- Flow accelerated corrosion is one of major degradation problems in NPP.

# 배 경

- 선진국들은 실증시험을 통해 자체 FAC code 보유 및 배관 감육 관리
- 최근 일본에서도 FALSET 개발 추진 중 (Mihama 사고 이후, 연구 활발)
- 수만 개에 달하는 원전 배관의 건전성을 예측프로그램과 외부 검사방법만으로 확보하기에는 원전의 장기 가동 측면에서 많은 불확실성이 존재
- 안전한 장기가동을 위해, 배관관리 기술의 정확도 개선 필요
- 최근 IAEA 주관 배관 감육 예측 round robin 진행 중, 정확성 개선 필요성의 방증

## Contemporary FAC software tools

| NN | Name       | Country |
|----|------------|---------|
| 1. | CHECWORKS  | USA     |
| 2. | COMSY      | Germany |
| 3. | BRT-CICERO | France  |
| 4. | RAMEK      | Russia  |

# 배 경

- **배관 건전성 유지/개선을 위해 필요한 분야  
(고리1호기 주기기 재료활용 연구의 기대효과)**

## **(1) 감육기구의 규명**

- 기존의 검사 및 제한된 교체배관으로는 감육기구의 명확한 규명이 이루어지지 못한 부분이 다수 존재
- 배관감육이 발생하는 조건 (배관형상, 유체, 국부감육 등)에 따라 감육 형상을 정밀하게 관찰하고 감육기구를 규명하여 배관감육을 보다 정확하게 예측하고, 관리기술을 개선할 필요 있음.

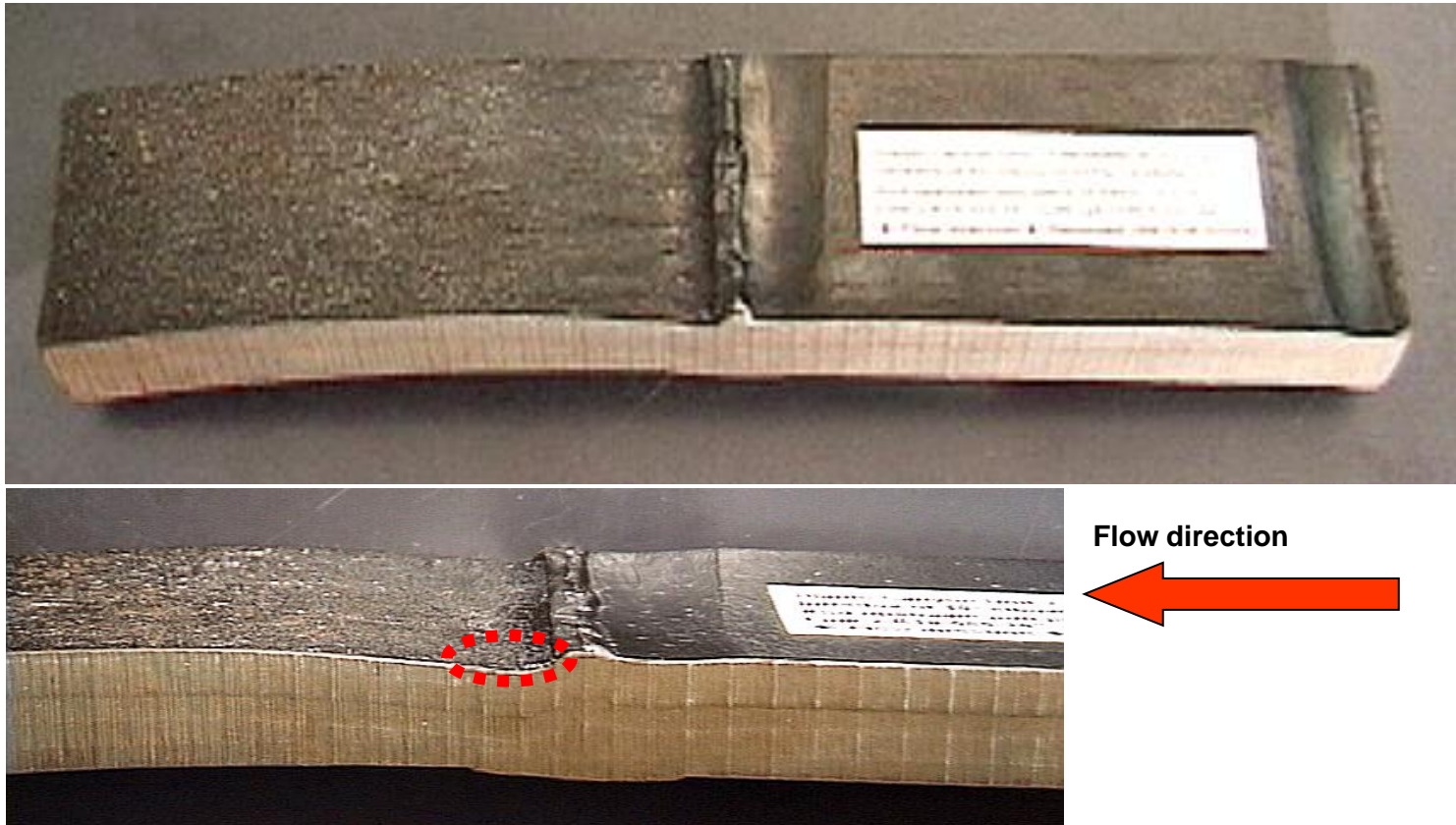
## **(2) 난검사 부위 건전성 검증**

- 이종/동종 용접부, 열교환기 노즐, 밸브몸체, 오리피스 플랜지, 소켓용접부 등과 같이 감육 예측 및 검사가 용이하지 않은 부위 다수 존재
- 난검사 부위에 대한 건전성을 검증하고 결과를 반영하여 관리기술 개발이 필요함.

# 이종금속 용접부위 - Cr 함량 차이

Low Chrome  
Carbon Steel

High Chrome  
Carbon Steel

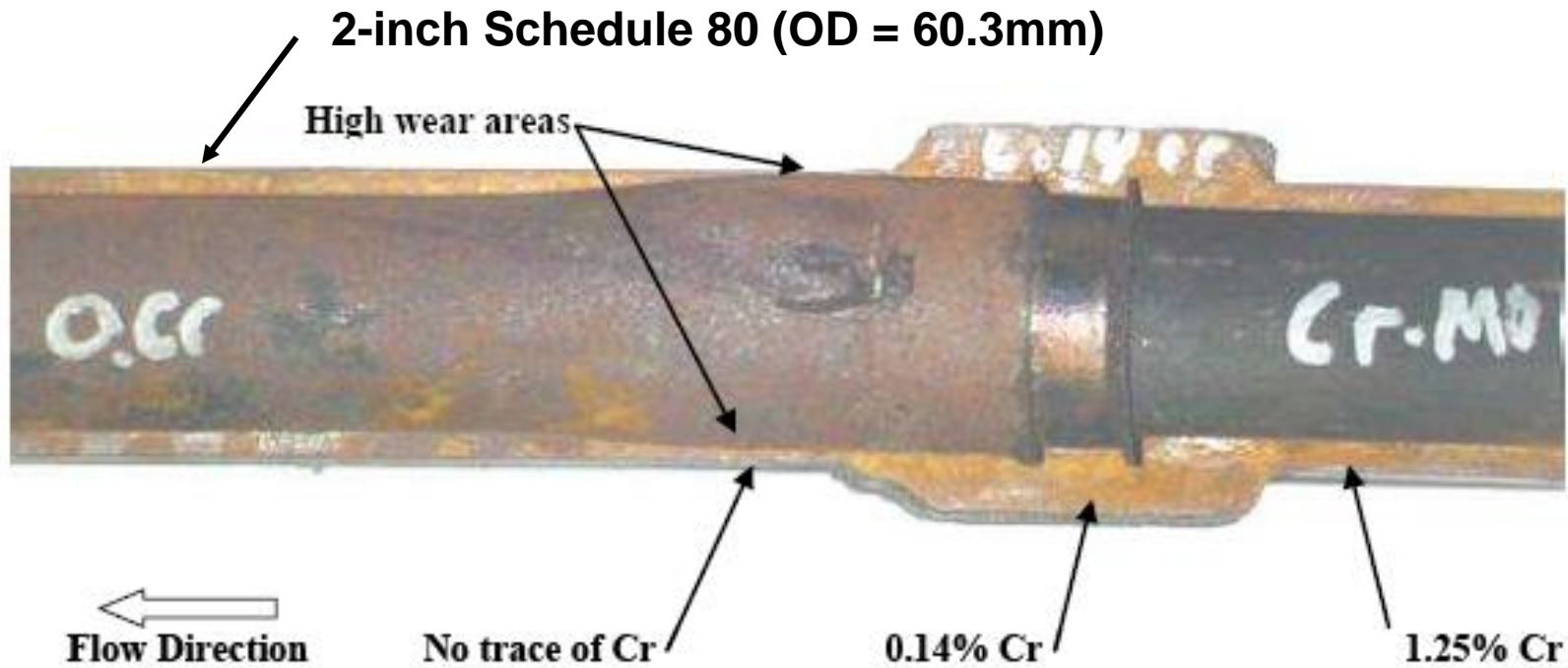


## Diablo Canyon - Feedwater

(H. Crockett and J. Horowitz, "Entrance effect", presented at FAC 2008, March 18-20, 2008, Lyon, France.)



# Entrance effect

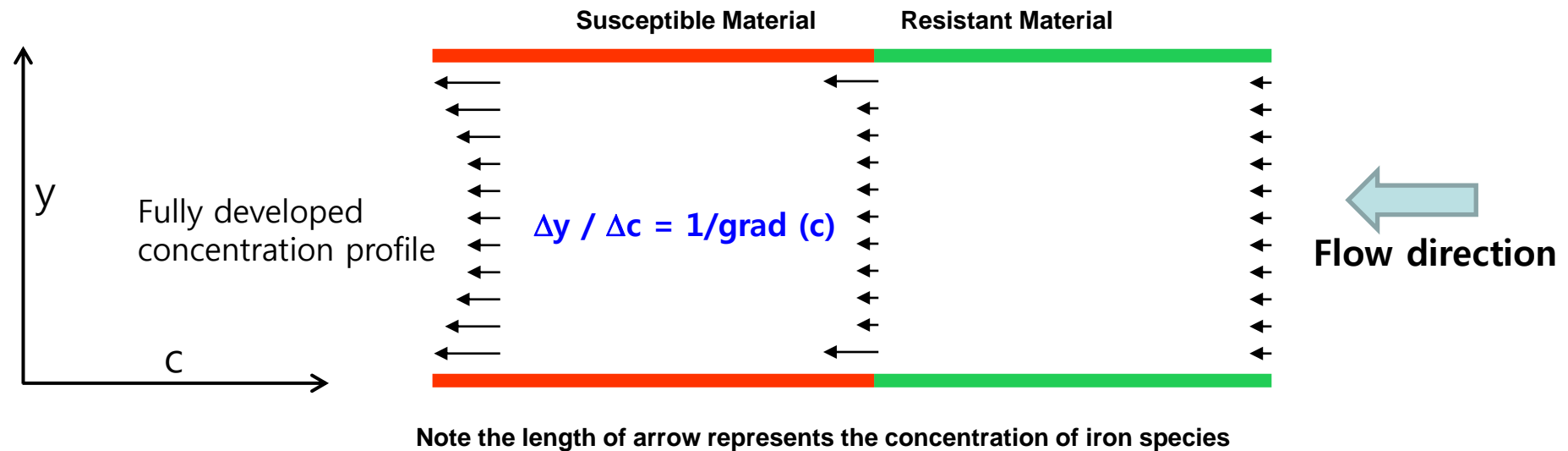


Note – the 0.218 inch (5.5 mm) wall went through in 40 months of operation.

## Calvert Cliffs – Moisture Separator Drain

(H. Crockett and J. Horowitz, "Entrance effect", presented at FAC 2008, March 18-20, 2008, Lyon, France.)

# Concentration profiles



(H. Crockett and J. Horowitz, "Entrance effect", presented at FAC 2008, March 18-20, 2008, Lyon, France.)

$$\text{FAC rate} = 2K (C_{\text{eq}} - C_s) = 2K\Delta C = k (C_s - C_{\text{bulk}}) = k\Delta'$$

- For high Cr alloy,  $C_{\text{eq}}$  is low, concentration gradient is low and hence FAC rate is low
- For carbon steel,  $C_{\text{eq}}$  is high, concentration gradient is high and FAC rate is high
- At boundary of dissimilar materials, abrupt concentration gradient is introduced.  
(amount of flowed ferrous ion is small, vigorous dissolution occurs to fully developed concentration profile and in order to reduce concentration gradient ( $\Delta'$ ))
- Acceleration by galvanic effect and weld bead(step) induced turbulence

# FAC 분야 예비대상 선정 및 사유

| No. | Sys.  | 대상부위        |             | Size (in) | Material              | 선정사유              |                                    |
|-----|-------|-------------|-------------|-----------|-----------------------|-------------------|------------------------------------|
|     |       | From        | To          |           |                       | 분류                | 세분류                                |
| 1   | BD    | DMZR        | CD          | 3         | A-312TP304L<br>SA106B | FAC/Erosion 영향 분석 | 이종금속 용접부(단상)                       |
| 2   | CD    | COP         | GSC         | 20        | A53 B                 | FAC/Erosion 영향 분석 | 화학약품 주입부(복수기 후단)                   |
| 3   | FW    | MFWPp       | SG A        | 16        | SA106 B               | FAC/Erosion 영향 분석 | 화학약품 주입부(증기발생기 입구)                 |
| 4   | ES    | HP TBN      | HTR 6A      | 12        | A53 B                 | FAC/Erosion 영향 분석 | FAC와 Erosion 차이 규명(탄소강, 2상)        |
| 5   | 도면 없음 | HTR-6A      | D/A         | -         | -                     | FAC/Erosion 영향 분석 | FAC와 Erosion 차이 규명(소켓 용접부, 난검사 부위) |
| 6   | BD    | VBD-2A      | VBD-3A      | 2.5       | SA106 B               | FAC/Erosion 영향 분석 | 고체입자침식 예상부                         |
| 7   | MS    | VMS-20A 전   | VMS-20A 후   | 30        | SA106 B               | FAC/Erosion 영향 분석 | 주증기 FAC 영향 분석                      |
| 8   | CD    | CEP B       | VCD-10B     | 18        | A53 B                 | FAC/Erosion 영향 분석 | 저온 FAC 영향 분석                       |
| 9   | FW    | IFV-3503 전  | IFV-3503 후  | 4         | SA106 B               | 난검사 부위            | Control Valve 포함, 고압 단상            |
| 10  | DRN   | ILV-3605B 전 | ILV-3605B 후 | 8         | SA106 B               | 난검사 부위            | Control Valve 포함, 상시운전             |
| 11  | DRN   | ILV-3605A 전 | ILV-3605A 후 | 8         | SA106 B               | 난검사 부위            | Control Valve 포함, 비정상 운전           |
| 12  | FW    | VFE-32A 전   | VFE-32A 후   | 4         | SA106 B               | 난검사 부위            | Check Valve 포함, 단상                 |
| 13  | FW    | HTR 6A      | -           | -         | SA106 B               | 난검사 부위            | 급수가열기 동체 노즐, 고압                    |
| 14  | CD    | HTR 2A      | -           | -         | A53 B                 | 난검사 부위            | 급수가열기 동체 노즐, 저압                    |
| 15  | BD    | DMZR-1      | DMZR-2      | 2         | SA106 B               | 난검사 부위            | 소켓 용접부 부위, 단상                      |
| 16  | FW    | FE-3503 전   | FE-3503 후   | 4         | SA106 B               | 난검사 부위            | 오리피스 플랜지 포함, 단상                    |
| 17  | VT    | HTR-1A      | CD          | 4         | SA106 B               | 난검사 부위            | 오리피스 플랜지 포함, 2상                    |

# 연구 내용

## (1) 감육원인 분석 및 DB 구축

- 선정된 부위 인출
- 인출부위 비파괴 검사 및 결과 분석
- 배관의 원주방향과 길이방향에 따른 감육량 측정
- 이종/동종 용접부위, 노즐, 밸브몸체, 오리피스 플랜지, 소켓용접부 등 난검사 기기별 위치에 따른 감육량 측정
- 감육 표면형상, 미세조직분석, 모재조성, 산화막 조성/두께 분석 및 기계적 특성 평가
- 감육환경에 따른 감육 표면형상 DB 구축
- 전산유동 해석을 통한 위치별 감육 예측
- 모사 실증 시험을 통한 감육 검증

## (2) 감육기구에 따른 예측 정확성 검증 및 관리 기술 개선

- 파괴검사를 통한 비파괴 검사결과와의 비교
- 감육 표면형상 분석을 통한 기구 규명/분류
- 감육기구별 감육 표면형상 DB 구축
- 감육기구별 예측 정확성 검증, 관리 절차 및 기술 개선
  - FAC 검사 절차
  - Erosion 검사 절차

## (3) 난검사 대상 건전성 검증 및 관리 기술 개발

- 파괴검사를 통한 비파괴 검사결과와의 비교분석
- 파괴역학적 건전성 평가
- 난검사 대상 검사 절차 및 관리 기법 개발

## (4) 감육예측 보정 및 개선된 감육 관리방안 도출

# 고리1호기 주기기 재료 활용연구만으로 배관감육 연구 충분?

- FAC 분야 향후 연구방향

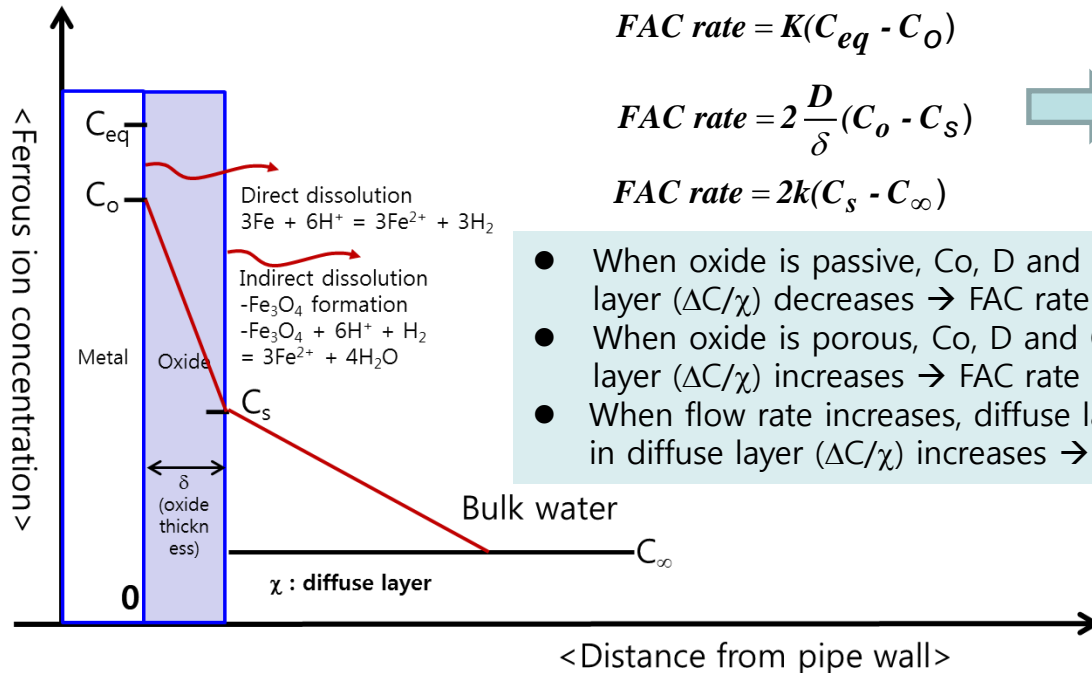
- 고유의 배관감육 모델과 이를 통해 정확한 예측이 가능한 FAC code 개발 필요

- ✓ KEPCO E&C To-Space 개발 중 (배관감육 코드)

- ✓ 발전소 환경 재현을 통한 실증시험/가속시험/예측/모델 개발 필요

- 용접부, 밸브, 곡관부, 모델링이 어려운 부분 설계 및 실증
- 고유 FAC 모델 개발

# Background of FAC



$$FAC\ rate = K(C_{eq} - C_o)$$

$$FAC\ rate = 2 \frac{D}{\delta} (C_o - C_s)$$

$$FAC\ rate = 2k(C_s - C_\infty)$$

$$FAC\ rate = \frac{2 \cdot (C_{eq} - C_\infty)}{\left\{ \frac{2}{K} + \frac{\delta}{D} + \frac{1}{k} \right\}}$$

- When oxide is passive,  $C_o$ ,  $D$  and  $C_s$  decreases  $\rightarrow$  concentration gradient in diffuse layer ( $\Delta C/\chi$ ) decreases  $\rightarrow$  FAC rate decrease
- When oxide is porous,  $C_o$ ,  $D$  and  $C_s$  increases  $\rightarrow$  concentration gradient in diffuse layer ( $\Delta C/\chi$ ) increases  $\rightarrow$  FAC rate increase
- When flow rate increases, diffuse layer length ( $\chi$ ) decreases  $\rightarrow$  concentration gradient in diffuse layer ( $\Delta C/\chi$ ) increases  $\rightarrow$  FAC rate increase

\*Total dissolution = direct dissolution + indirect dissolution = 2 x direct dissolution

$$E = F_1(T) * F_2(AC) * F_3(MT) * F_4(O_2) * F_5(pH) * F_6(G) * F_7(a) * F_8(N_2H_4)$$

- FAC 에 대한 영향인자와 개별적인 영향에 대해서는 이해하고 있음.
- 여러 영향인자의 실험적인 상관관계의 정확성을 높이는 것이 배관감육 예측 정확도 개선과 직결되어 있음.
- 실증시험과 기존 DB (발전소 DB 포함)의 결합을 통해 새로운 모델 개발이 가능.  $\rightarrow$  프로그램 정확성 개선 가능

$$FAC\_Rate = \frac{\theta \cdot (C_{eq} - C_\infty)^{C_o - \theta}}{\frac{1}{K^*} + (1-f) \cdot \left( \frac{1}{k} + \frac{\delta}{D} \right)} \cdot \frac{1}{\chi} \gg \frac{d}{\chi}$$

Based on R&D investigations oxide layer is very thin, less than 3  $\mu m$ .

