

초청리뷰논문

# 원자로 내부구조물 재료열화이력 및 관리방안

황성식<sup>†</sup>·김성우<sup>\*</sup>·김동진<sup>\*</sup>·최민재<sup>\*</sup>·임연수<sup>\*</sup>

## Material degradation and its management of reactor internals in PWR

Seong Sik Hwnag<sup>†</sup>, Sung Woo Kim<sup>\*</sup>, Dong Jin Kim<sup>\*</sup>, Min Jae Choi<sup>\*</sup> and Yun Soo Lim<sup>\*</sup>

(Received 4 April 2016, Revised 14 June 2016, Accepted 20 June 2016)

### ABSTRACT

The number of nuclear power plants operating in Korea was 24 as of year 2015. Nine units out of 24 units have been operated for a period over 20 years. Kori unit 1 has been in operation for 40 years, and an extended operation for Wolsong unit 1 was decided in 2015. There has been reported some crackings in reactor internals in PWR have been reported in Europe, USA, Japan and Korea, and some of them were replaced with new one. Repair and replacement technologies for the reactor internals have been developing in order to meet the regulatory requirements for long term operation in Korea. The technologies will also be used for the exported nuclear units. It is required to review degradation history of the reactor internals worldwide as a part of the degradation management program development. Schematics of reactor internals designed and supplied by Westinghouse, Framatome and Combustion Engineering are described herein. Materials degradation history of reactor internals of PWR plants in USA, Japan and Europe is surveyed and summarized. Some events from Korean plants are also described. Aging management strategy for the internals is suggested.

**Key Words :** Nuclear power plant(원자력 발전소), Reactor internals(내부구조물), IASCC(조사유기 응력부식균열), Materials aging(재료 열화), Repair and inspection(보수 및 검사)

### 1. 서 론

현재 국내에는 가동 중인 24기의 원전 중 9기는 20년 이상 운전 중이며, 고리 1호기는 30년 설계수명 이후 계속운전 중에 있고, 월성 1호기도 2012년 30년 설계수명에 도달하여 계속운전을 준비하여 2015년에 1차 계속운전을 결정하는 등 국내 가동원전은 장기 운전(Long Term Operation) 상태로 진입중이다. 미국, 유럽 등의 원전 선진국에서도 장기간의 운전으로 인해 원자로 내부구조물 내 부품들의 손상 사례가 증가하고 있으며 이미 내부구조물을 새 재료의

제품으로 전량 교체한 사례도 있다.<sup>(1)</sup> 이에 대한 대책으로 내부구조물 열화손상 평가 기술, 내부구조물 부품 검사 및 정비기술 등을 개발하고 있다.

원자로 내부구조물 중 경년열화에 가장 취약한 구조물은 노심을 구성하고 있는 Baffle/Former/Core Barrel을 지지하는 원자로 내부구조물 지지볼트로써 고리 1,2호기의 경우 조사량의 관점에서만 보면 IASCC 임계 민감도를 초과한 상태이며, 후속호기의 경우도 가동연수 증가로 인한 IASCC 민감도가 매우 높은 상태이다. 원자로 내부구조물 지지볼트의 손상은 원자로 내부 구조물 및 핵연료의 손상으로 이어지는 손상기구로써, 주기적인 검사 등의 관리가 필요한 상황이다.

외국의 경우 1980년대 후반부터 연구과제의 일환으로 원자로 Baffle Bolt 검사장비 및 교체장비를 개

<sup>†</sup> 회원, 한국원자력연구원

sshwang@kaeri.re.kr

TEL: (042)868-2310 FAX: (042)868-8696

<sup>\*</sup> 한국원자력연구원, 원자력재료안전연구부

발하여 주기적인 검사 및 교체를 통한 원자로 내부 구조물 관리를 시행하고 있다.

고리 1호기가 40년 운전을 끝으로 2017년에 퇴역하기로 되어 있으나 미국의 사례에서 볼 때 국내의 다른 원전들은 60년 이후까지 운전이 가능할 것으로 예상되며, 설계수명이 60년인 APR1400의 경우 80년까지도 운전이 가능할 것으로 예상된다. 미국 USNRC는 Life beyond 60라는 연구 과제를 착수하였고, 60년 이후의 장수명운전 시 경년열화 및 건전성에 대한 연구를 진행 중이며 우리나라에서도 장수명운전 시 원자로 내부 구조물의 건전성 평가에 대한 연구를 수행하고 있다.

PWR 내부 구조물 재료의 조사 유기 응력부식균열 (irradiation assisted stress corrosion cracking, IASCC) 현황 분석을 위해 국내 원전의 내부구조물 구조와 그 재료, 국내의 내부 구조물의 사고 이력 및 내부 구조물의 IASCC 손상기구에 대해 검토가 필요하다.

본 논문에서는 각 노형별 원자로 내부구조물의 구조에 대해 언급하고, 국내의 원전 내부구조물의 열화사례를 조사 분석하고자 한다. 또한 국내원전의 장수명 계속운전을 위해 필수적인 내부구조물의 열화관리전략을 제시하고자 한다.

## 2. 원자로 내부구조물 열화

R. Gerad에 따르면 900 MW급 PWR을 40년 운전하였을 경우 내부구조물에서의 조사량 축적량은 아래와 같다고 보고하였다.<sup>(2)</sup>

- Core barrel ~ 10 dpa T=300~ 330°C
- Core baffle ~ 80~100 dpa T=370°C
- Baffle bolt ~ 70 dpa T= 350°C

산소를 함유하는 BWR 수화화 조건에서 발견되는 IASCC는  $0.5 \times 10^{21}$  n/cm<sup>2</sup> (E > 1 MeV)의 선속 (fluence)<sup>1)</sup> 또는 약 0.7 dpa<sup>2)</sup>로 조사 손상이 누적되었을 때 주로 발견되었다(Fig. 1).

최근 들어 PWR의 배플 포머 볼트(baffle former bolt) 등에서도 BWR보다 1승배 보다 높은 선속 (fluence)에서 IASCC가 관찰되었으며, 실험실에서 얻어진 여러 실험 결과들로부터 최소  $2 \times 10^{21}$  n/cm<sup>2</sup> (E > 1 MeV)의 조사량 또는 약 3 dpa로 조사 손상이 누적되었을 때 발생하는 것으로 판단된다(Fig. 1). 그

1) number of neutron per area during a time = n/cm<sup>2</sup>  
2) displacement per atom

러나 BWR 수화화 조건에서 수행된 IASCC 관련 연구 자료 및 기술 수준에 비해 PWR 조건에서 수행된 IASCC에 대한 연구는 부족한 실정이며, BWR과는 다른 IASCC 손상 기구에 대한 이해도도 낮은 편이다.

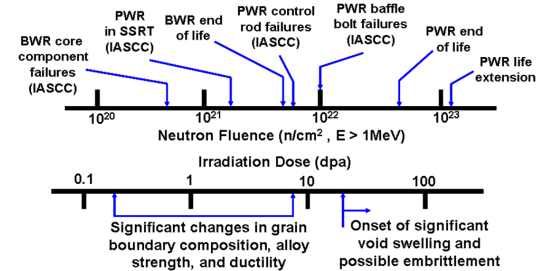


Fig. 1 Neutron fluence effects on irradiation-assisted stress corrosion cracking susceptibility of Type 304SS in LWR environments<sup>(3)</sup>

## 3. 원자로 내부구조물 구조

### 3.1 Westinghouse/Framotome형 원자로

내부구조물은 크게 하부노심지지구조 (lower core support structure), 상부노심지지구조 (upper core support structure), 노심계측기 지지구조 (incore instrumentation support structure)와 같이 3 부분으로 나누어진다. 내부구조물에 사용되는 주요 재료는 304 및 316 계통의 스테인리스강 및 인코넬이다. 개략적인 모습을 Fig. 2에 나타냈다.