$K^* = 2.348 \cdot 10^{14} \cdot \exp\left(\frac{-147888}{8.314 \cdot T}\right)$   $f = 0.5$   $D = 2.5 \cdot 10^{-15} \cdot \frac{T}{\mu}$   $\left\{ \begin{array}{l} T = \text{temperature} \\ \mu = \text{dynamic viscosity} \end{array} \right.$

$k = Sh \cdot \frac{D}{d} = 0.0193 \cdot Geo \cdot \left( \frac{\text{roughness}}{d} \right)^{0.2} \cdot Re \cdot Sc^{0.4} \cdot \frac{D}{d}$   $\left\{ \begin{array}{l} d = \text{internal diameter of the component (hydraulic diameter)} \\ Re = \text{Reynolds number} \\ Sc = \text{Schmidt number} \end{array} \right.$

$C_{eq}$  Solubility of ferrous ion in water in equilibrium with magnetite reduction  
 $C_\infty$  Ferrous ion concentration in bulk water (considered close to 0)  
 $K^*$  Kinetic coefficient of formation of ferrous hydroxide  
 $f$  Rate of ferrous ion soluble and transformed in magnetite at the metal/oxide interfac (it is mainly equal to 0.5)  
 $k$  Mass transfer coefficient  
 $\theta$  Porosity of oxide layer and alloy contents effect  
 $\delta$  Oxide thickness  
 $D$  Diffusion coefficient of ferrous ion in water  
 $Geo$  Geometric coefficient estimated by CFD and Statistical analysis



# 유속가속부식 실증시험시설

Control and monitoring room

Pressurizer

Chemical tank

Water tank

Test section

| SPECIFICATION                    | KAERI |
|----------------------------------|-------|
| Design Pressure (MPa)            | 4.0   |
| Design Temperature (°C)          | 235   |
| Test Section Pipe (inch)         | 2     |
| Test Section Velocity Max. (m/s) | 20    |

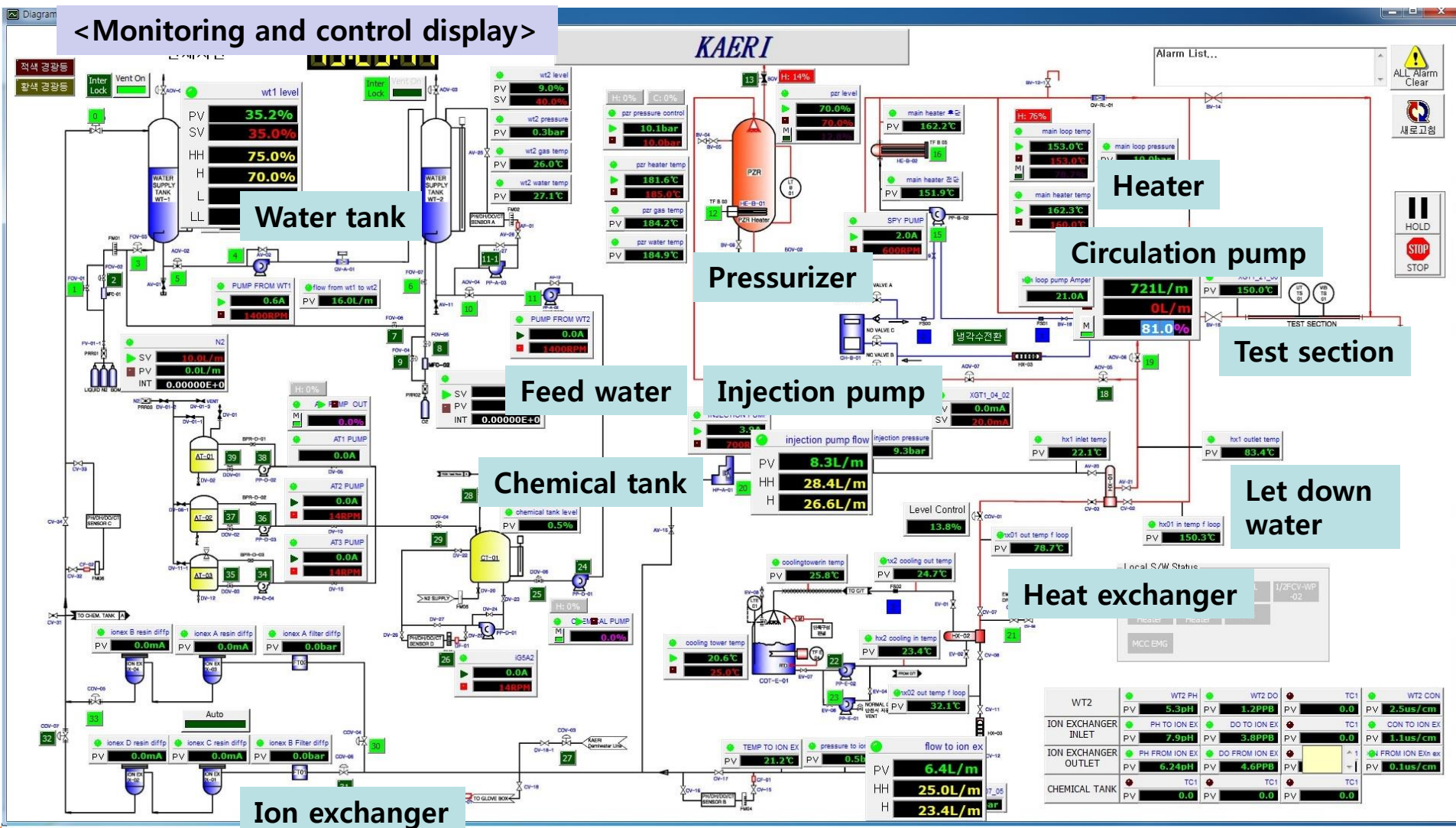
- 설비구성 : 가압기, 수조 (2개), 화학탱크, 히터 (2개), 열교환기 (2개), 순환펌프(2개), 고압펌프, 각종 센서(DO, CT, pH, DH), 이온교환수지, 유량계, 화학펌프, 냉각탑, chiller, test section
- 안전체계 : 알람, CCTV, 무정전 전원장치 구비
- 제작 및 조립 완료 (2016년 3월 완공)

Test section

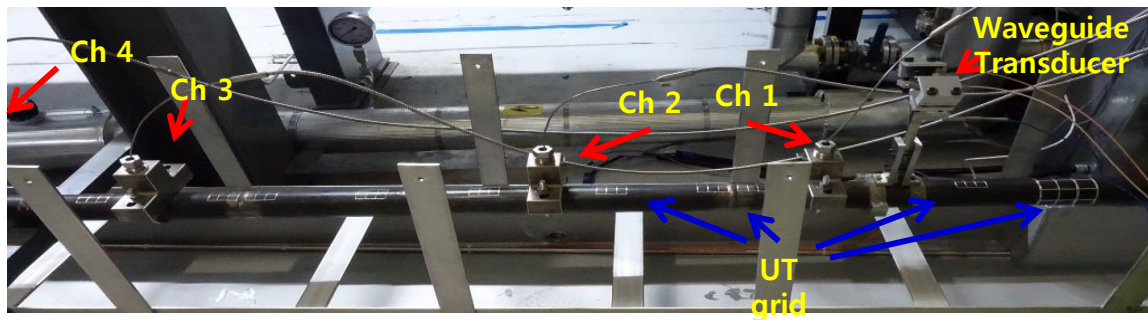
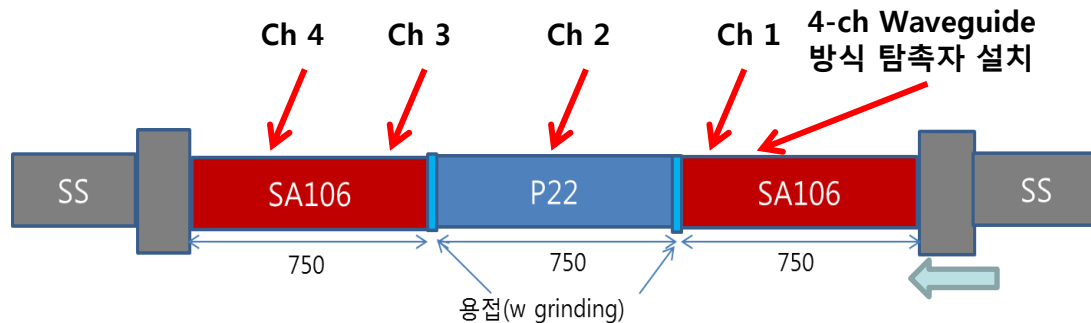


# 유속가속부식 실증시험시설

## <Monitoring and control display>

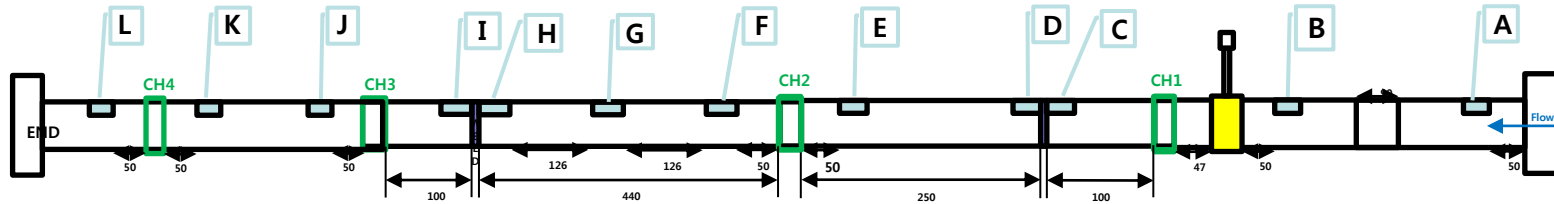


# 유속가속부식 실증시험



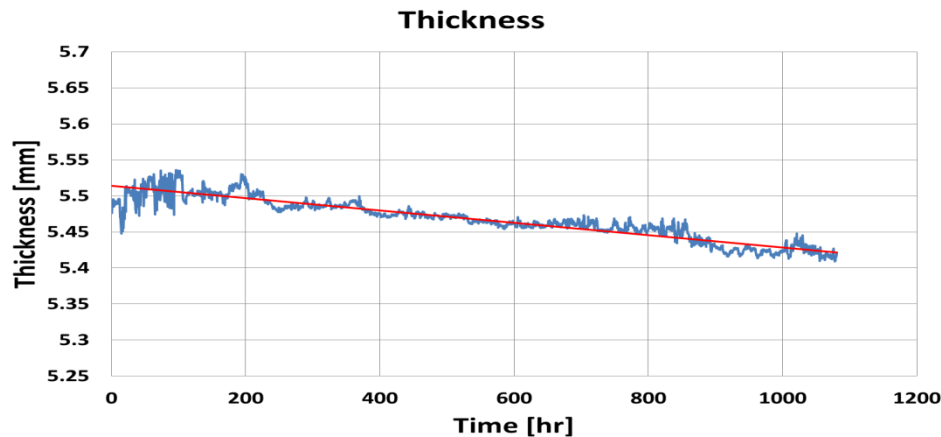
- 유속시험 (시험온도: 150도 압력: 10기압) 3차례 성공적 수행
  - 1) 10 m/sec 50 days test (1200 시간)
  - 2) 12 m/sec 50 days test (1200 시간)
  - 2) 7 m/sec 50 days test (1200 시간)
- 향후 test section 설계, 변경 및 실증시험을 통해 FAC 모델개발, 코드개발에 적극 활용예정

# UT 측정 결과(Waveguide)



FAC 1차

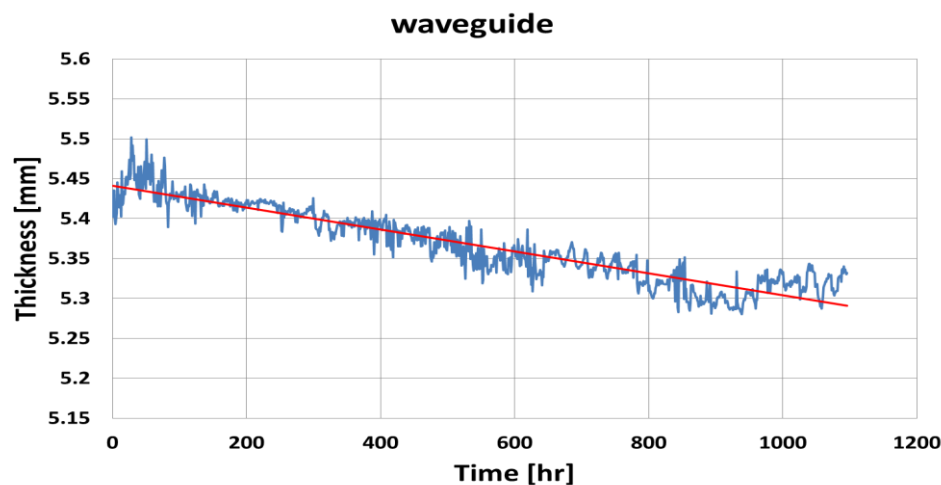
감육두께  $\approx 80 \mu m$



FAC 2차

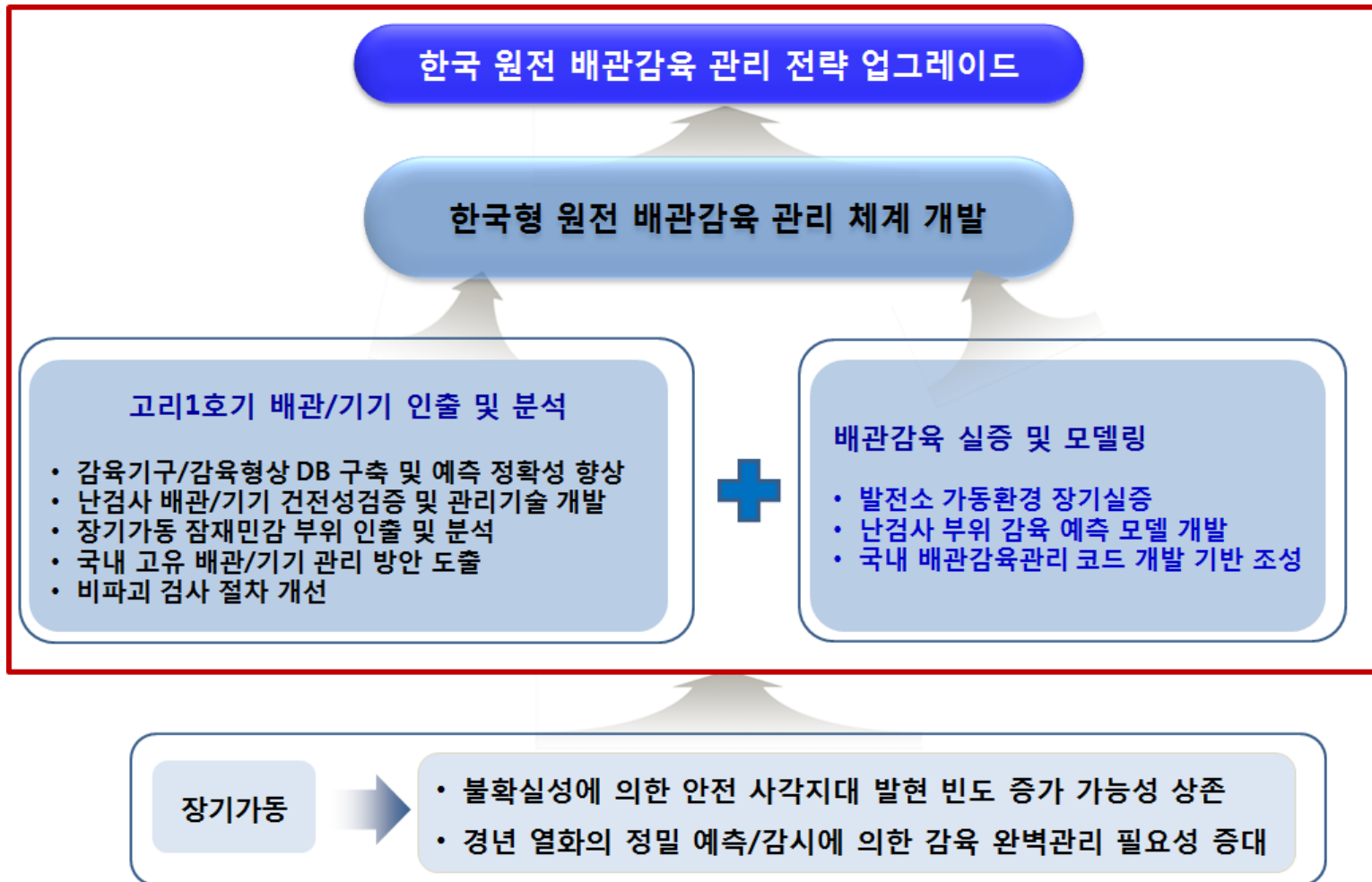
감육두께  $\approx 130 \mu m$

유속 20% 증가  
감육 60% 증가



- 고온 UT 와 상온 UT 결과를 상세 비교 분석 중

# 추진체계 및 목표



# 도움 주신 분들

## 증기발생기 분야

위원장 김홍표 (한국원자력연구원)  
간사 김홍덕 ((주)한국수력원자력)  
위원 김동진 (한국원자력연구원)  
김상현 (원자력안전기술원)  
김성우 (한국원자력연구원)  
김인철 ((주)한국수력원자력)  
박태정 ((주)두산중공업)  
반치범 (부산대학교)  
신동만 ((주)한국수력원자력)  
윤은섭 ((주)한국수력원자력)  
이국희 ((주)한국수력원자력)  
조남철 ((주)한국수력원자력)

## FAC 분야

위원장 김동진 (한국원자력연구원)  
황경모 (KEPCO E&C)  
간사 박상규 ((주)한국수력원자력)  
위원 김경모 (한국원자력연구원)  
김용식 ((주)한국수력원자력)  
김진원 (조선대학교)  
도화식 ((주)한전 KPS)  
이요섭 ((주)한국수력원자력)  
이태훈 ((주)한국수력원자력)