#### 3.1.1 하부노심 지지 구조(Lower Core Support Structure)

내부구조물 지지구조의 주요 부품은 하부노심지지 구조이다. 하부노심지지구조는 core barrel, core baffle, lower core plate and support columns, thermal shield, core support를 포함한다. Lower core plate에는 각 핵연료 집합체를 위한 유량분배 구멍이 있고, 자중에 의한 하중, 핵연료집합체의 스프링에 의한 하중, 제어봉 동적하중, 수압에 의한 하중, 지진에 의한 하중 등이 가해지고 있다. 지진, 냉각수의 cross flow, 진동 등에 의한 횡방향의 하중은 core barrel shell에 의해서 유지된다. Core barrel의 radial support system은 압력용기 벽에 열쇠와 열쇠구멍 연결부로 연결되어 있다. Core barrel의 radial과 axial 팽창은 허용되지만 횡방향으로의 움직임은 이러한 설계에 의하여 제한된다.

**3.1.2 상부 노심 지지 구조 (Upper Core Support Structure)**

상부노심지지구조는 upper support assembly와 support column과 guide tube assembly 사이의 upper core plate로 구성되어 있다. Support column이 upper support와 upper core plate사이의 기계적 하중을 전달한다. Guide load assembly가 control rod drive shaft와 control rod를 보호하고 안내한다. Upper core support assembly는 핵연료 재장전동안에는 제거되고 core barrel에 붙어있는 flat-sided upper core plate alignment pin으로 하부노심지지구조의 적당한 곳에 위치할 수 있다. Plate와 upper support assembly의 횡방향의 변형은 이러한 설계에 의해서 제한된다. 하부노심지지구조, 상부노심지지구조, 핵연료집합체, 제어봉 등의 정렬은 locating pin과 guidance arrangement에 의해서 이루어진다. 상부노심지지구조는 upper core barrel flange와 upper core support assembly사이 에 있는 원주형 스프링에 의해서 축방향 움직임을 제한한다. 냉각수의 cross flow, 지진, 진동 등에 의한 횡하중은 support column에 의해서 upper support와 upper core plate로 나누어진다. 특히 upper support plate는 변형이 최소화되도록 한다. 상부노심지지구조를 Fig. 3에 나타냈다.

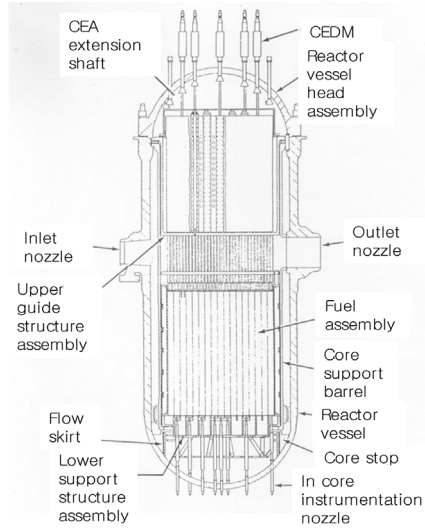


Fig. 3 Reactor vertical arrangement<sup>(5)</sup>

**3.2.1 노심지지동체집합체**

노심지지동체집합체는 노심지지동체, 하부지지구조물/계측기노즐집합체, 노심슈라우드로 구성되어 있다. 집합체의 주요 재료는 오스테나이트계 스테인리스강이다.

핵연료집합체는 하부지지구조물에 의해 지지, 고정되고 노심 슈라우드는 냉각재 유로의 경계를 형성한다. 노심지지동체의 하단부는 원자로용기와 접촉되는 6개의 완충기에 의해 과도한 횡방향 및 비틀림 운동이 제한된다. 노심지지동체 집합체는 Fig. 4와 같다.

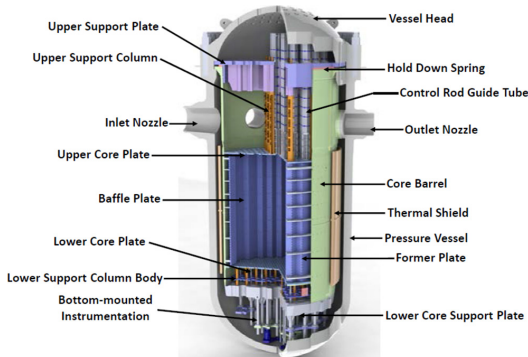


Fig. 2 Schematic of internals of Westinghouse reactor<sup>(4)</sup>

**3.2 Combustion Engineering형 원자로**

CE형 원전의 내부구조물은 크게 노심지지동체집합체와 상부안내구조물집합체 두 부분으로 구성되어 있다. 유동분배환이 냉각재 유로를 구성하는 부분으로 기능을 하지만 원자로 내부구조물과는 분리되어 있고 원자로용기의 하부헤드에 고정되어 있다. 내부구조물 부품배열은 Fig. 3과 같다.

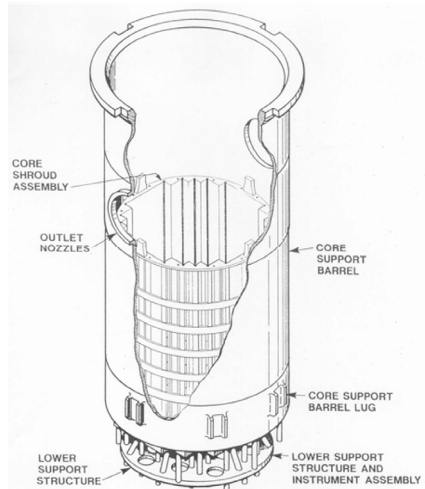


Fig. 4 Core support barrel assembly<sup>(5)</sup>

**3.2.2 상부안내구조물 집합체**

상부안내구조물 집합체는 핵연료집합체의 상단을 정렬하고, 횡방향으로 지지하며, 제어봉 간격을 유지하고, 운전중 핵연료 집합체를 누르고, 중대사고시 핵연료집합체가 정위치로부터 들어 올려지는 것을 방지하며, 상부영역에서 냉각재 횡방향유동의 영향으로부터 제어봉을 보호한다. 상부안내구조물 집합체는 Fig. 5와 같이 상부안내구조물 지지동체집합체, 제어봉집합체 슈라우드 및 안내구조물지지계통으로 구성된다.

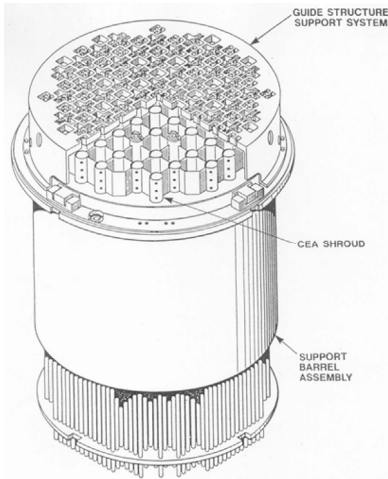


Fig. 5 Upper guide structure assembly<sup>(5)</sup>

**4. 국내원전 원자로 내부구조물 열화사례**

국내원전의 경우 Table 1에서와 같이 안내관 지지핀의 균열이 발견된 사례가 보고되어 있다.

Baffle former bolt (BFB) 검사 사례는 아래와 같으며 확보 가능한 자료에 기초하여 그 이력을 재구성하여 정리하였는 바, 검사시기 등은 가동중 검사 시작 시기인지 그 비파괴검사를 실제로 수행한 시기인지에 따라 표기가 다를 수 있음을 밝혀둔다.[저자 주]

1988년 프랑스 Bugey-2의 BFB에서 87개의 결함이 발견되기 시작하였고 그 후 Bugey-3, Bugey-4, Fessenheim-1, Fessenheim-2등 국외의 10개 원전에서 결함이 계속 발견되고 있었다. 이러한 국외의 현황과 더불어 국내원전에서는 1998년(일부자료에는 1997년으로 기록) 한빛 2호기 Guide tube support pin (GTSP)에 결함이 발견되어 내부구조물의 취약부품으로 평가되어 국내원전 내부구조물의 취약점에 대한 인식의 계기가 되었다.