**Thank You !**





# 1차측 기기 열취화

장윤석, 경희대학교 원자력공학과

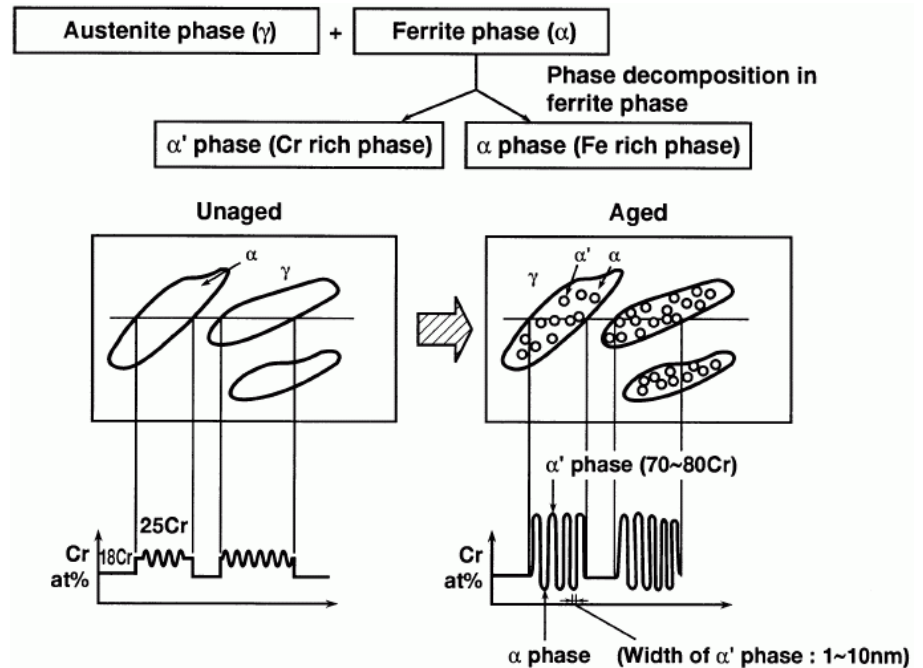
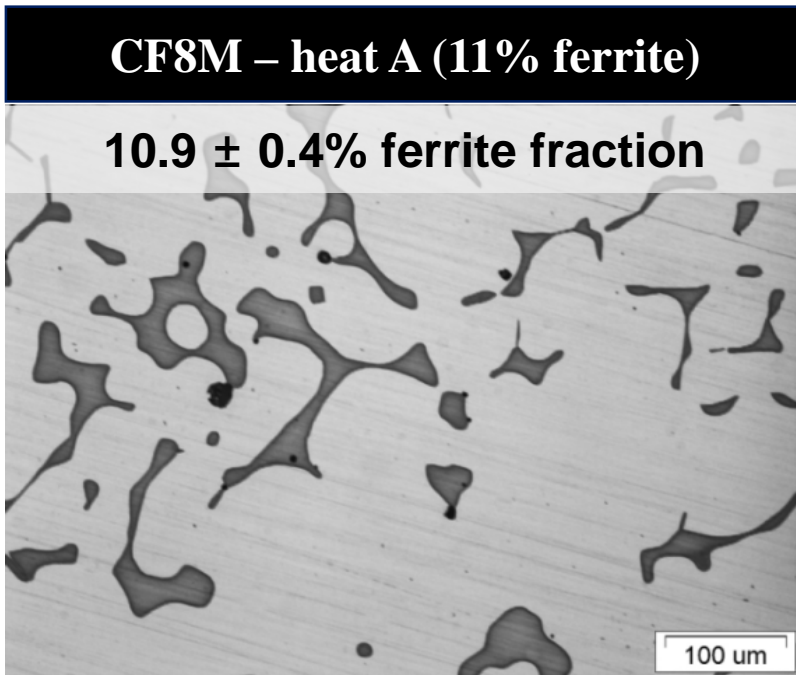
장창희, KAIST 원자력 및 양자공학과

# 목 차

- ❖ 연구배경
- ❖ 국내·외 연구동향
- ❖ 고리1호기 재료현황
- ❖ 고리1호기 재료 활용연구(안)
- ❖ 맺음말

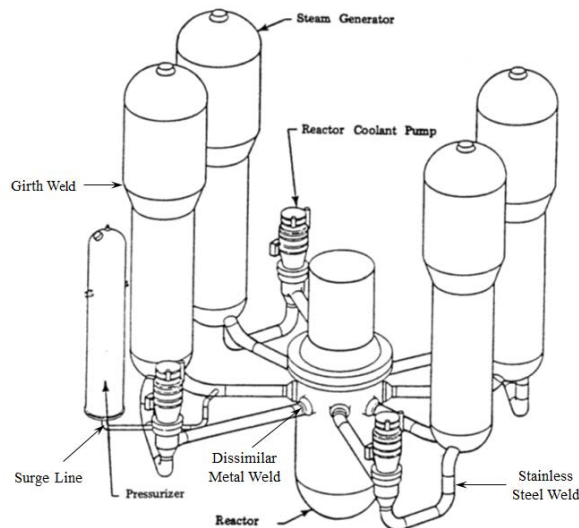
## ❖ 경수로형 원자로 구조 재료의 장기 열취화

- 주조 스테인리스강(CASS)과 스테인리스강 용접부(ASSW)
  - **원전 1차 계통** 내 다수의 CASS 및 ASSW 존재
    - CASS : 주배관(W형, Framatome형)
    - ASSW : 밀림관(W형, Framatome형, OPR/APR), 분기배관
  - 이상조직 : austenite matrix + **δ-페라이트**
    - 가동 환경에서 장기운전으로 인해 **열취화 현상** 발생 => 기계적 물성 저하



## ❖ CASS & ASSW in NPP

- Widely used in Westinghouse-type plant
- Centrifugal casting
  - RCS main piping (W)
  - PZR surge line
- SS Welds
- Operating temperature : 280~330 °C
- Static casting
  - Pipe fittings (W)
  - RCP body
  - Pumps and Valves bodies

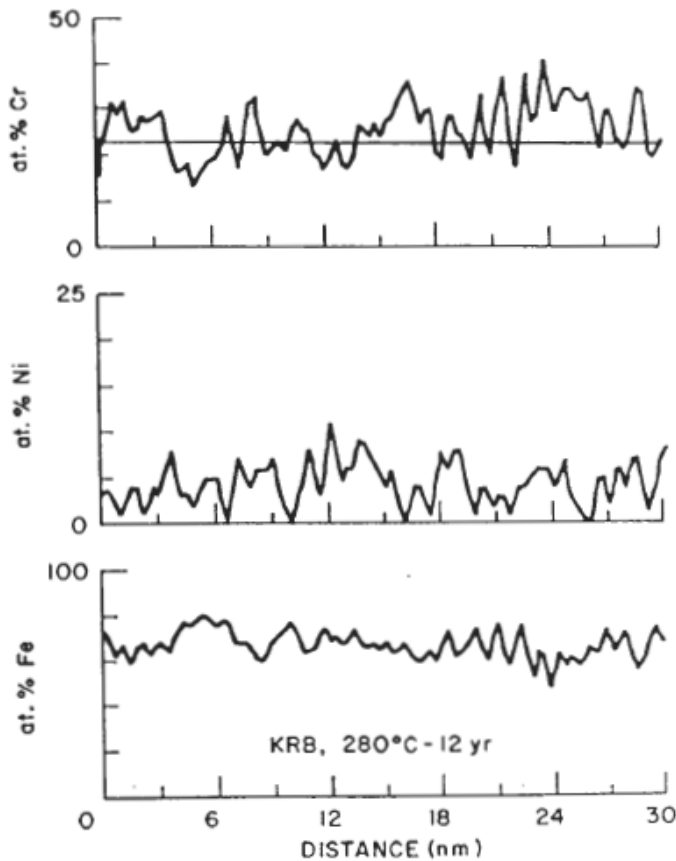


LWR CAST STAINLESS STEEL COMPONENTS

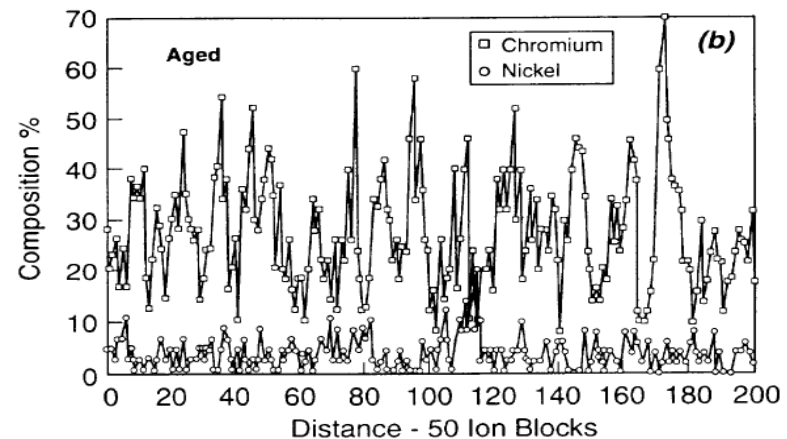
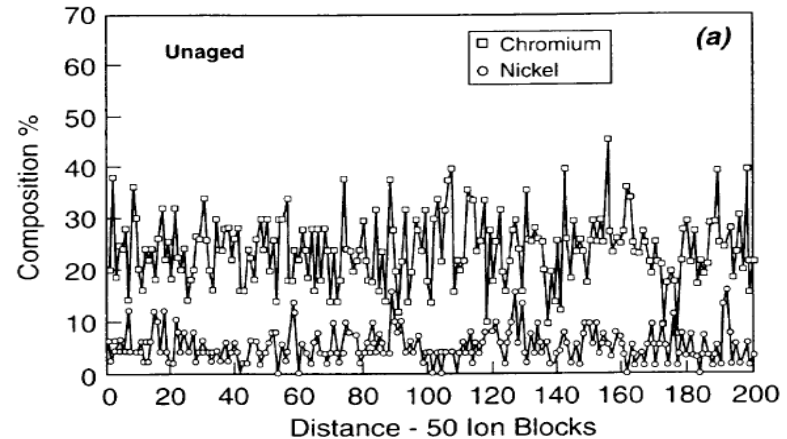
| Components                          | Type of Casting | Grade                  | Number of Plants | Comments                                                         |
|-------------------------------------|-----------------|------------------------|------------------|------------------------------------------------------------------|
| Reactor coolant pump body           | Static          | CF-8<br>CF-8M<br>CF-8A | ...              | Type F in 61 plants<br>Type E in 15 plants<br>Type C in all BWRs |
| Coolant piping                      | Centrifugal     | CF-8A<br>CF-8M         | 20<br>7          | 44% of Westinghouse plants                                       |
| Coolant piping fittings             | Static          | CF-8A                  | 27               | All Westinghouse plants                                          |
| Surge lines                         | Centrifugal     | CF-8M                  | ...              | Some combustion engineering plants                               |
| Pressurizer spray head              | Static          | ...                    | ...              | Westinghouse plants                                              |
| Check valves                        | Static          | CF-8M                  | ...              | Some Westinghouse plants                                         |
| Recirculation piping fittings       | Static          | CF-8<br>CF-8M          | ...              | BWR plants                                                       |
| Control rod drive mechanism housing | Static          | CF-8                   | ...              | Some Westinghouse plants                                         |
| Core internals                      | Static          | CF-8, CF-3             | ...              | PWR and BWR plants                                               |

## ❖ CASS / ASSW에서의 스피노달 분해

Analysis by field-ion atom probe shows segregation of Fe, Cr, and Ni.

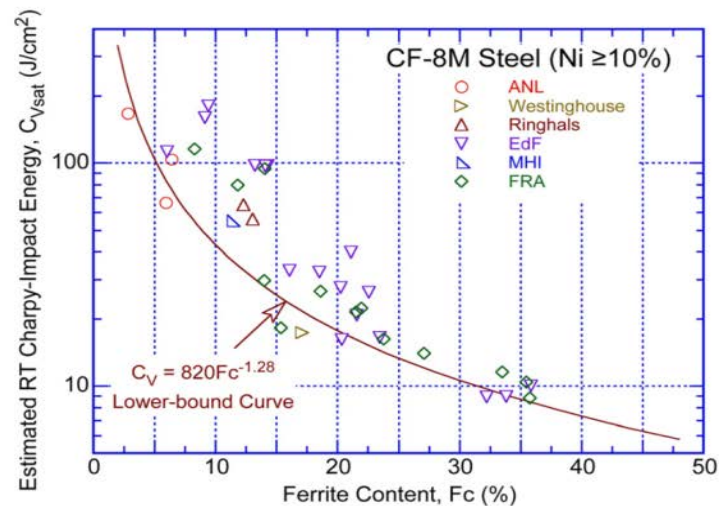
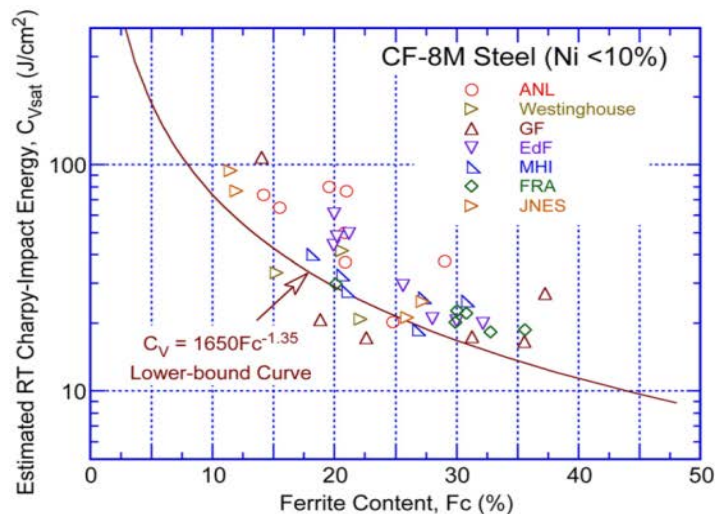
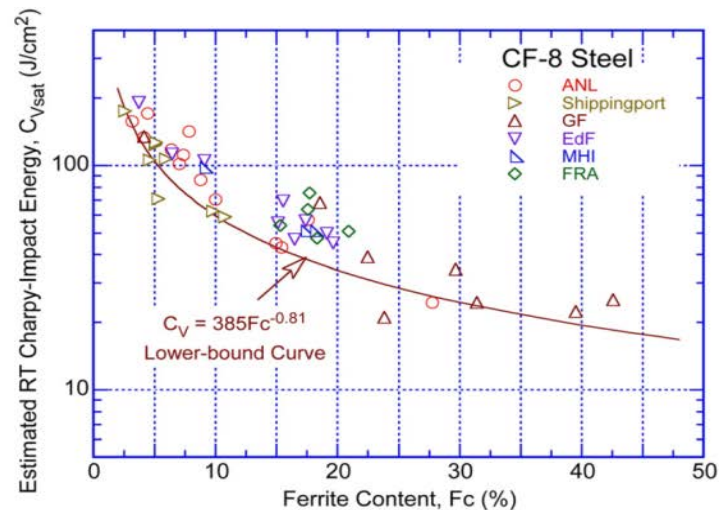
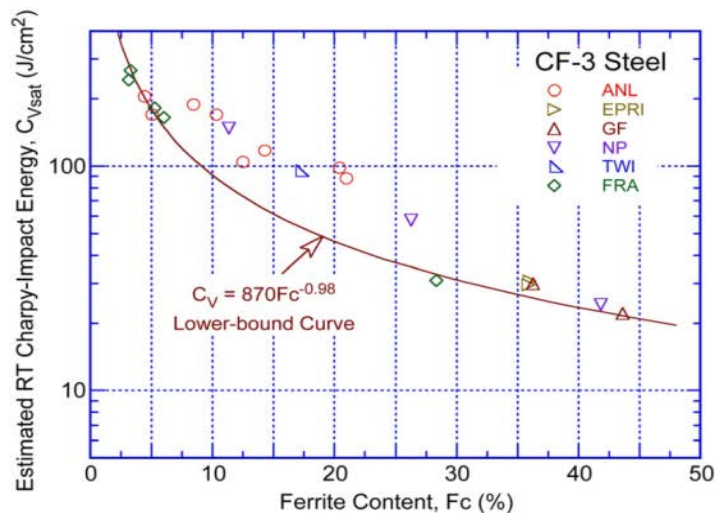


Spinodal Decomposition in Ferrite in KRB BWR Pump Casing



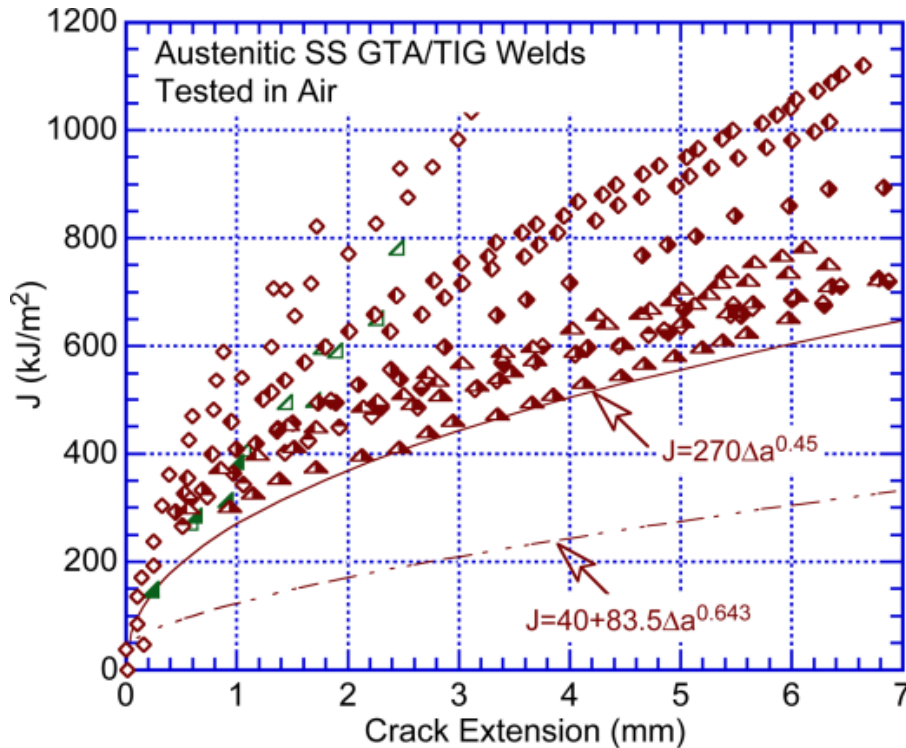
Atom probe chromium composition profiles of the 12% ferrite weld using a 50-ion block size, through the (a) unaged ferrite and the (b) ferrite aged at 343°C for 20,000 h. Phase separation into iron-rich and chromium-enriched regions is evident in (b), showing larger chromium deviations.