이에 1999년 10월 국내 검사업체는 미국 Framatome technologies Inc.가 공동으로 고리 1호기의 원자로 제어봉 안내관 지지핀(Guide tube support pin) 과 포머볼트(type 316 스텐레스강 재질) 총 904개(배플포머볼트 BFB 728개, 배플에지볼트 EB 176개)에 대한 초음파 검사/ 육안검사 및 안전성분석을 수행하였다. 제어봉 안내관 지지핀 66개중 Support column 간섭 및 guide tube 배열 중첩으로 검사 불가능한 것을 제외하고 33개에 대해 검사하였다. 모든 지지핀은 결함이 없는 것으로 평가되었다. 배플포머볼트 및 에지볼트 전체 904개에 대해서 육안검사를 수행하여 본 위치에서 이탈이 없음을 확인하였고 검사를 수행하지 못한 (Flow hole의 가공공차로 인한 검사장치의 안착이 어려운) 6개 볼트를 제외하고 898

Table 1 Failure history of guide tube support pin in Korean plants

호기	수량	규격(재질)	조치내용
고리1	66	제2세대 핀(X750 Rev.B)	• '88. 2 제2세대 핀으로 전량교체 (WH) • '99. 10 GTSP 건전성 검사(UT+VT) 결과 양호
고리2	66	제3세대 핀(CW 316 SS)	• '99.4 Video 육안검사 결과 양호 • '00.5 개선된 핀으로 전량 교체(WH)
고리3	104	제3세대 핀(CW 316 SS)	• '99.12 제2세대 핀으로 전량교체(WH)
고리4	104	제3세대 핀(CW 316 SS)	• '99.3 Video 육안검사 결과 양호 • '00.8 개선된 핀으로 전량 교체(WH)
한빛1	104	제3세대 핀(CW 316 SS)	• '99.6 개선된 핀으로 전량 교체(WH)
한빛2	104	제3세대 핀(CW 316 SS)	• '98.11 9개 결함 발생으로 총 104개중 20개를 개선핀으로 교체 • '99.5 미교체분 84개 교체 완료(WH)
한울1	104	제3세대 핀(CW 316 SS)	• '00.7 개선된 핀으로 전량 교체(WH)
한울2	104	제3세대 핀(CW 316 SS)	• '00.1 개선된 핀으로 전량 교체(WH) • 교체중 손상핀 발견되지 않음

개에 대해서 초음파 검사를 수행하였는 바 2개의 볼트에서 결함이 발견되었고 미분석 볼트 6개를 포함하여 안전성분석 결과 원자로 배플은 운전건전성이 확보된 것으로 판단하였다. 2개의 볼트에서 결함성 신호가 검출되었으나 구조물의 건전성에 영향을 미치지 않는다는 판단과 차기 검사(2006년)에서 재확인하기로 한 바 있다.

2006년 728개의 BFB와 176개의 EB 전체를 UT 및 육안검사하였다. 1999년 프라마툼 사에서 수행 당시 결함신호로 평가되었던 2개의 BFB와 Flow hole의 가공공차로 인한 검사장치의 안착이 어려워 검사하지 못했던 6개 볼트에 대해 중점 검사하였다. 176개의 EB는 모두 건전하였으며 728개의 BFB중 1개의 볼트머리에서 용접 Spatter에 의한 탐촉자의 접촉이 불가하여 검사불가 볼트로 판정하였다.

1999년 프라마툼 사에서 수행 당시 결함신호로 평가되었던 2개의 BFB 중 한 개의 볼트는 건전하였으며 나머지 하나의 볼트도 위에서 언급한 바와 같이 볼트머리에서 용접 Spatter에 의한 탐촉자의 접촉이 불가하여 검사불가 볼트로서 결함볼트는 아닌 것으로 판정하였다. 검사장비 문제로 1999년에 검사하지 못했던 6개 볼트도 건전한 볼트로 판명되었다.

한편 현재까지 baffle bolt의 균열은 주로 소위 ‘down flow’ design(배플 플레이트와 코어배럴사의 물의 흐름이 하방)(Fig. 6참조)에서 생겼으며 이러한 이유로 그 발전소의 유로를 ‘up flow’ 방식으로 변경함으로써 일부의 gamma heating은 있다 하더라도

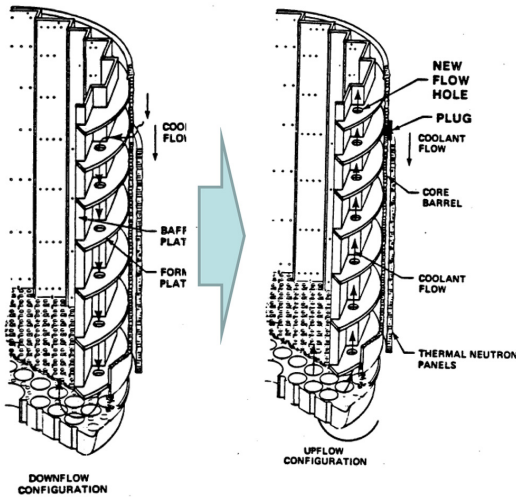


Fig. 6 Change of flow design in Kori unit 1 (1988)