## ❖ Decrease in Charpy impact energy for CASS



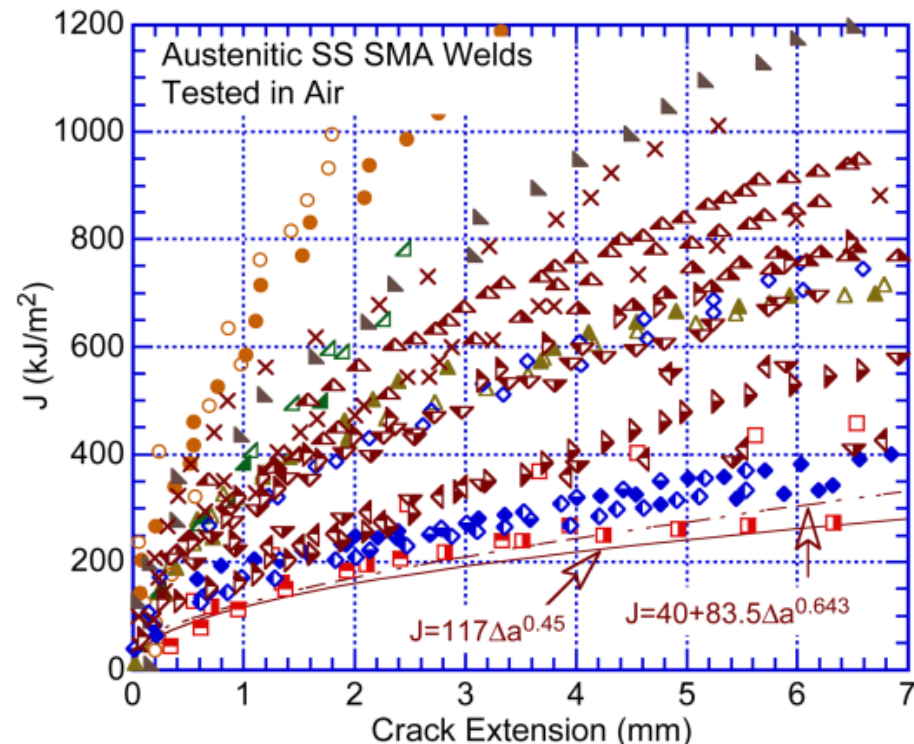


## ❖ Decrease in J-R curves for ASSW



- ▲ Mills GTA weld 427°C
- ▲ 308 Unaged
- ▲ 308 10,000 h at 400°C
- ◆ MHI Japan TIG weld 325°C
- ◆ 316L 8.0% ferrite Unaged
- ◆ 316L 40,000 h at 300°C
- ◆ 316L 60,000 h at 300°C
- ◆ 316L 40,000 h at 350°C
- ◆ 316L 60,000 h at 350°C
- ◆ 316L 10,000 h at 400°C
- ◆ 316L 20,000 h at 400°C

Open Symbols: Unaged  
Closed or semi-closed Symbols: Aged



- ▲ Argonne 288°C
- ▲ 308L 6.8% ferrite Unaged
- ▲ 7.7k at 400°C
- 308 6.1% ferrite Unaged
- 19k at 400°C
- ▲ 308 5.2% ferrite 10k at 400°C
- ▲ Mills 427°C
- ▲ 308 6.8% ferrite Unaged
- ▲ 10k at 400°C
- Hale & Garwood 300°C
- 19.9L 5-9% ferrite Unaged
- 1k at 400°C
- 10k at 400°C
- ◆ MHI Japan 325°C
- ◆ 308L 9.0% ferrite Unaged
- ◆ 10k at 400°C
- ◆ 20k at 400°C
- ◆ 40k at 400°C
- x 316L 8.0% ferrite Unaged
- x 40k at 300°C
- x 60k at 300°C
- x 40k at 350°C
- x 60k at 350°C
- x 10k at 400°C
- x 20k at 400°C
- x 40k at 400°C

# 연구동향 - 해외

## ❖ CASS / ASSW 열취화 관련 주요 해외 연구동향

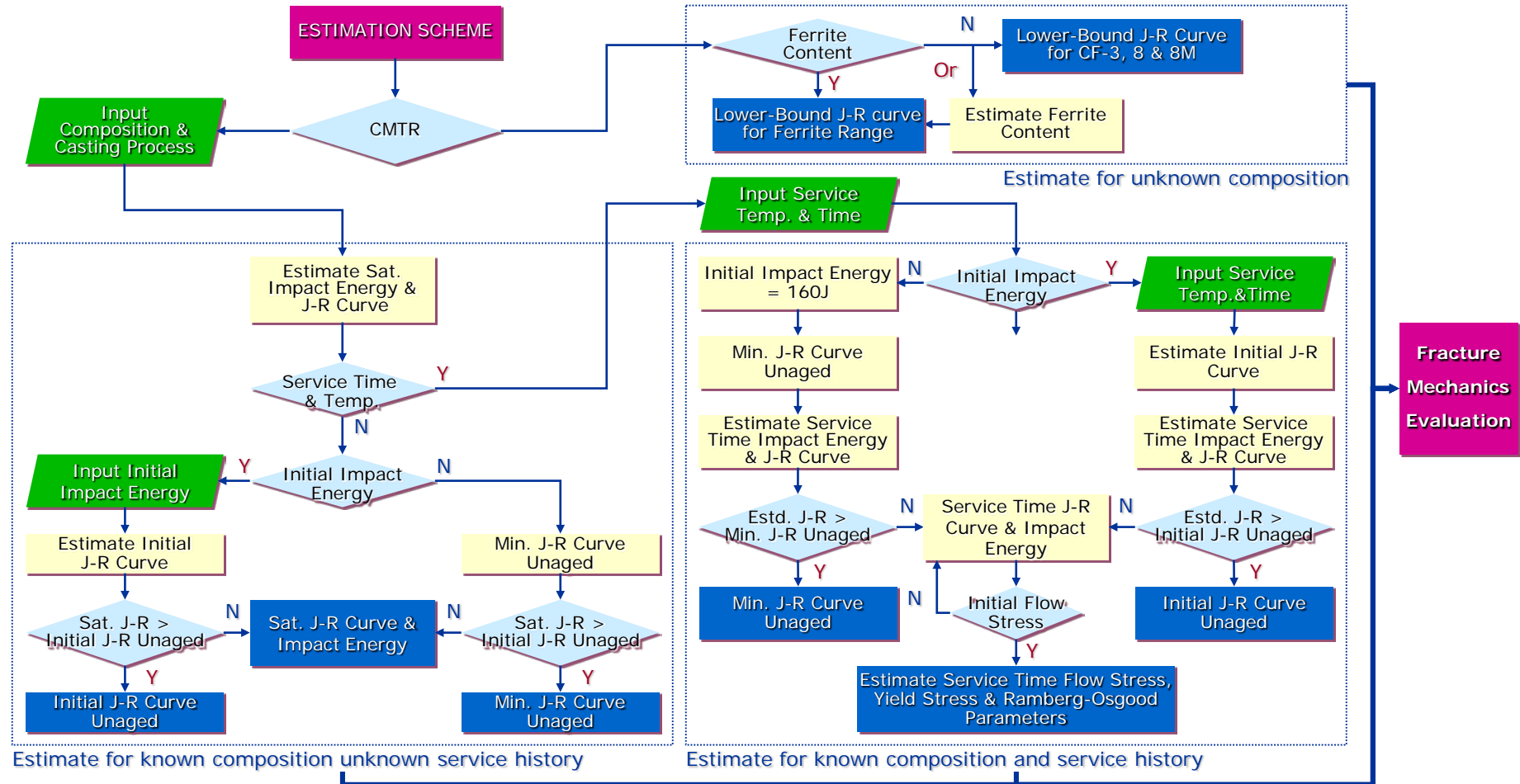
| CASS 열취화                              | 주요 결과                                                                                  |
|---------------------------------------|----------------------------------------------------------------------------------------|
| P.H. Pumphrey and K.N. Akhurst (1990) | 300, 350, 400 °C 열취화 스피노달 분해                                                           |
| M.K. Miller and J. Bentley (1990)     | 300, 350, 400 °C 열취화 스피노달 분해 및 G 상 석출                                                  |
| H.M. Chung (1992)                     | 400 °C 열취화 스피노달 분해, 전구체/G 상 석출, 탄화물 석출                                                 |
| S. Bonnet et al. (1990)               | 300≤T<325 °C: Q=250 kJ/mol<br>325≤T<350 °C: Q=150 kJ/mol<br>350≤T<400 °C: Q=100 kJ/mol |
| T.R. Leax et al. (1992)               | 300-400 °C 열취화 스피노달 분해 및 G 상 석출                                                        |
| F. Danoix et al. (2004)               | 300-400 °C 열취화 스피노달 분해 및 G 상 석출                                                        |
| Zhao-Xi Want et al. (2011)            | 400 °C/3,000h 열취화 스피노달 분해                                                              |
| C. Pareige et al. (2011)              | 350 °C/72,000h 열취화 G 상 석출                                                              |

| ASSW 열취화                               | 주요 결과                                                                                               |
|----------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------|
| K.B. Alexander et al. (1990)           | 343 °C/20,000h 열취화 스피노달 분해가 주요 원인<br>G 상과 탄화물도 미비하게 영향 미칠 수 있음                                      |
| D.J. Gavenda et al. (1995)             | 400 °C/10,000h 열취화 스피노달 분해가 주요 원인<br>탄화물의 생성/성장도 영향 미칠 수 있음                                         |
| B.T. Timofeev and Y.K. Nikolaev (1999) | 250-425 °C 열취화<br>Weld: Q=341 kJ/mol, CASS: Q=235 kJ/mol<br>(cf. Cr diffusion Q=240 kJ/mol)         |
| D.J. Alexander et al. (2000)           | 343 °C/50,000h 열취화 스피노달 분해 및 G 상 석출 영향                                                              |
| H. Abe and Y. Watanabe (2008)          | 335 °C/8,000h 열취화 스피노달 분해에 의한 mottled contrast                                                      |
| B.S. Dutt et al. (2011)                | 350, 475, 550 °C 열취화 낮은 온도 영역 (350, 475 °C)에서 스피노달 분해 주요 열취화 기구                                     |
| K. Chandra et al. (2012)               | 335, 365, 400 °C/20,000h 열취화 모든 온도 범위에서 스피노달 분해 확인<br>Cr-rich 탄화물은 관찰되지 않음<br>G 상은 400 °C 열취화에서만 발견 |

# 연구동향 - 해외

## ❖ CASS 열취화 건전성 평가법 (NUREG/CR-4513 Rev.1, 1994)

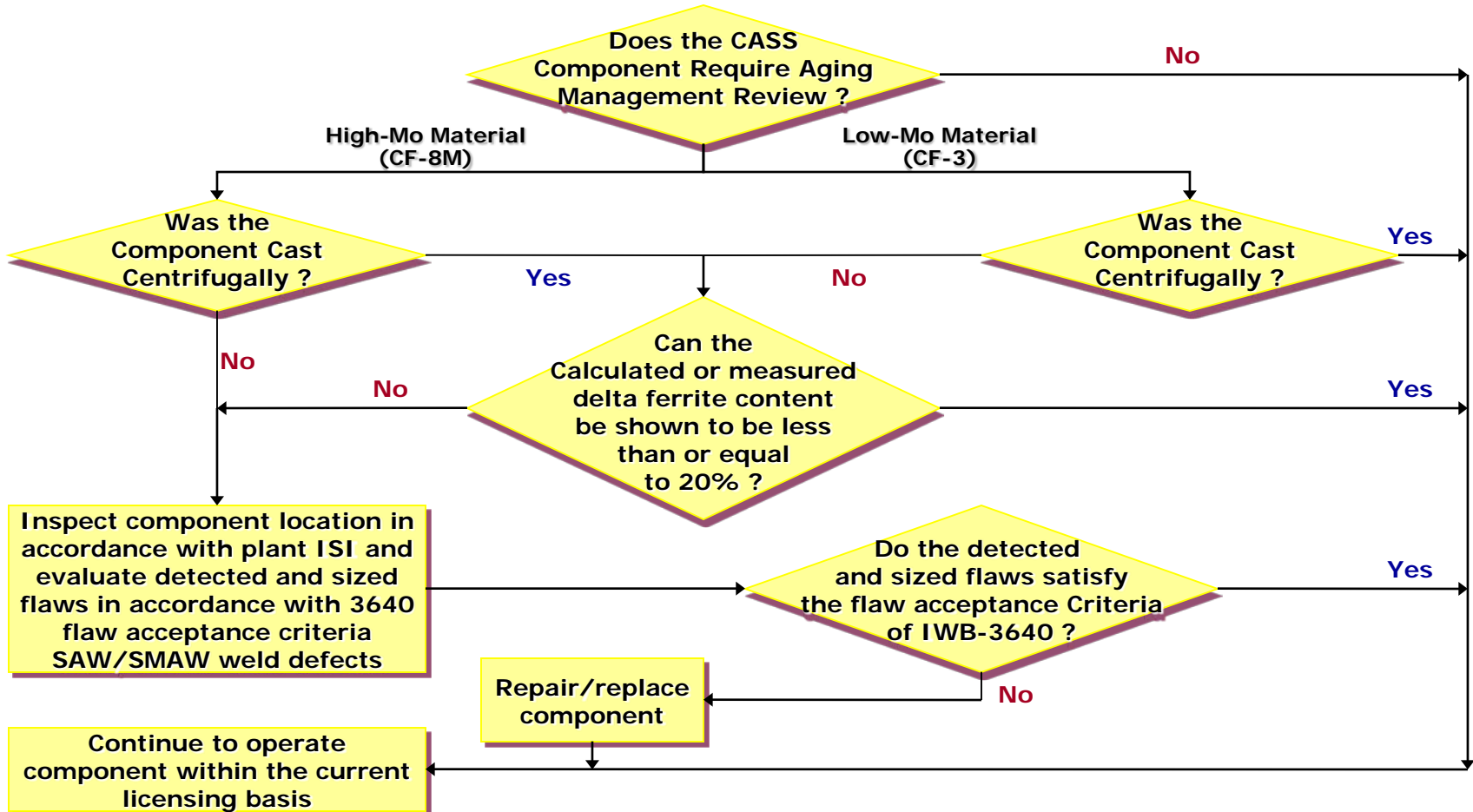
- ANL에서 충격에너지, 인장특성, 파괴인성 예측방법 제시



# 연구동향 - 해외

## ❖ CASS 열취화 건전성 평가절차 (EPRI TR-107521, 1998)

- EPRI에서 Generic LR Technical Issue로 취급



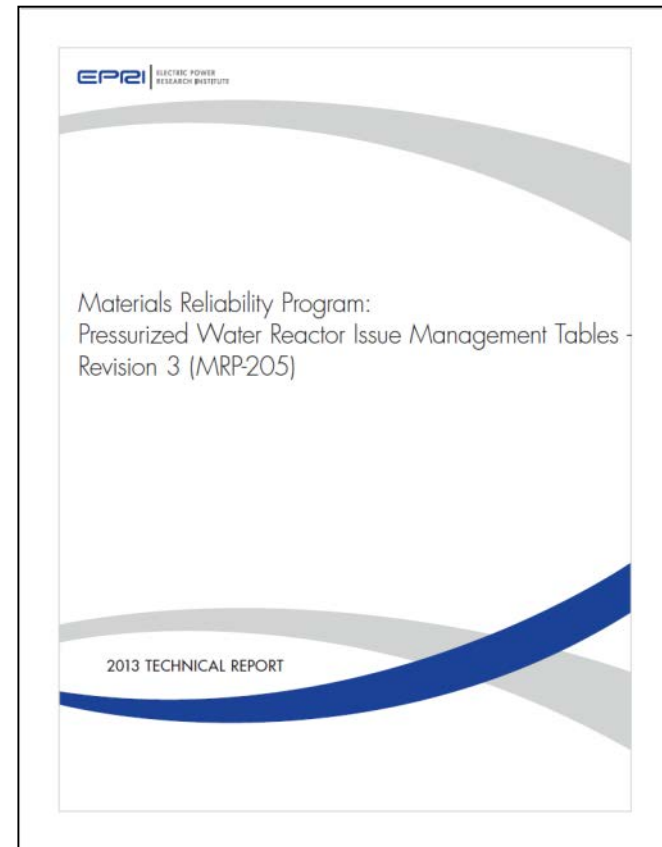
# 연구동향 - 해외

## ❖ CASS 및 ASSW 장기 열취화 건전성

- EPRI를 중심으로 한 산업계의 재료연구인 재료신뢰도 프로그램(MRP) 및 Beyond 60 프로그램의 High Priority R&D 항목으로 도출

Table 3-1 R&D Gap Priority Results (Continued)

| Gap ID No.                                    | Gap Description                                                     | Status | Priority  |           |           |
|-----------------------------------------------|---------------------------------------------------------------------|--------|-----------|-----------|-----------|
|                                               |                                                                     |        | R1 (2008) | R2 (2010) | R3 (2013) |
| Assessment Gaps ( <a href="#">Table 3-3</a> ) |                                                                     |        |           |           |           |
| <a href="#">P-AS-13a</a>                      | Thermal & Irradiation Embrittlement Synergistic Effects on CASS     | LTO    | High      | High      | High      |
| <a href="#">P-AS-13b</a>                      | Thermal & Irradiation Embrittlement Synergistic Effects on SS Welds | LTO    | High      | High      | High      |



# 연구동향 - 해외

## ❖ CASS 및 ASSW 장기 열취화 건전성

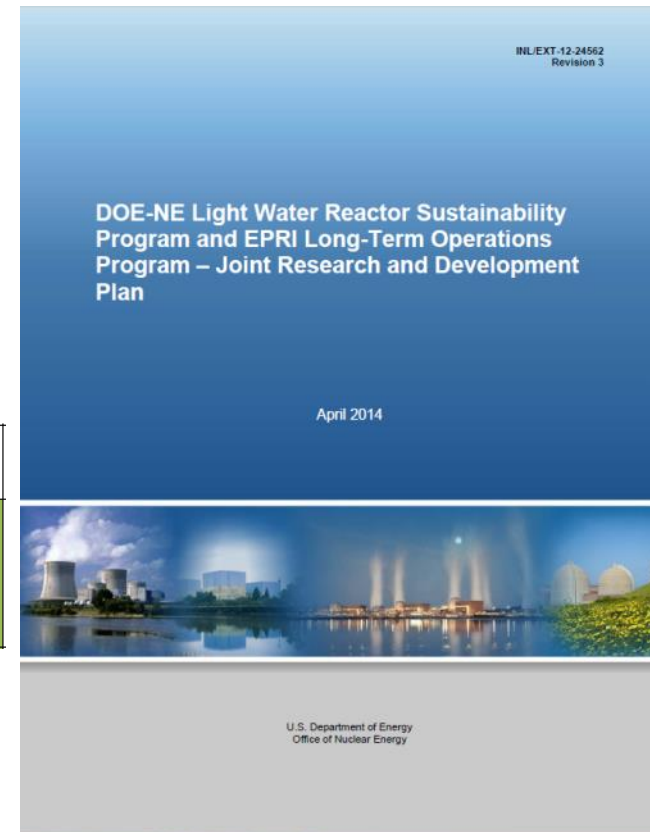
- 미국 DOE의 LWRS 프로그램의 주요 연구항목으로 도출

### Attachment A

Long-Term Operations Issues Tracking Table

| Issue ID (New) | Issue ID (Old)         | Primary Issue Description   | Sub-issue Description                           | Detailed Description                                                                                                                                                                                                  | EPRI LTO Status | EPRI Program (Other) | DOE-LWRS |
|----------------|------------------------|-----------------------------|-------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----------------|----------------------|----------|
| 7              | New Item added in 2013 | Primary System Metals Aging | Thermal aging of CASS and Stainless Steel Welds | Investigate fundamental mechanisms of thermal aging on ferritic-austenitic stainless welds and CASS materials at LWR temperatures and the effects of thermal aging on mechanical properties and corrosion resistance. | LTO             | PSCR                 | DOE LWRS |

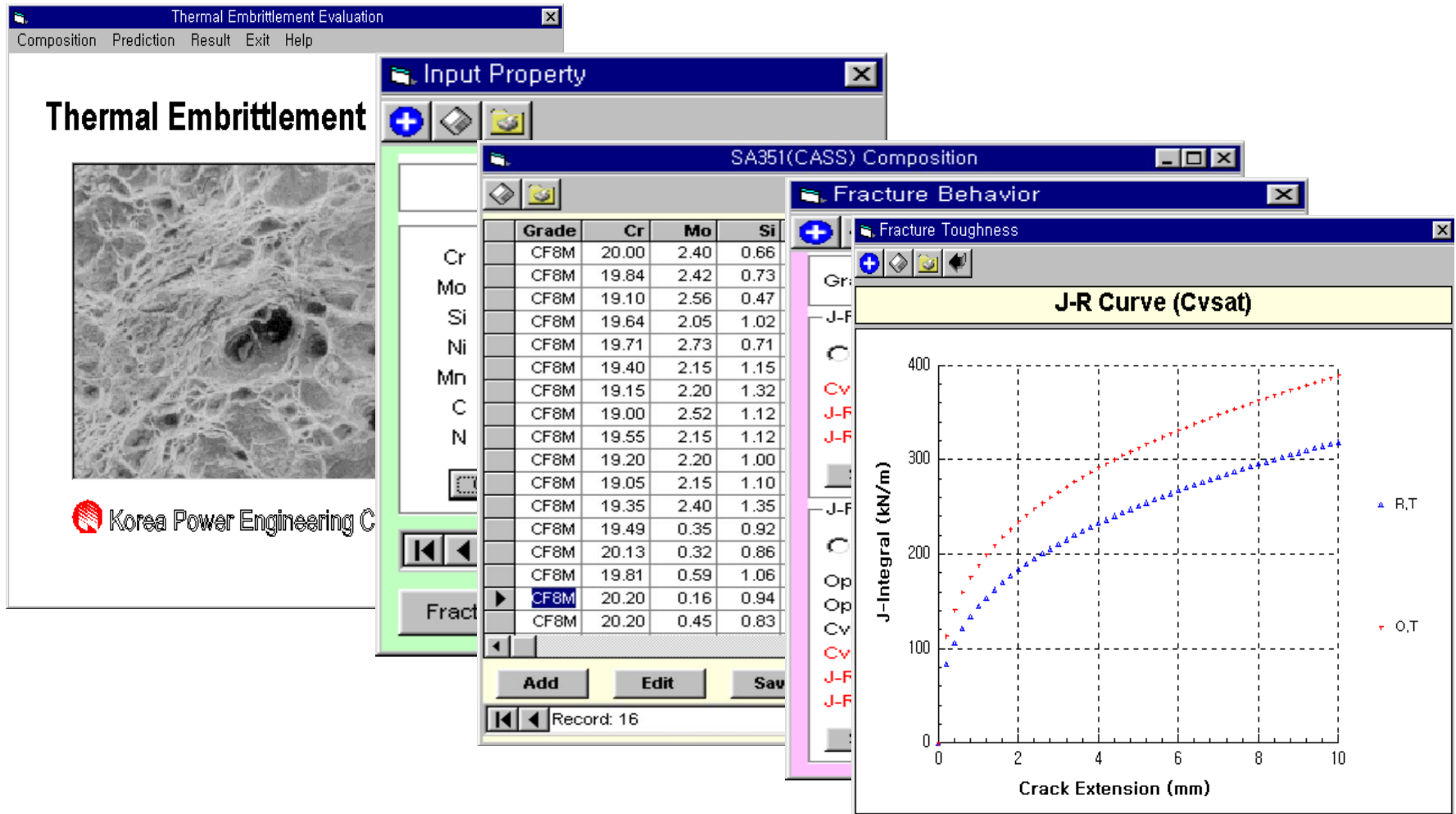
These are R&D projects to support the technical basis for the aging management programs. Sufficient information exists to submit a SLR application, but continued R&D projects are needed to provide informed insights for aging management, inspection intervals and repair/replacement decisions.