원주방향 핵연료 다발에 water jetting이 생기기 않도록 하여 baffle former 부위의 온도를 낮추는 조치를 취하였다. 현재까지 이런 설계변경 후의 발전소에는 균열 사례가 없으며 이는 볼트 머리와 shank 사이의 국부 응력을 낮추는 설계 변경의 효과와도 합쳐진 영향으로 보인다. 국내의 고리 1호기도 1988년에 유로방식을 up flow로 변경하는 시공을 한 것으로 알려져 있다.

## 5. 국외원전 원자로 내부구조물 열화사례

### 5.1 미국의 사례

미국의 경우 1990년대 말에 4개 발전소(Farley unit 1, Farley unit 2, Point Beach 2, Ginna)에서 내부구조물 검사를 수행하였다.<sup>(6)</sup> 그 중 Point Beach 2에서는 1998년 12월과 1999년 1월에 728개의 BFB를 검사하였는데, 총 176개의 볼트를 제거하여 175개 볼트를 새로운 디자인의 볼트로 교체하였다. 1999년 Ginna 발전소에서는 728개 볼트(type 347 SS)중 639개의 볼트를 UT기법으로 검사하였는데 그중 59개의 볼트에서 결함이 발견되었고 17개의 볼트는 의심신호로 89개의 볼트는 검사 불가(Tack weld로 인해)로 평가되었다. 1999년에 56개를 새로운 디자인의 볼트로 교체하였는데 이 과정에서 5개의 볼트머리가 잘라지는 경험을 하였다.<sup>(7)</sup>

Dominion사는 Surry Unit 1 (3 loop WH type 1972년부터 상업운전)발전소를 2012년부터 계속운전하기 위해 내부구조물의 관리요건인 EPRI MRP-227 Rev. 0에 기초하여 MRP-228 Rev. 0에서 언급한 검사기준에 따라 BFB등 내부구조물을 UT 기법으로 2010년 11월에 검사하였다.<sup>(7)</sup> 1088개의 BFB는 UT와 VT-3로 검사하였고 검사 가능한 936개의 EB는 VT-3로 검사하였다. 1개의 볼트(C113)에서 결함성 신호가 검출되었다. VT-3 검사 결과 2개의 볼트는 Hex head point가 변형되어 있었고 1개의 BFB와 1개의 EB에서 lock bar가 떨어져 나간 것이 발견되었다. 볼트(C113)에서 결함성 신호는 다른 발전소에서 발견된 것과 같은 irradiation assisted stress corrosion cracking (IASCC)인 것으로 추정하였다. 결함의 깊이는 평가하지 않았지만 볼트머리에서 shank경계 지역(head to shank region of the bolt)인 것으로 보인다. 1088개의 볼트중 1개의 볼트가 손실되어도 건전성

은 유지하는 것으로 WCAP-17096 Rev. 2에 따라 평가되었다. 이 Surry 1발전소의 내부구조물 검사 사례는 1990년대 말 Point Beach와 Ginna에서의 검사 이후 Type 347 baffle bolting를 100% 검사한 첫 번째 사례가 되었다.

2011년 봄 Surry 2에서의 검사가 Surry 1과 같은 전략으로 수행되었다. 1088개의 BFB는 UT와 VT-3로 검사하였고 검사 가능한 936개의 EB는 VT-3로 검사하였다. 2개의 볼트(A125, G63)에서 결합성 신호가 검출되었으며 WCAP-17096 Rev. 2에 따라 건전성평가 결과 안전한 것으로 평가되었다.

Ginna 발전소는 2 loop의 WH형 발전소로서 미국에서 가장 오래된 PWR이며 2009년 계속운전에 들어갔다. MRP-227 Rev. 0에 기초하여 Ginna RV Internals Program이 2009년 2월에 NRC에 제출되었다. 2011년 정기검사 중에 아래의 항목에 대한 상세 검사계획이 수립되었다.