# 연구동향 - 국내

## ❖ 열취화 예측 프로그램 (1999)



# 연구동향 - 국내

❖ 미국측 PI: Dr. T.S. Byun (PNNL)

❖ 한국측 PI: Prof. C. Jang (KAIST)



| Task                        | Description                                                                                                                               | Lead                                |
|-----------------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-------------------------------------|
| Aging of CASS specimens     | Collection of CASS materials, aging treatment preparation & scheduling, long term aging                                                   | T.S. Byun (PNNL)                    |
| Aging of ASSW specimens     | Procurement of austenitic stainless steel welds, aging treatment preparation & scheduling, long term aging                                | C. Jang (KAIST)                     |
| Mechanical characterization | Mechanical testing of aged specimens: tensile tests, Charpy impact tests, small punch tests, fracture tests                               | T.S. Byun (PNNL)<br>C. Jang (KAIST) |
| Microstructure Analysis     | Analysis of second phase precipitates using high resolution TEM; segregation analysis using SEM/EDX                                       | T.S. Byun (PNNL)<br>C. Jang (KAIST) |
| Phase stability simulation  | Thermodynamic calculation for phase stability and precipitation behavior during aging treatment, and other long term behavior predictions | C. Jang (KAIST)                     |
| Mechanism studies           | Correlation between operation temperature aging and accelerated temperature aging, deformation and fracture mechanisms of aged materials  | T.S. Byun (PNNL)<br>C. Jang (KAIST) |

# 연구동향 - 국내

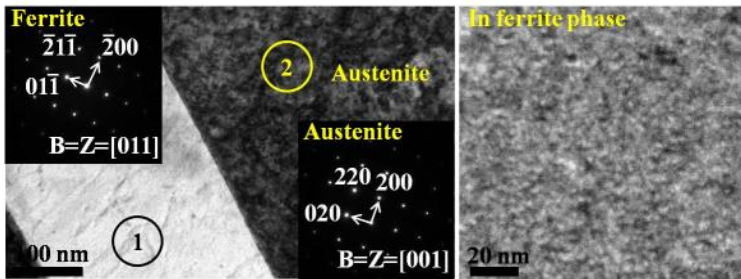
## ❖ 장기 열취화에 의한 CASS 및 ASSW의 미세구조 변화 분석

- 열취화에 의한 미세구조 변화 평가
  - TEM, FIB
  - SEM/EDS
  - APT (PNNL 보유)

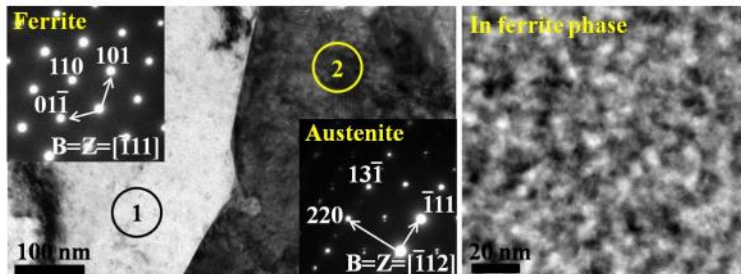
## ❖ 예상 결과물

- 열취화 기구에 대한 이해 및 근거 자료
- 열역학/동력학 전산 모사에 대한 비교 자료

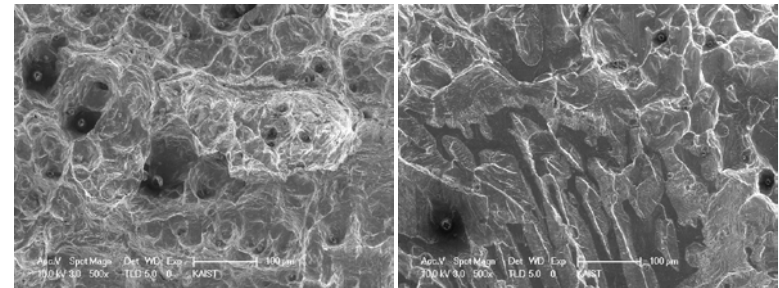
- Grain structure, fracture surface analysis (size and orientation distribution, elemental partitioning)
- Precipitation examination ( $\alpha'$ ,  $\sigma$ , G-phase...)



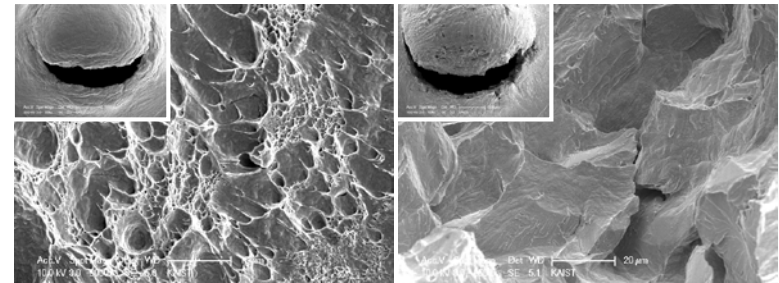
▲ 열취화 전 CF8M TEM 이미지



▲ 열취화 후 CF8M TEM 이미지



▲ 파괴인성 실험 후 파단면 (왼쪽) 열취화 전 CF8M, (오른쪽) 열취화 후



▲ 소형 펀치 실험 후 파단면 (왼쪽) 열취화 전 CF8M, (오른쪽) 열취화 후

# 연구동향 - 국내

## ❖ Test materials

- Austenitic stainless steel welds
  - ER316L and ER347 welding rods (ASME SFA 5.9)
  - GTAW (gas tungsten arc welding) with build-up welding process
- Thermally aged at 400 °C for 10,000h in air environment

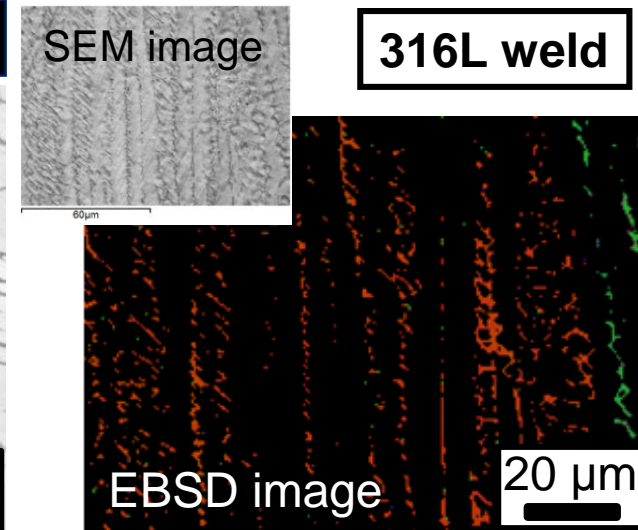
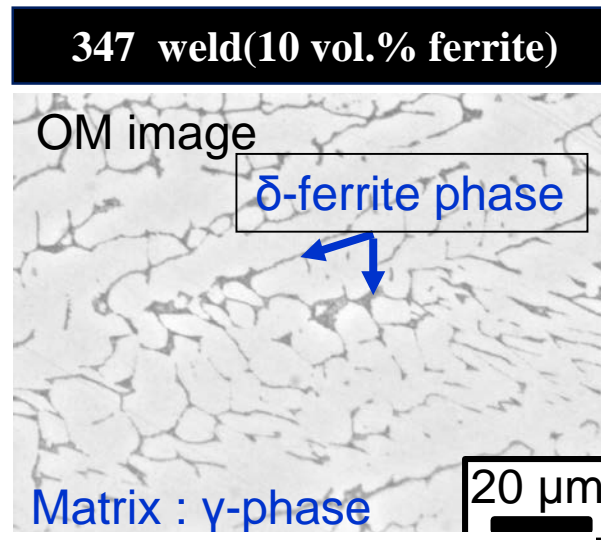
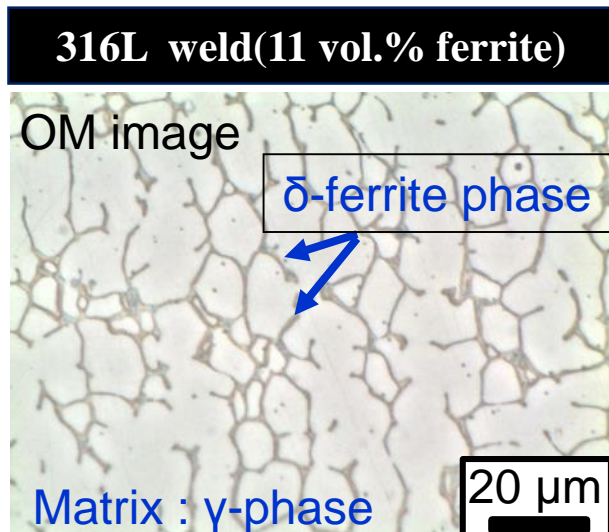


Table : Chemical composition and ferrite contents of ASSWs

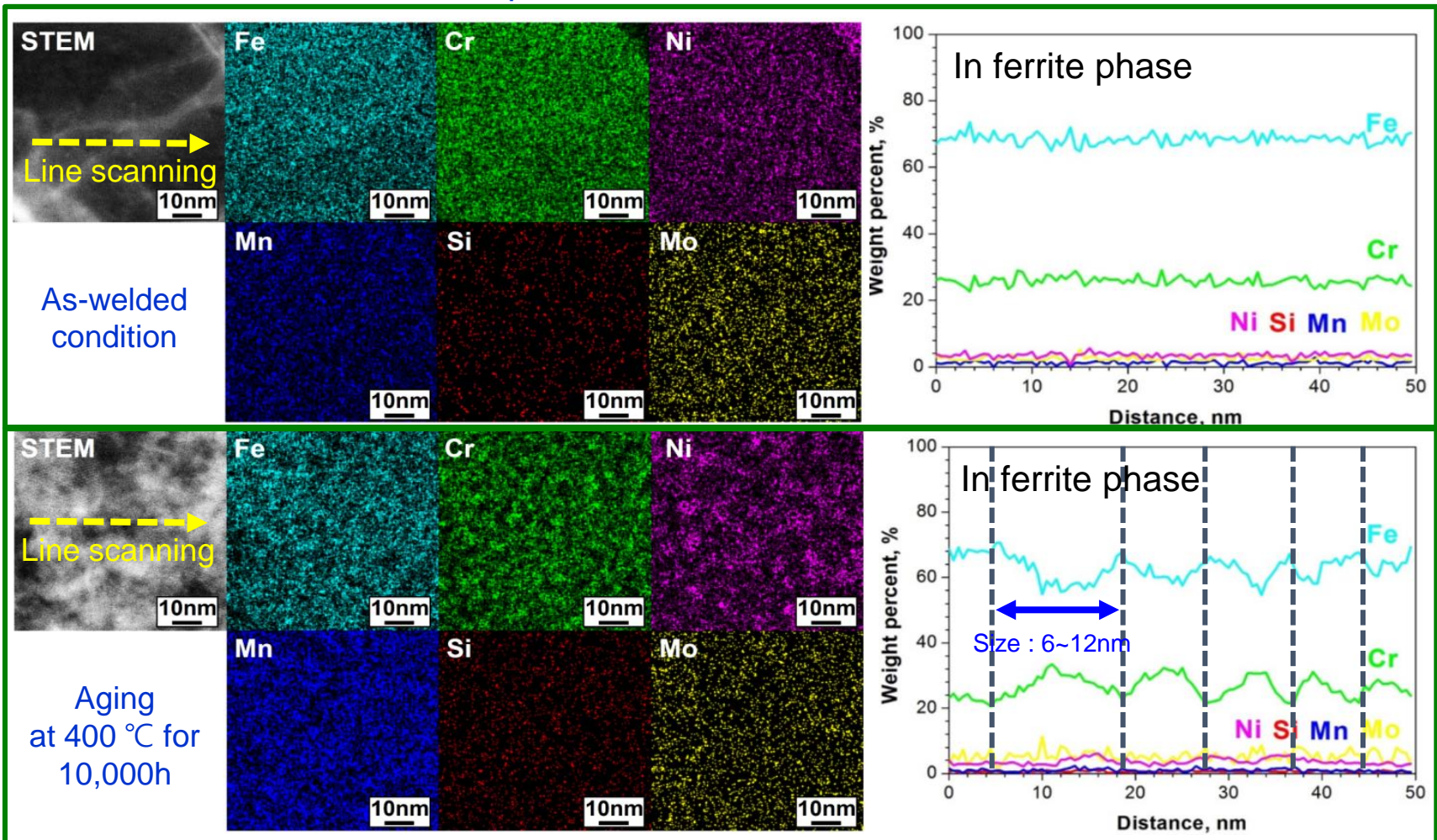
| Wt.%   | Fe   | Cr   | Ni   | C    | Si | Mn  | Mo  | Nb | Ferrite contents (vol. %) |                |
|--------|------|------|------|------|----|-----|-----|----|---------------------------|----------------|
|        |      |      |      |      |    |     |     |    | Schaeffler diag.          | Phase fraction |
| ER316L | Bal. | 18.4 | 11.0 | .008 | .4 | 1.7 | 2.6 | -  | 11                        | 12.3±1.2       |
| ER347  | Bal. | 19.0 | 9.0  | .045 | .4 | 1.5 | .2  | .7 | 10                        | 10.0±0.4       |



# 연구동향 - 국내

## ❖ 스피노달 분해

- ER316L weld (In ferrite phase)

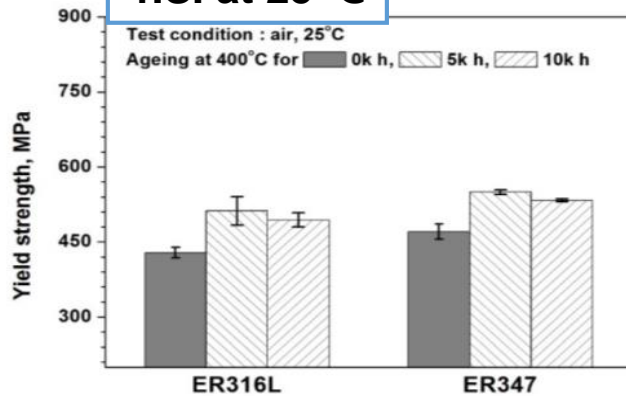


# 연구동향 - 국내

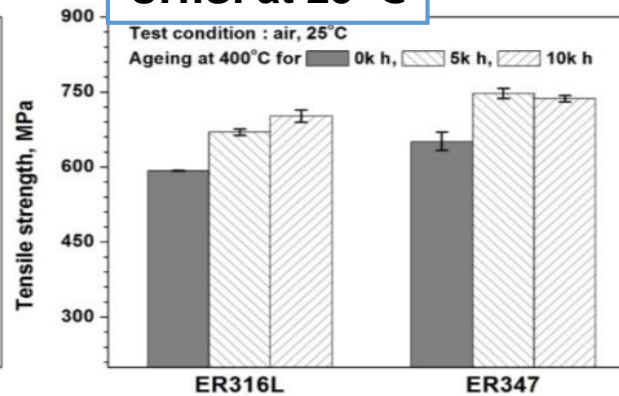
## ❖ Effect of thermal aging on tensile properties

- ER316L weld : inc. strength ( $\sim 100$  MPa  $\uparrow$ ), dec. elongation ( $\sim 7\%$   $\downarrow$ )
- ER347 weld : inc. strength ( $\sim 95$  MPa  $\uparrow$ ), **larger dec. elongation ( $\sim 16\%$   $\downarrow$ )**

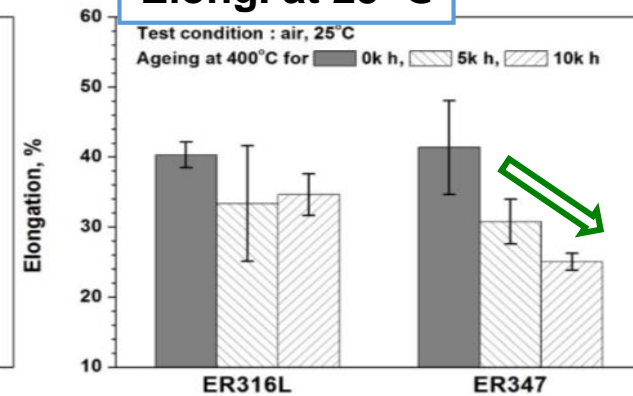
**Y.S. at 25 °C**



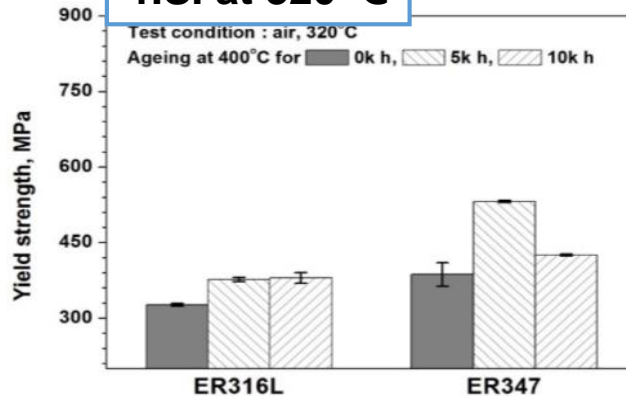
**U.T.S. at 25 °C**



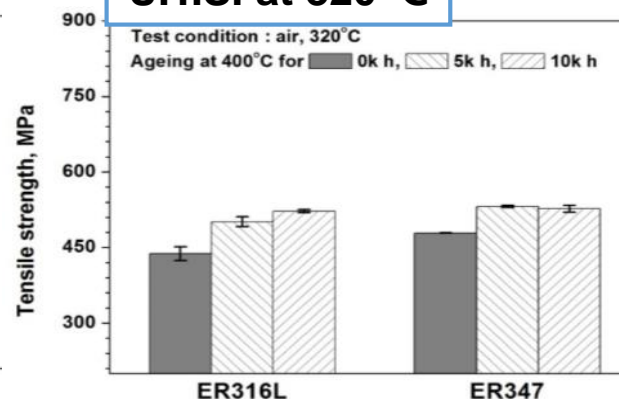
**Elong. at 25 °C**



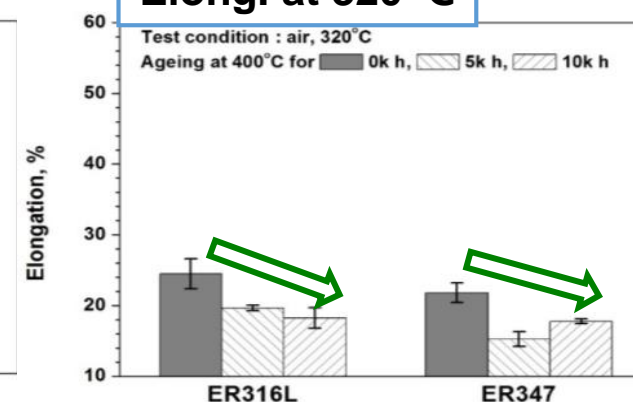
**Y.S. at 320 °C**



**U.T.S. at 320 °C**



**Elong. at 320 °C**





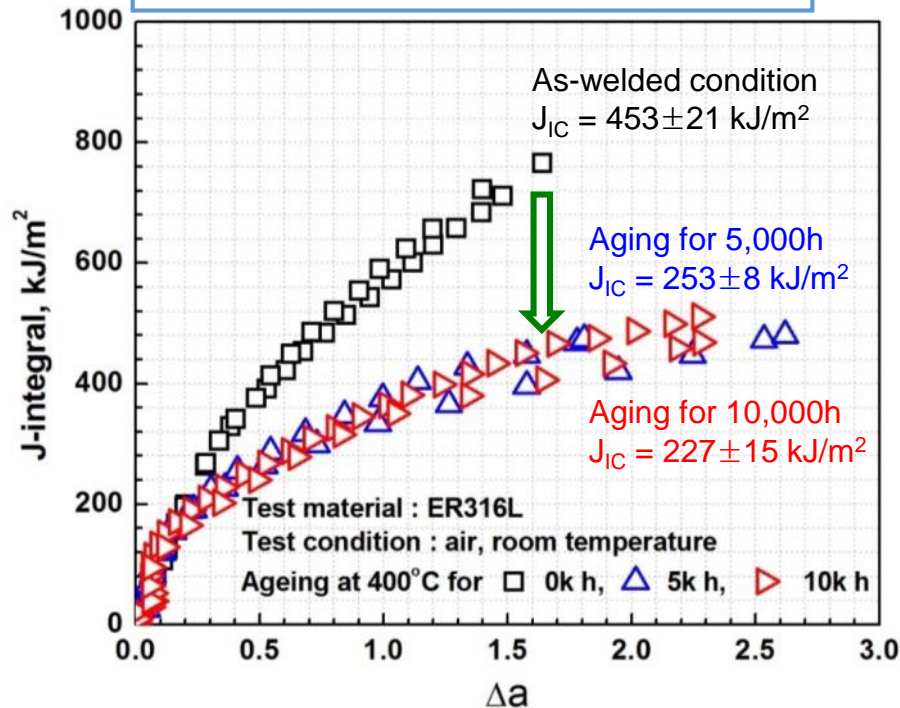
# 연구동향 - 국내

## ❖ Effect of thermal aging on fracture resistance

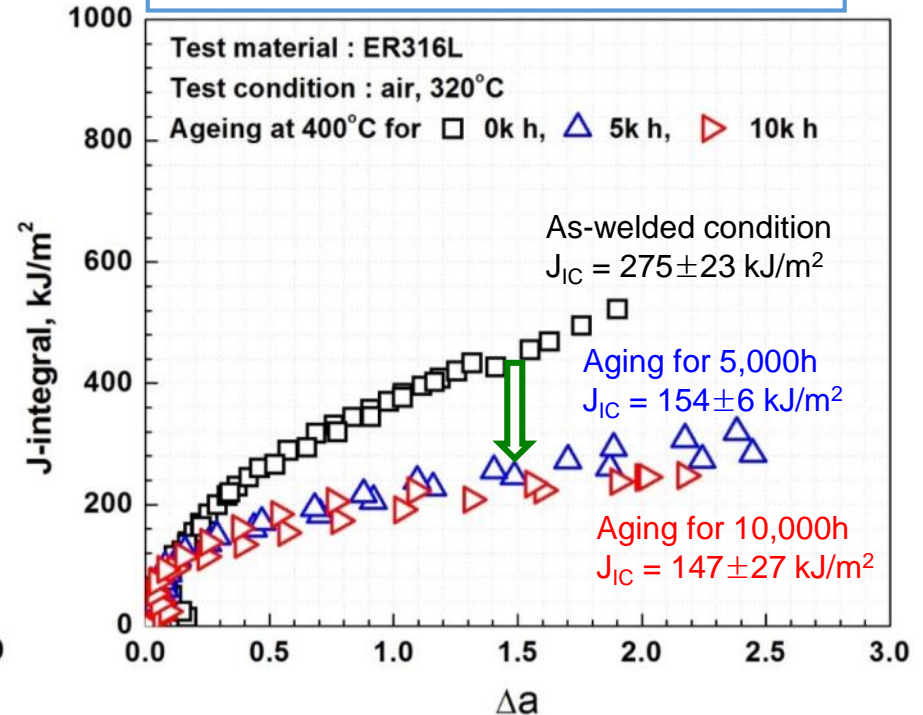
### ■ ER316L weld

- After thermal aging, significant decrease in fracture toughness
- Saturated after 5000h ageing at 400 °C

Fracture toughness at 25 °C



Fracture toughness at 320 °C

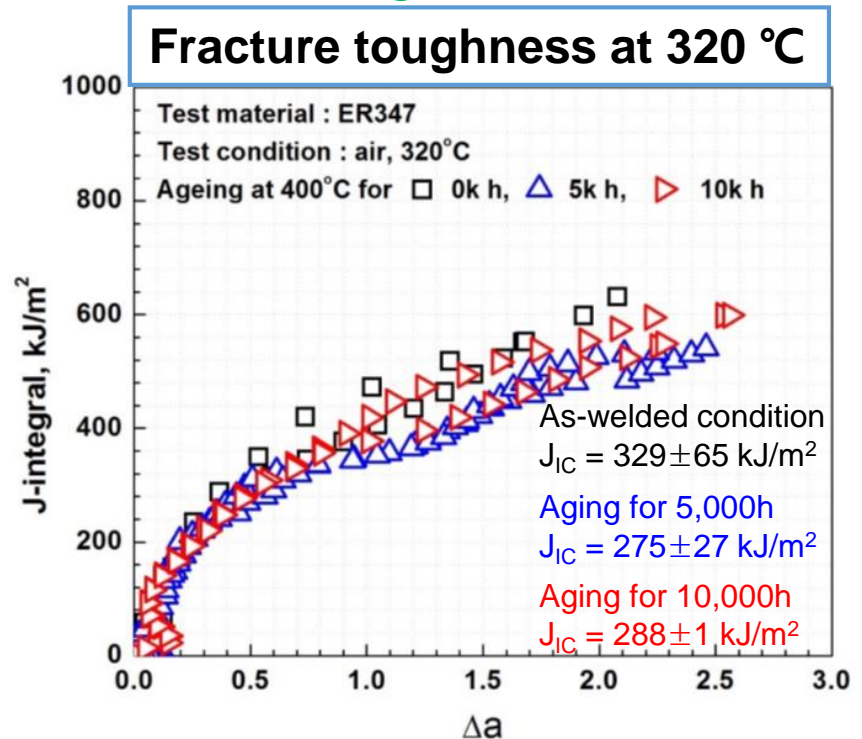
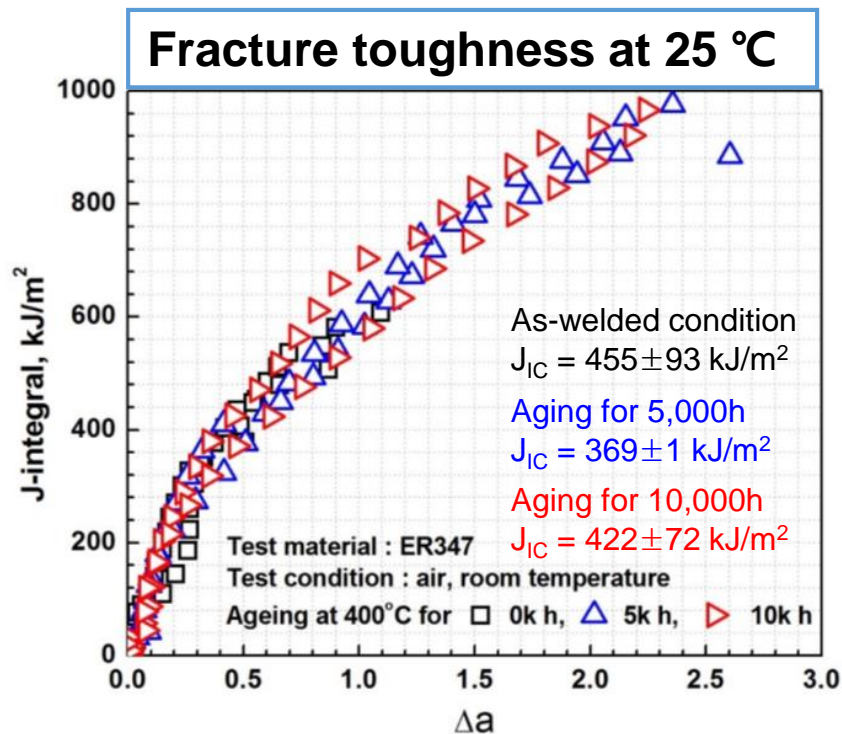


# 연구동향 - 국내

## ❖ Effect of thermal aging on fracture resistance

### ■ ER347 weld

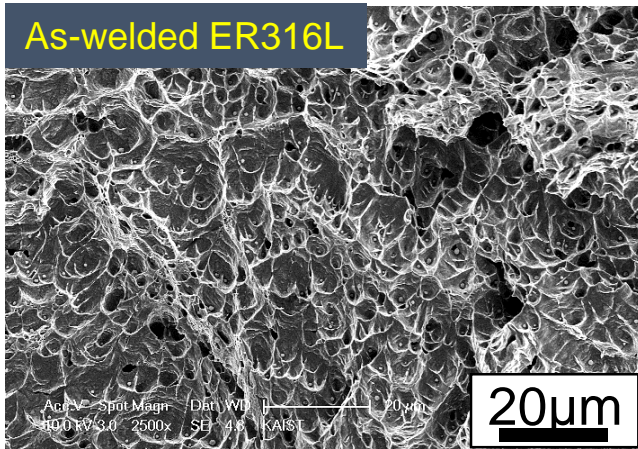
- After thermal aging, little change in fracture toughness
- ⇒ Despite similar ferrite contents, resulted in difference thermal ageing behavior
- ⇒ Tensile ductility change  $\neq$  J-R resistance change





# 연구동향 - 국내

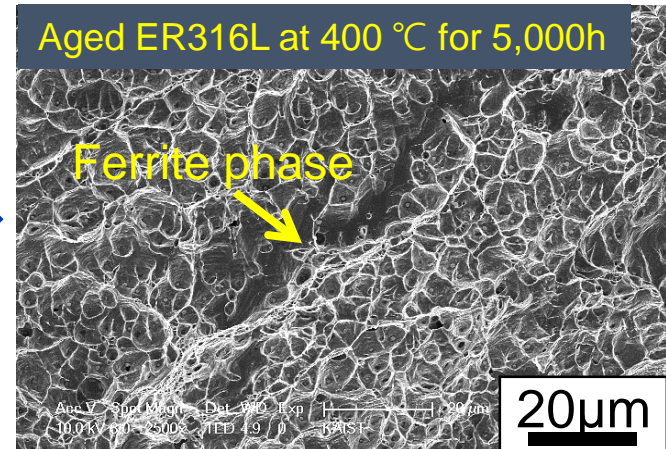
## ❖ Fracture surface after J-R tests for as-welded and aged specimens



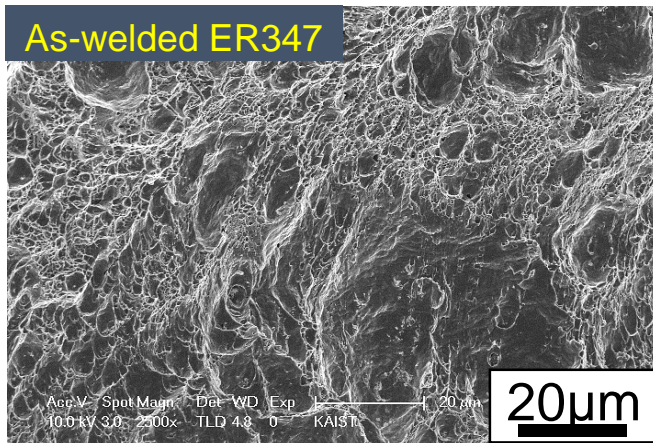
Ductile dimple fracture



Thermal  
aging



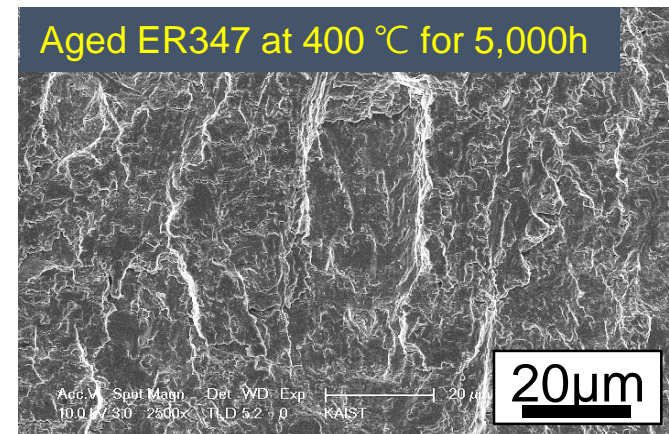
Ductile dimple + partial brittle fracture



Ductile dimple fracture



Thermal  
aging



Ductile dimple fracture

# 연구동향 - 국내

## ❖ CASS 열취화에 따른 인장특성 변화 예측방법

### ■ 인장특성

- Flow-stress ratio,  $R_f$  ( $R_f = (\sigma_{f,aged} / \sigma_{f,unaged})$ )
- Yield-stress ratio,  $R_y$  ( $R_y = (\sigma_{ys,aged} / \sigma_{ys,unaged})$ )

### ■ 예측식 (e.g. flow-stress ratio, CF-3 steel)

$$R_f = 0.90 + 0.05(P - \theta + 2.9) \quad \text{at Room Temp.}$$

$$\theta = 3.3 \quad \text{for } T_s < 280 \text{ }^\circ\text{C}$$

$$R_f = 0.87 + 0.06(P - \theta + 2.9) \quad \text{at } 290 \text{ }^\circ\text{C}$$

$$\theta = 2.9 \quad \text{for } 280 \text{ }^\circ\text{C} \leq T_s < 330 \text{ }^\circ\text{C}$$

$$P = \log_{10}(t) - \frac{1000Q}{19.143} \left( \frac{1}{T_s + 273} - \frac{1}{673} \right)$$

$$\theta = 2.5 \quad \text{for } 330 \text{ }^\circ\text{C} \leq T_s < 360 \text{ }^\circ\text{C}$$

$$Q = 10[74.52 - 7.20\theta - 3.46Si - 1.78Cr - 4.35Mn + 148N - 61C]$$

### ■ 예측식 (e.g. flow-stress ratio, CF-8M steel)

$$R_f = 0.77 + 0.10(P - \theta + 2.9) \quad \text{at Room Temp.}$$

where,  $P$ : Aging parameter

$$R_f = 0.69 + 0.14(P - \theta + 2.9) \quad \text{at } 290 \text{ }^\circ\text{C}$$

$t$ : Service or aging time (h)

$$P = \log_{10}(t) - \frac{1000Q}{19.143} \left( \frac{1}{T_s + 273} - \frac{1}{673} \right)$$

$Q$ : Activation energy (kJ/mole)

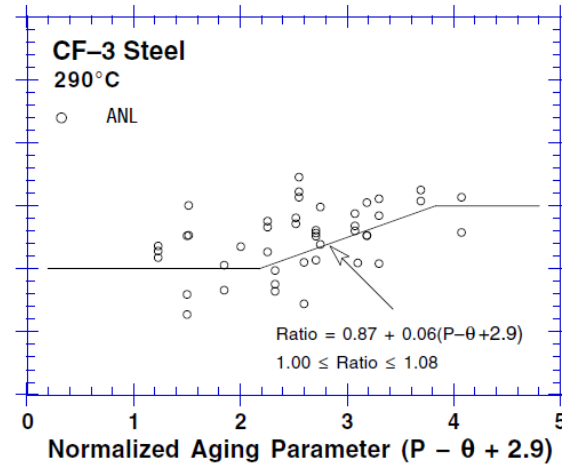
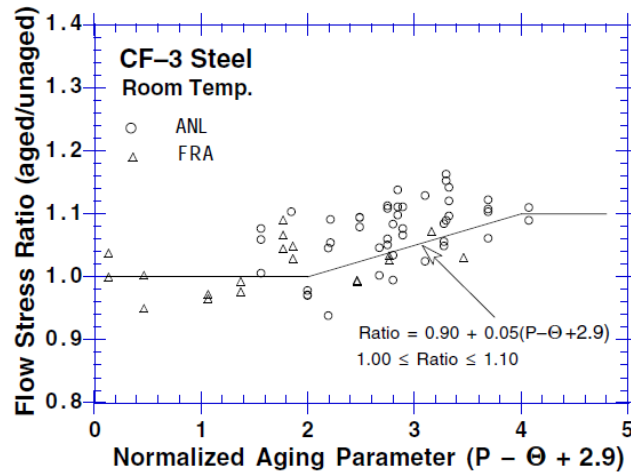
$$Q = 10[74.52 - 7.20\theta - 3.46Si - 1.78Cr - 4.35Mn + 23N]$$

$T_s$ : Service or aging temperature ( $^\circ\text{C}$ )

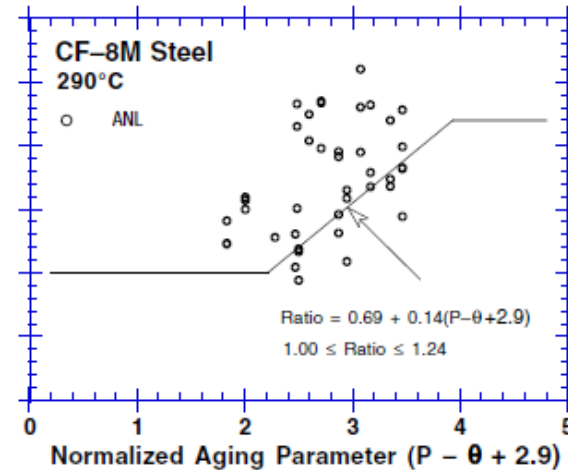
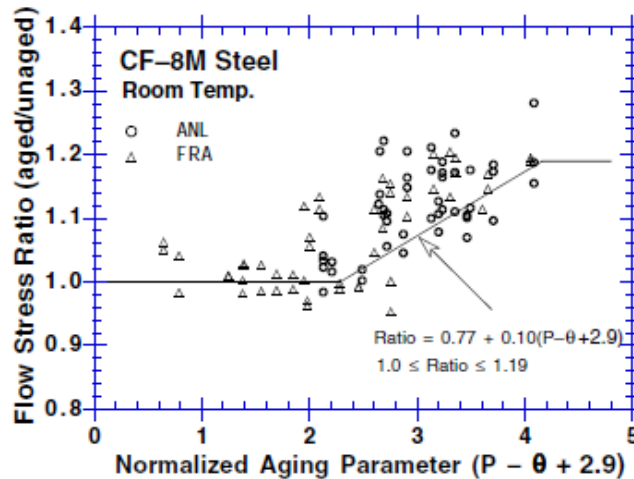
[U.S. NRC, "Estimation of Fracture Toughness of Cast Stainless Steels During Thermal Aging in LWR systems," NUREG/CR-4513, Rev.1, 1994]

# 연구동향 - 국내

## ■ Flow-stress ratio (CF-3 steel)



## ■ Flow-stress ratio (CF-8M steel)



# 연구동향 - 국내

## ❖ ASSW 열취화에 따른 인장특성 변화 예측방법 (개발중)

- ASSW 가속 열취화 인장실험 결과 분석 (e.g. SS 316L weld)

| Test temperature | Material                 | Condition       | YS (MPa)     | UTS (MPa)    | Elong. (%)  |
|------------------|--------------------------|-----------------|--------------|--------------|-------------|
| 25 °C            | 60LGa<br>(SS 316L, GTAW) | As-welded       | 416±4.24     | 555.5±7.77   | 50.35 ±0.91 |
|                  |                          | 343 °C / 5,000h | 452.5±14.14  | 591±1.41     | 40.8±2.12   |
|                  | 60LGd<br>(SS 316L, GTAW) | As-welded       | 428.75±10.96 | 592.3±0.56   | 40.3±1.83   |
|                  |                          | 400 °C / 5,000h | 512±28.28    | 669.5±6.36   | 33.35±8.83  |
| 320 °C           | 60LGa<br>(SS 316L, GTAW) | As-welded       | 331±1.41     | 423±5.6      | 27.2±2.54   |
|                  |                          | 343 °C / 5,000h | 344.02±0.76  | 449.83±3.64  | 24.24±1.12  |
|                  | 60LGd<br>(SS 316L, GTAW) | As-welded       | 326.3±2.26   | 437.75±13.36 | 24.5±2.12   |
|                  |                          | 400 °C / 5,000h | 376±5.4      | 500.74±9.63  | 19.64±0.41  |