- Guide Card Wear - 100% VT-3 Inspection; no appreciable wear seen
- CRGT Flange Welds - 100% EVT-1 Inspection; no relevant indications identified
- Core Barrel Upper Flange Weld - 100% EVT-1 Inspection; no relevant indications identified
- Thermal Shield Flexures - 100% VT-3; no relevant conditions
- Core Barrel Baffle Edge Bolts & Seams - 100% VT-3 (all 16 high fluence seams for full length); no relevant conditions

- Baffle Former Assembly - 100% VT-3; no relevant conditions
- Baffle Former Bolts - Replace or UT of plant specific minimum bolt pattern or alternate bolts as selected by analysis; 1 bolt (or 1%) identified with a relevant UT indication

2011년 정기검사 기간 중에는 1999년에 교체한 56개의 볼트 외에 182개를 추가로 예방정비 차원에서 교체하는 계획을 세웠으나 28개의 볼트만 제거할 수 있었다.

2010년 10월 6일 기준으로 21.33 EFPY에 이른 DC Cook Unit 2발전소의 내부구조물 BFB중 18개에서 수리 또는 교체해야하는 결함이 발견되었다. 모든 결합 볼트는 4단에서 7단 사이의 former에 있으며 결합은 lock bar에 명확한 균열이 존재하는 것과 볼트 머리카나 lock bar가 떨어져 나간 것까지 다양하다. 9개의 볼트를 Electrical Discharge Machining (EDM) 방법으로 제거하고 교체하는 계획을 세웠다. 미국에서의 내부구조물 열화 이력을 Table 2에 요약하여 정리하였다.

## 5.2 일본의 사례

일본의 경우 1978년 Mihama Unit의 제 2차 가동중 검사에서 guide tube support pins (support pin은 guide tubes 하부에 있으며 PWR 1차수 환경에서 고온의 고 인장응력에 노출되는 부위임)에서의 균열이 발생이 확인되었으며 파손된 핀은 이물질이 되어 증기발생기 하부 channel head 지역에서 발견되었다. 이 부

**Table 2.** Degradation history of reactor internals in USA PWRs

Plant	Criticality	Inspection Year	Operating Year(EFPY)	Generating power (MWe)	Number of Loops	Number of BFB	Material of BFB	Number of Defects	Defect Position
Farley-1,2	1997, 1981		22	874,883	3	1024		No	-
Point Beach-2	1972	1998	27	640	2	728	347SS	55 Detected, 176 Removed, 175 Replaced(CW 316).	#1,3,8 Former
Ginna	1970	1999	23.6	610	2	728	347SS	59 Detected, 56 Replaced3d(CW 316)	-
Surry 1	1972	2010	28	838	3	1088	347SS	1	C113
Surry 2	1973	2011	-	838	3	1088	347SS	2	A125, G63
Ginna	1970	2011	-	610	2	728		1 Detected, 25 Replaced	-
DC Cook 2	1978	2010	21.33	1077	4			18	#4~7 Former

위에서의 균열은 세계에서 가장먼저 발견된 것으로 보고되었다.<sup>(8)</sup>

이 사건 이후 다른 발전소의 모든 pin을 UT기법으로 검사하였으며 몇 건의 심각한 결함이 추가로 발견되었다. 수년의 연구 결과 이 부위에 사용된 alloy X-750은 열처리 조건에 따라 PWSCC에 민감함이 밝혀져 열처리 조건을 개선하는 조치를 취하였다. 1982에서 1984년 사이에는 열처리 조건이 명확하지 않은 alloy X-750로 만들어져 PWSCC에 민감하다고 판단되는 핀을 모두 교체하게 되었다. 새 핀재료는 ‘개선된 열처리와 균열 민감부위에 인장응력이 적게 가해지도록 하는 설계변경’된 새 제품으로 제작되었다. 교체된 핀은 아직까지(2010현재) 균열이 발견되지 않고 있어서 이러한 제 2세대 핀은 균열에 저항적인 것으로 판단된다. 1990년대에 CW316 스텐레스강(cold worked type 316 스텐레스강)로 만들어진 guide tube support pin도 쓰인 발전소가 많은데 현재는 2세대 alloy X 750과 CW316 스텐레스강이 사용되고 있다.