- 예측식 (e.g. SS 316L weld)

| Test temperature | Condition       | $P$      | $R_f$     | $R_y$    |
|------------------|-----------------|----------|-----------|----------|
| 25 °C            | 343 °C / 5,000h | 2.837083 | 1.0735975 | 1.086538 |
|                  | 400 °C / 5,000h | 3.698970 | 1.1566525 | 1.194169 |
| 320 °C           | 343 °C / 5,000h | 2.837083 | 1.0528515 | 1.153846 |
|                  | 400 °C / 5,000h | 3.698970 | 1.1481448 | 1.235300 |

### ➤ Flow stress ratio

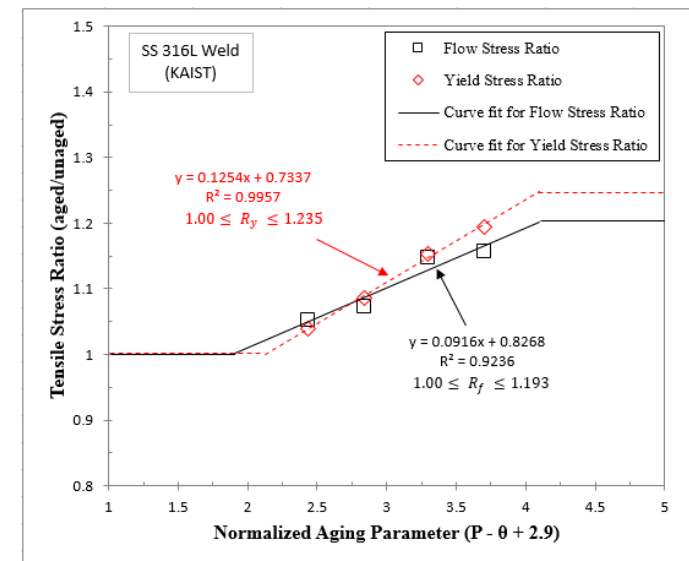
$$R_f = 0.8268 + 0.0916(P - \theta + 2.9)$$

### ➤ Yield stress ratio

$$R_y = 0.7337 + 0.1254(P - \theta + 2.9)$$

$$\theta = 2.9 \text{ for } 330 \text{ °C} \leq T_S < 360 \text{ °C}$$

$$\theta = 3.3 \text{ for } T_S \geq 360 \text{ °C}$$

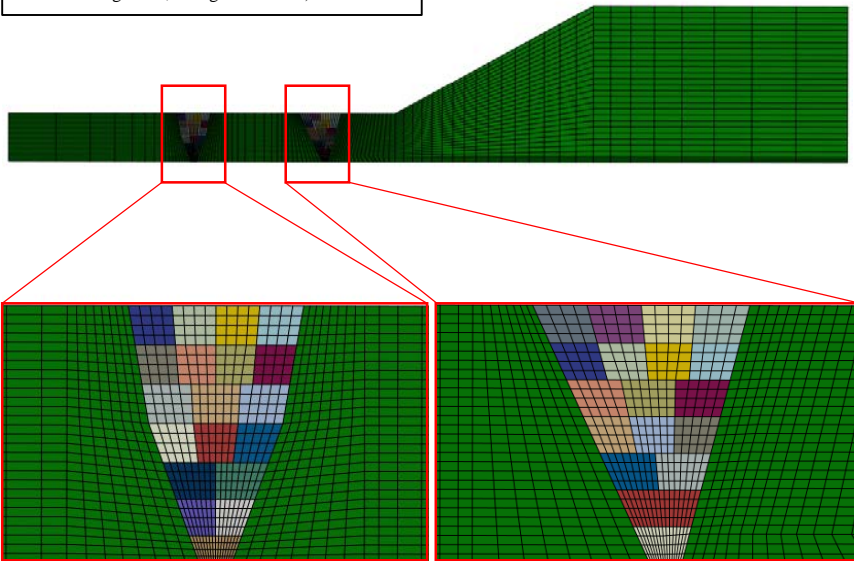




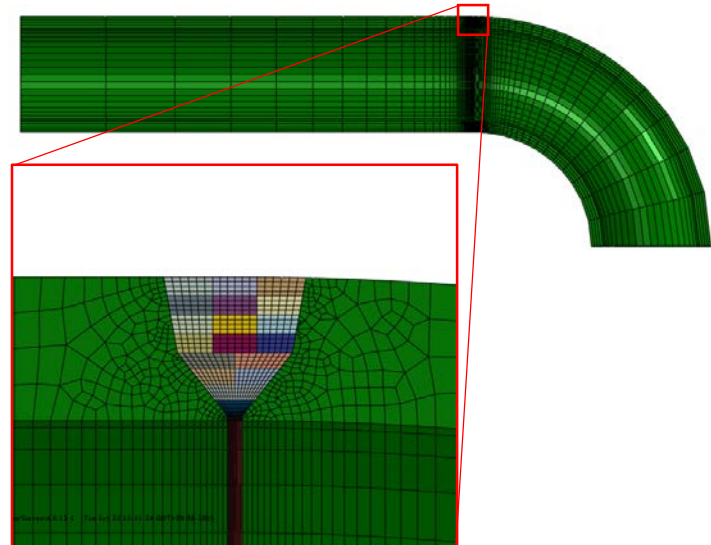
## ❖ 유한요소법을 이용한 배관 응력해석

- 배관 용접부 잔류응력 해석 수행
  - 축대칭 또는 3D FE 모델 작성
  - 자료조사 결과를 활용하여 용접과정 모사

Axisymmetric model  
Total number of nodes : 3,480  
Total number of elements : 3,332  
Elements Type: DCAX4  
(A 4-node linear axisymmetric heat transfer quadrilateral)  
Elements Type: CAX4R  
(A 4-node bilinear axisymmetric quadrilateral, reduced integration, hourglass control)



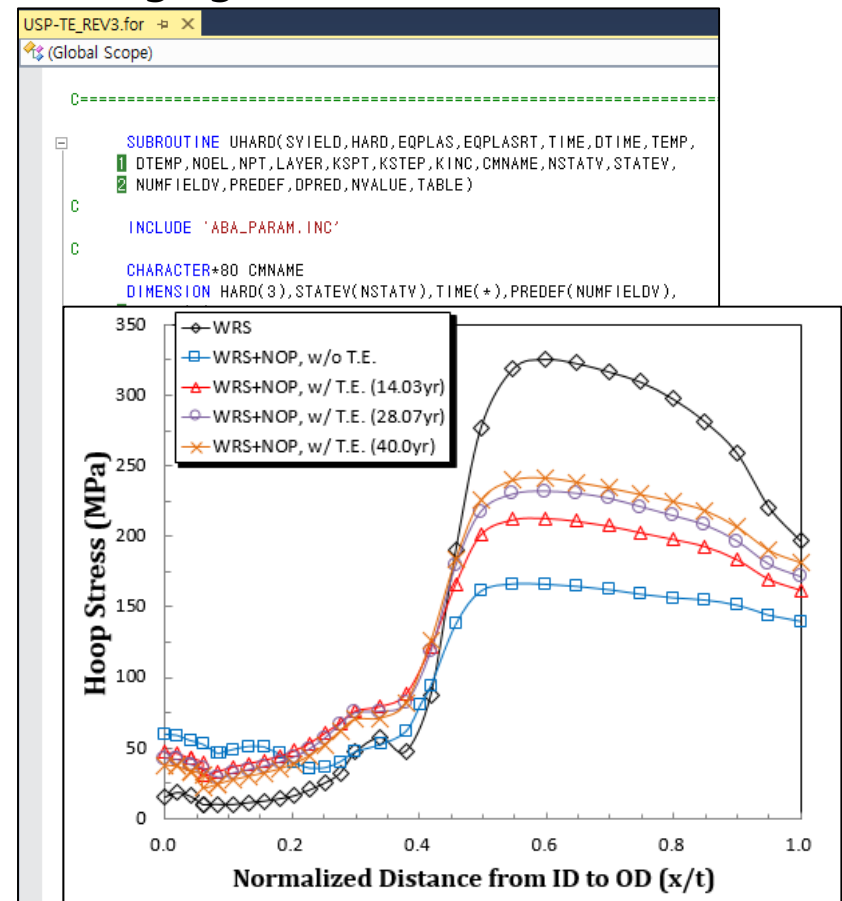
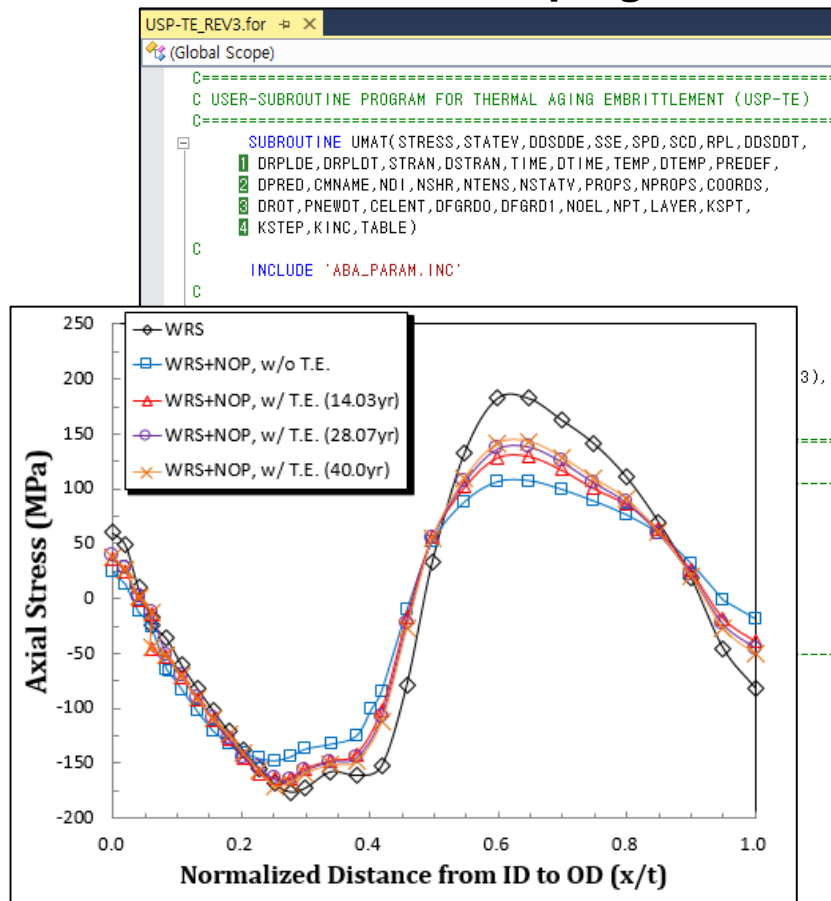
3D 1/2 model  
Total number of nodes : 25,662  
Total number of elements : 22,660  
Element Type : DC3D8  
(A 8-node linear heat transfer brick)  
Element Type : C3D8R  
(A 8-node linear brick, reduced integration, hourglass control)



# 연구동향 - 국내

## ■ 열취화에 따른 재료물성 변화 고려

- 열취화에 따른 인장특성 변화를 고려하기 위하여 사용자정의 보조프로그램 (user subroutine program for thermal aging embrittlement) 작성



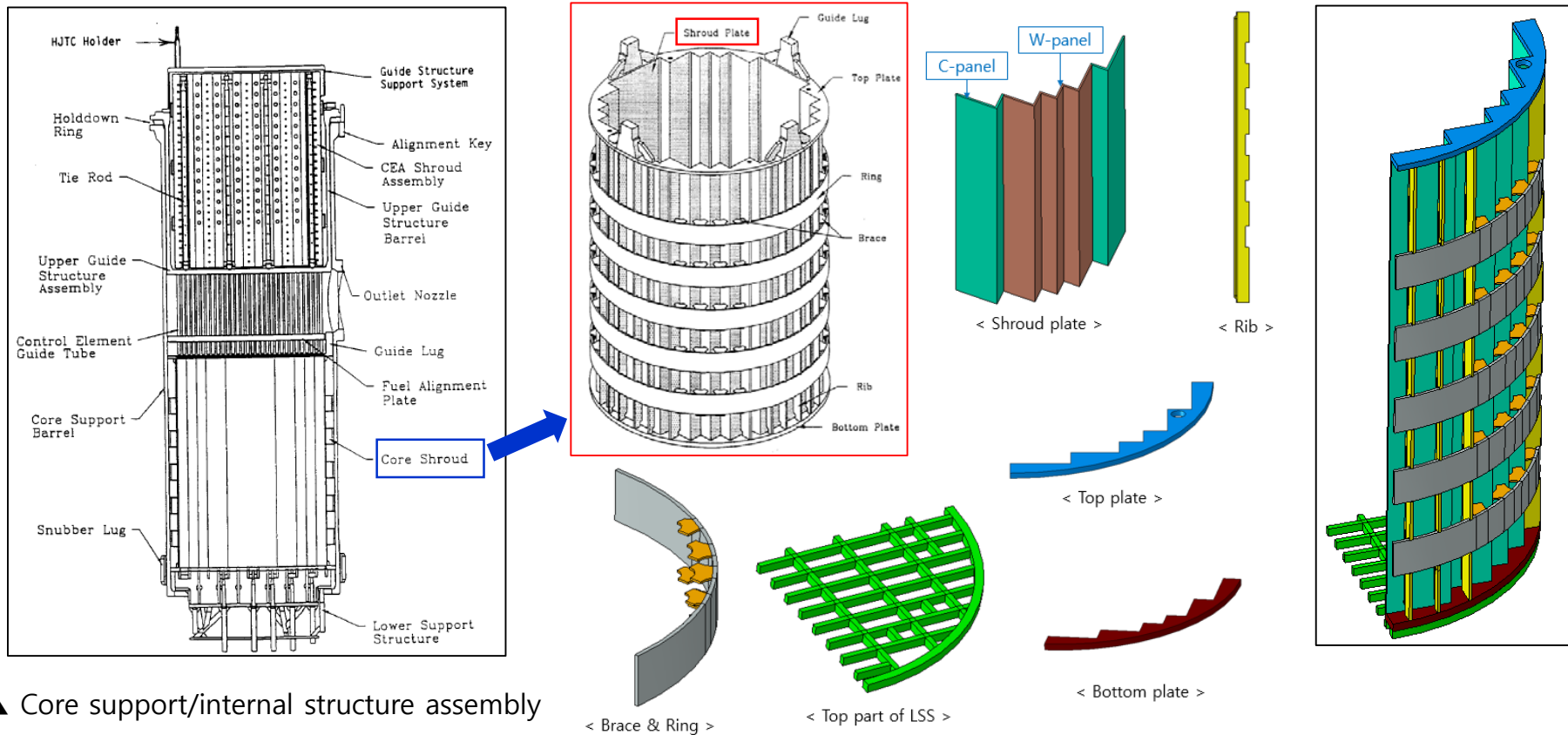
## ■ 운전응력 해석

# 연구동향 - 국내

## ❖ 원자로내부구조물(RVI) 유한요소해석

### ■ 국내 CE형 원전의 RVI

- RVI의 ASSW를 대상으로 자료조사 수행 및 해석대상 선정
- 배관 유한요소해석과 동일한 절차 및 방법에 따라 해석 수행 중



# 고리1호기 재료현황

## ❖ CASS in Korean NPPs (YS Chang, 2002)

| Identification      | Plant A      | Plant B      | Plant C-1,2  | Plant D-1,2  |
|---------------------|--------------|--------------|--------------|--------------|
| RCL Piping          | SA351 CF8M   | SA351 CF8A   | SA351 CF8A   | SA351 CF8A   |
| RCP Casing          | SA351 CF8    | SA351 CF8    | SA351 CF8    | SA351 CF8    |
| CRDM Housing        | SA351 CF8    | N/A          | N/A          | N/A          |
| Internals           | SA351 CF8/8A | SA351 CF8/8A | N/A          | N/A          |
| Valve Body / Bonnet | SA351 CF8/8M | SA351 CF8/8M | SA351 CF8/8M | SA351 CF8/8M |

# 고리1호기 재료현황

## ❖ CASS 제작 기기

- 원자로냉각재계통(RCS) 주배관
  - 고온관, 중간관, 저온관
- 원자로냉각재 펌프 케이싱(RCP Casing)
- CASS 제작 안전 1등급 밸브몸체
  - 원자로냉각재계통(RCS)
  - 화학체적제어계통(CVCS)
  - 안전주입계통(SIS)

## ❖ ASSW 부위

- 원자로냉각재계통(RCS) 주배관
- 가압기 밀림관
- 정지냉각 펌프 흡입 배관
- 정지냉각 전달 배관

# 고리1호기 재료 활용연구(안)

## ❖ 연구목표

|                                                                       |                                                                                                                                                                                                                                     |
|-----------------------------------------------------------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| <p><b>Task-1</b><br/> <b>CASS 및 ASSW 열취화 예측기법 검증 및 최적화</b></p>        | <ul style="list-style-type: none"> <li>▪ CASS 모재의 인장 특성 변화와 파괴인성 저하 예측 기법의 타당성 검증 또는 보완</li> <li>▪ SS 용접재의 인장 특성 변화와 파괴인성 저하 예측 기법의 타당성 검증 또는 보완</li> <li>▪ 후속호기 CASS 모재 및 SS 용접재 기기의 열취화 취약부위 선정 및 구조건전성 평가기법 제시</li> </ul>        |
| <p><b>Task-2</b><br/> <b>후속호기 활용을 위한 열취화 물성 DB 구축</b></p>             | <ul style="list-style-type: none"> <li>▪ 고리1호기 CASS 및 SS 용접부의 열취화 특성을 평가하고 DB 구축</li> <li>▪ 후속 웨스팅하우스형 원전의 CASS 및 SS 용접부의 열취화 예측에 활용</li> <li>▪ 60년 이상 계속운전을 위하여 추가 열화시험 수행 및 관련 열취화 특성 평가</li> </ul>                               |
| <p><b>Task-3</b><br/> <b>열취화된 CASS 실배관 곡관 / 분기 노즐부 시험 및 해석 연구</b></p> | <ul style="list-style-type: none"> <li>▪ 운전하중을 포함하는 상한 굽힘 모멘트 하에서 열취화된 CASS 곡관의 구조 건전성이 유지됨을 실배관 시험을 통해 확인</li> <li>▪ 열취화되어 낮은 파괴인성을 가지는 CASS 분기 노즐부의 구조 건전성이 유지됨을 실배관 시험을 통해 확인</li> <li>▪ 3차원 유한요소 해석을 통한 결함 평가 방법론 개발</li> </ul> |
| <p><b>Task-4</b><br/> <b>저합금강의 열취화 건전성 평가</b></p>                     | <ul style="list-style-type: none"> <li>▪ 저합금강 모재 및 용접부의 Temper 취화로 인한 물성 변화 확인</li> </ul>                                                                                                                                           |



# 고리1호기 재료 활용연구(안)

## ❖ 기대효과

|                                                                  |                                                                                                                                                                                                       |
|------------------------------------------------------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| <b>Task-1</b><br><b>CASS 및 ASSW 열취화 예측기법<br/>검증 및 최적화</b>        | <ul style="list-style-type: none"> <li>▪ CASS 모재 및 SS 용접재 열취화 평가기법 정립</li> <li>▪ 열취화 해석 및 평가를 위한 고유기술 확보 및 신뢰성 입증을 통한 원전 안전성 향상에 기여</li> <li>▪ 후속호기 계속운전을 위한 CASS 모재 및 SS 용접재 기기의 기술자료로 활용</li> </ul> |
| <b>Task-2</b><br><b>후속호기 활용을 위한 열취화<br/>물성 DB 구축</b>             | <ul style="list-style-type: none"> <li>▪ CASS 모재 및 SS 용접재 열취화 물성 DB 확보</li> <li>▪ 후속 웨스팅하우스형 원전의 CASS 및 SS 용접부 열취화 예측에 활용</li> </ul>                                                                  |
| <b>Task-3</b><br><b>열취화된 CASS 실배관 곡관 /<br/>분기 노즐부 시험 및 해석 연구</b> | <ul style="list-style-type: none"> <li>▪ 열취화된 CASS 실배관에 대한 3차원 유한요소 파괴해석 기법 정립</li> <li>▪ 후속호기 계속 운전을 위한 CASS 배관의 기술 자료로 활용</li> </ul>                                                                |
| <b>Task-4</b><br><b>저합금강의 열취화 건전성 평가</b>                         | <ul style="list-style-type: none"> <li>▪ 저합금강의 temper 취화에 대한 DB 확보 및 관리 방안 수립</li> </ul>                                                                                                              |

# 맺음말

- ❖ 경수로형 원자로 구조 재료의 장기 열취화 열취화 현상과 관련된 국·내외 연구동향을 검토하였음.
- ❖ 우리나라 원전 1차측 기기 내 열취화에 영향을 받을 수 있는 CASS, ASSW 부위가 존재함
- ❖ 고리1호기 주기기 재료 활용연구를 통해 기 보유 또는 신규 개발 중인 열취화 평가방법의 타당성을 입증할 필요가 있음.

- CASS 및 ASSW 열취화 예측기법 검증 및 최적화
- 후속호기 활용을 위한 열취화 물성 DB 구축
- 열취화된 CASS 실배관 곡관 / 분기 노즐부 시험 및 해석 연구
- 저합금강의 열취화 건전성 평가

기획보고서 작성을 주관하고 함께 한 정한섭, 김홍표, 양준석, 김진원, 김종성, 윤지현, 이승건, 김만원 박사님 그리고 대학원 한창기, 이용민 군에게 감사 드립니다.



# SAFETY FIRST!



---

# 매설배관

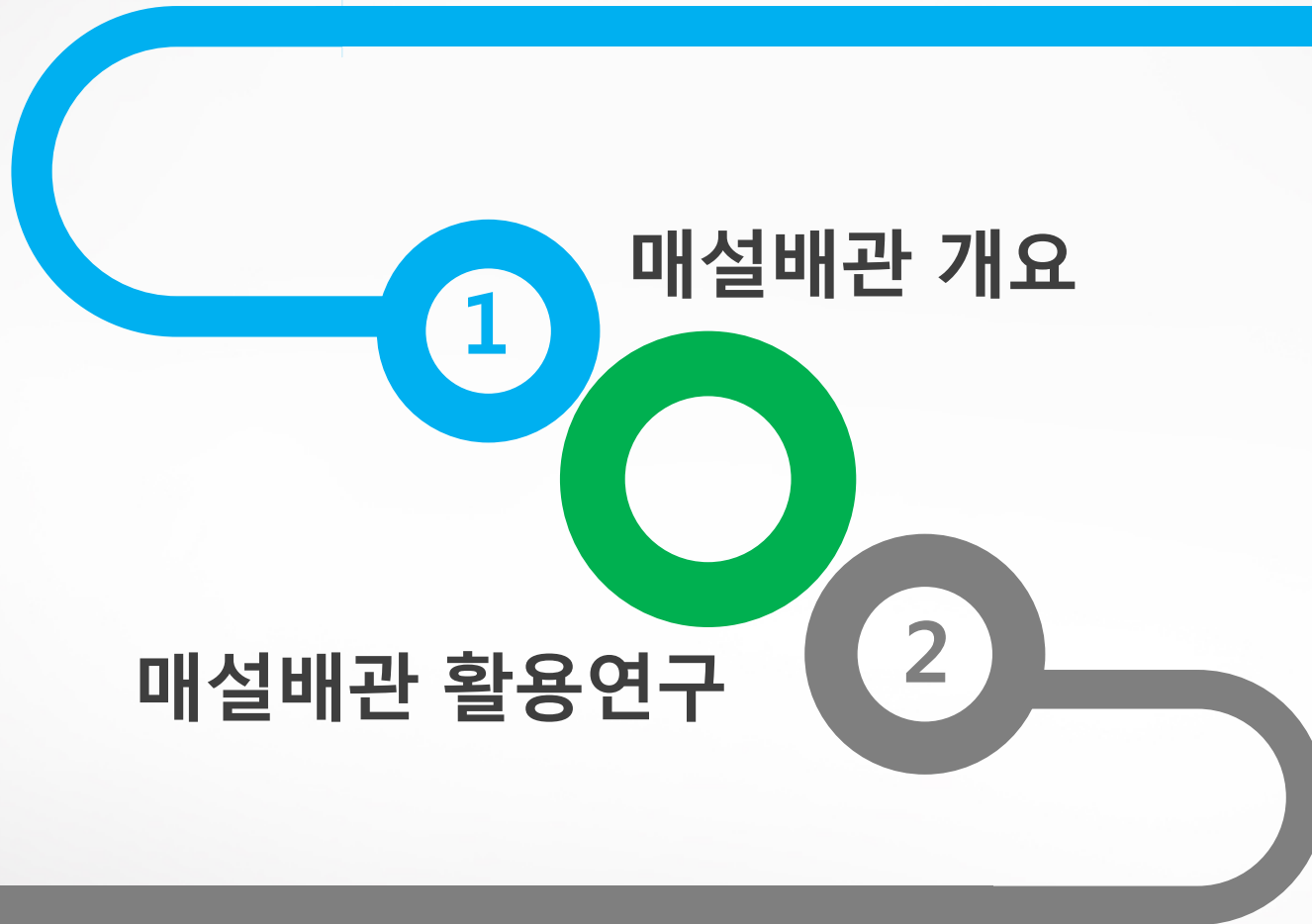
[고리1호기 주기기 재료활용연구]

박상규, 이요섭, 황경모, 김동진

---

2016.10.26







# 개요

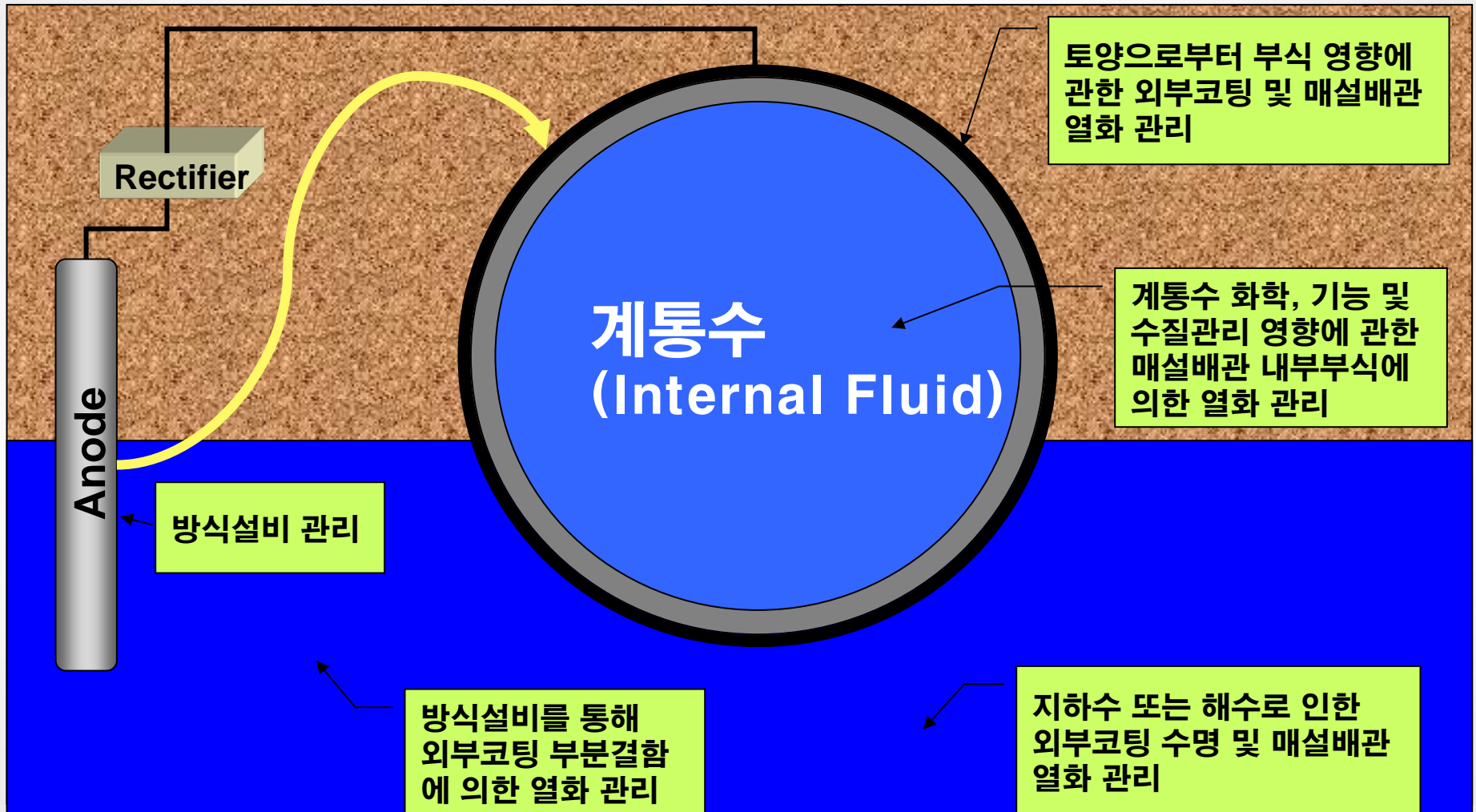




## 신뢰성 있는 경년열화관리 프로그램

- 누설과 손상 발견 어려움(지하매설물)
- 손상요인 다양 : 배관 내부 및 외부
- 재질의 다양성
- 환경의 다양성
- 검사를 위한 접근 제한성
- 방식처리 신뢰성
- 설계 및 코드 다양성

## ■ 매설배관 경년열화관리



누설



파단



매설배관  
손상기구

막힘



기계적 손상

- 매설배관 설치 및 굴착 중에 발생  
(중하중물 또는 구조물 간섭)



## • 매설배관 열화관리

EPRI 1016456, Rev. 1: Recommendations for an Effective Program to Control the Degradation of Buried and Underground Piping and Tank



체계적인 매설배관 AMP 표준기술 체계 구축

## ■ 경년열화관리 대상범위 선정기준(안) 수립

### ■ 선정기준 (국내외 운전경험 반영)

#### ■ 경제적 손실 및 공학적판단

- 발전정지를 유발하는 계통
- 계속운전 심사대상

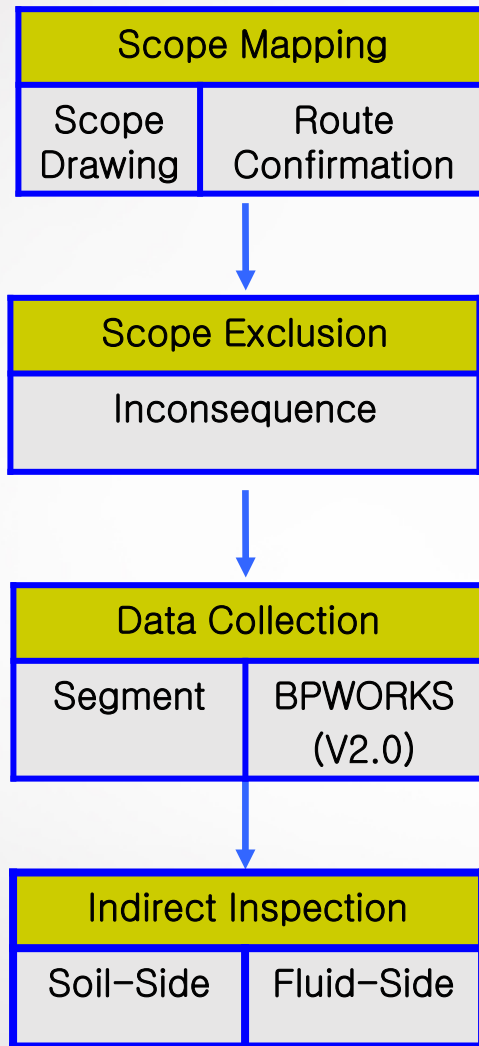
#### ■ 원자력 안전

- 원자력 안전등급 계통
- 방사선 물질 수송계통

#### ■ 산업안전 및 환경 영향 고려

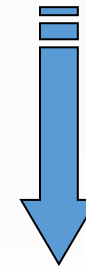
- 화재방호 관련계통(화재위험도 분석)
- 산업폐기물 이송계통





| Likelihood        |
|-------------------|
| Leak              |
| Break             |
| Mechanical Damage |
| Occlusions        |

| Consequence                            |
|----------------------------------------|
| Nuclear Safety                         |
| Radiological Impact                    |
| Industrial Safety                      |
| Environmental Damage                   |
| Cost Consequences and Financial Losses |



|                   | No Consequence | Low Consequence | Medium Consequence | High Consequence |
|-------------------|----------------|-----------------|--------------------|------------------|
| High Likelihood   |                |                 |                    |                  |
| Medium Likelihood |                |                 |                    |                  |
| Low Likelihood    |                |                 |                    |                  |



## ■ 미굴착검사 적용성 평가

1) Soil Characteristics : 토양 분석으로 매설배관 외부 부식 가능성 측정

2) 지상위 검사(Over-the-line surveys)

○ **Pipe-to-Soli Potential** : 배관과 토양 농도 구배로 부식 분석, 음극보호시스템 (CP, Cathodic protection) 설계 및 유지 적절성 증명

○ **DCVG(Direct Current Voltage Gradient surveys)** : 배관 전압구배 측정으로 매설배관 coating 결함검출

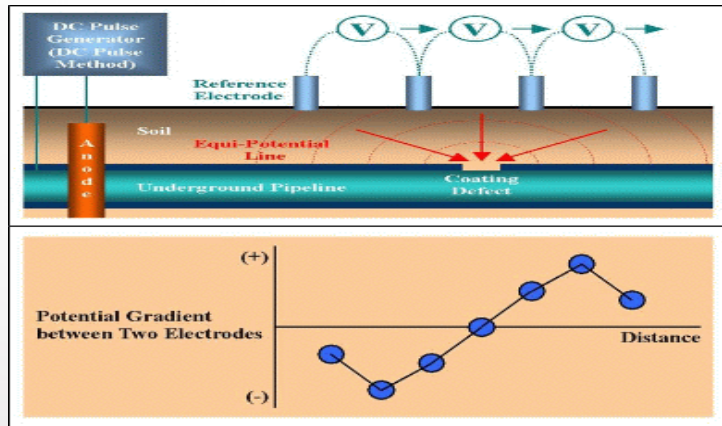
○ **Pearson surveys** : AC를 인가하여 배관과 토양 농도 구배 측정으로 매설배관 coating 결함검출

○ **AC Current Attenuation(ACCA) surveys** : 배관에 형성된 전자기장 측정으로 매설배관의 위치와 깊이 결정, 먼거리 코팅 상태 평가 가능

○ **CIPS(Close Interval Potential Surveys)** : CP 유효성 검증, 코팅 결함 검출, CP 시스템에서만 사용가능

## ■ 간접검사 개념

- 정류기에서 양극(Anode)으로 인가한 직류전류로 인해 배관 주변에 발생하는 전위 구배를 측정하여 피복 손상부위 탐측
- 방식전류는 저항이 가장 낮은 피복 손상부로 집중되고, 피복손상 부위에 큰 전위 구배가 발생



---

2

활용연구

---

## ● 목표

- ◆ 손상 메커니즘별 라이브러리 구축 및 검증
- ◆ 매설배관 직/간접 검사방법 적용 가능성 및 검사기술 신뢰성 검토
- ◆ 코팅재 및 테이핑 재질 손상영향 분석
- ◆ 매설배관 프로그램 업그레이드

## ◆ 연구대상 선정

- 국내외 손상사례 및 검사결과 분석
- 우선순위 평가(BPWORKS) 결과 취합/분석
- 대상부위 확정

## ◆ 유효성검증방안 수립

- 토양성질/코팅종류/방식설비에 따른 부식정도 평가
- 직/간접 검사방법 Round Robin Test 수행 등 실증시험

## ◆ 굴착 및 배관 검사

- 배관 분류 및 절단 (콘크리트 코어 포함)
- 누설 가능부위 토양 평가

## ◆ 손상특성 분석

- 배관 소재별, 설치환경별 분석
- 코팅 및 케이핑 재질 손상분석
- 검사 및 재료시험

## ◆ 라이브러리 구축 및 관리방안 도출

- 매설배관 재료/특성 손상 라이브러리 구축
- 누설 가능부위 관리방안 도출(코팅재 및 방식설비)
- 매설배관 Risk Ranking 기법 검증
- 장기가동원전 관리기법 업그레이드



## ■ 간접검사 적용성 평가



DCVG 송신기 설치



DCVG 전용 장비탐측

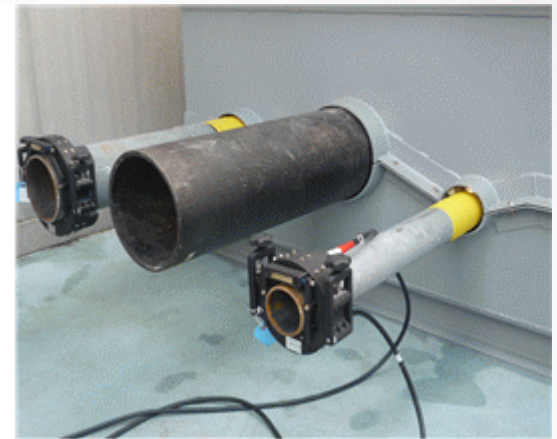


DCVG 검사(EPR)



CIPS 전위측정

## ■ 직접검사 적용 및 결과확인



매설배관

한국 원전 매설배관 관리 전략 업그레이드

한국형 원전 매설배관 관리 체계 개발

매설배관 인출 분석

- 매설배관 인출 및 정밀분석
- 코팅 및 테이핑 재질 특성 분석
- 비파괴검사(육안, UT, 강도, 유도초음파 등)
- 재료시험(사진, 현미경, SEM, 파괴, 압입 등)
- 토양시료 분석



매립상태 분석

- 전기방식설비 유효성 분석
- 토양성질에 따른 분석
- 코팅종류 및 설치상태에 따른 분석
- 직,간접 검사 실증 등

장기가동

- 국내 최장 매설기간에 따른 모재 및 코팅재 손상 가능성 가장 큼
- 매설배관 경년열화 정밀 분석/감시를 통한 관리기술 개선 필요

| No. | 배관 라인                        | 계통                 | 관경         | 매설방법/재질                                               | 선정사유                                                                                                                                                                           |
|-----|------------------------------|--------------------|------------|-------------------------------------------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 1   | CC0CP0                       | 1차기기냉각<br>해수계통     | 30"        | 토양/PCCP<br>(Prestressed<br>Concrete Cylinder<br>Pipe) | <ul style="list-style-type: none"> <li>- 타호기 손상경험</li> <li>- NUREG-1801, Rev.2 기반의 "매설, 지하배관 및 탱크 검사" 절차서의 유효성 검증</li> <li>- 장기가동 이후의 건전성 평가</li> <li>- 현 경년열화영향 평가</li> </ul> |
|     | CC1CP1                       |                    |            |                                                       |                                                                                                                                                                                |
|     | CC2CP2                       |                    |            |                                                       |                                                                                                                                                                                |
|     | CC3CP3                       |                    |            |                                                       |                                                                                                                                                                                |
| 2   | DG0SP0                       | 비상디젤발전기<br>연료유공급계통 | 1.5"       | Trench/Carbon steel<br>(일부 토양)                        | <ul style="list-style-type: none"> <li>- 장기가동 이후의 건전성 평가</li> <li>- 현 경년열화 프로그램 검토</li> </ul>                                                                                  |
|     | DG1SP1                       |                    |            |                                                       |                                                                                                                                                                                |
| 3   | 청수저장탱크<br>→ 소화수펌프실           | 화재방호계통             | 24"        | 토양/Cast iron,<br>Carbon steel                         | <ul style="list-style-type: none"> <li>- 현 경년열화영향 평가</li> <li>- 경년열화 완화방안 수립</li> <li>- 열화된 코팅/라이닝 및 재질에 따른 부식영향, 발생 가능성 평가</li> </ul>                                         |
|     | 해수 디젤구동<br>소화수펌프 →<br>소화수펌프실 |                    | 10"        |                                                       |                                                                                                                                                                                |
|     | 옥외 소화전 라인                    |                    | 12",<br>8" |                                                       |                                                                                                                                                                                |



**THANK  
YOU**