프랑스와 미국에서의 균열 사례를 교훈 삼아 일본에서는 1988년 이래로 2가지 전략을 세웠다. 그 첫 번째는 볼트의 재료를 바꾸는 것이었는데 Mihama unit 1과 unit 2에 설치되었던 type 347 스텐레스강 모두를 2001~2002년 사이에 CW 316 스텐레스강으로 교체를 한 것이다. 두 번째 전략은 내부구조물 전체를 교체하는 것이었는데 2004년까지 3개 발전소에서 교체완료 하였다.

### 5.3 유럽의 사례

유럽에서의 내부구조물 재료에서 균열은 세계적으로도 가장 먼저 보고된 사례로서 1988년에 프랑스의 CP0 형 발전소에서의 사례이다. 오래된 1세대 CP0 형 발전소로서 Fessenheim과 Bugey에 있는 6개의 3-loop plants의 baffle former bolts에서 UT검사결과 원주방향 핵연료 다발(peripheral fuel rods)에 baffle jet가 가해져 균열이 유발된 것으로 평가하였다. 그 후 1991년에 벨기에의 Tihange 1에서 균열이 보고되었다. 그 이후로 몇 건의 사례가 다른 나라에서도 보고되었다. 1989에서 1993년 사이에 모든 CP0형 발전소는 down flow 설계를 up flow 설계로 변경하였으며 일부의 볼트는 인출하여 검사도 수행하였다.

#### 5.3.1 프랑스의 사례

프랑스 발전소 Fessenheim과 Bugey에서 10년~20년 동안 운전하여 조사량이 10~20 dpa에 이르는 cold worked type 316 스텐레스강 볼트에 UT검사결과 균열이 발견되었고 이를 인출하여 검사한 결과 IASCC의 결함기구로 균열이 발생하였음이 확인되었다. 폐로된 Chooz A 발전소에서 인출한 type 304 austenitic 스텐레스강 볼트는 최대 36 dpa에 이르는 조사를 받은 것으로 평가되었으며 이는 가동원전의 중간수명 정도에 해당하는 조사량이다. 이 경우에도 파면은 전형적인 입계응력부식균열(intergranular cracking)을 보여 IASCC로 판정하였다. 균열은 shank 지역에서 시작하여 머리 아래 부분까지 전파하였다. 경도측정 결과 5~10 dpa에서 더 이상 증가하지 않는 경향을 보였으며 void swelling은 관찰되지 않았다.<sup>(8)</sup>

이 과정에 건전볼트를 제거할 때의 torque값을 기록하였는데 이 값은 관련 연구프로그램을 통해 얻은 irradiation induced creep laws에 따른 값과 잘 일치하는 것으로 평가되었다. 한편 이러한 irradiation induced creep 으로 인해 baffle bolt의 preload가 바뀌고 이는 IASCC제어 관점에서는 좋은 면이며 fatigue 관점에서도 나쁘지 않은 현상이다. 연구결과 고 조사 지역(high flux areas)에서 저 조사지역(lower flux exposure locations)으로의 baffle bolt load가 재 분배되는 결과가 있으며 이는 core baffle 구조물의 기계적 구조적 건전성을 유지하는데 유리한 작용을 한다.

CP0 unit 발전소에서 매 가동 중 검사(ISI)에서 검사한 결과에 따르면 배플포머 볼트의 균열발생 임계값(dose threshold)은 약 3~4 dpa 인 것으로 판단되며 이를 넘은 경우 균열이 생기는 볼트의 수는 조사량에 비례하는 것으로 평가되었다.

#### 5.3.2 벨기에의 사례

Tihange 1는 초기에 “downflow” 디자인으로 설치되었으나 1980년대 초 baffle jetting으로 인한 핵연료의 손상이 발견된 후 1986년에 “upflow” 디자인으로 설계변경되었다. 그러나 이 설계문제로 인해 배플볼트에 균열이 생기는 것으로 인식되지는 않았다. 프랑스의 유사한 CP0 형 발전소에서 볼트균열이 보고된 1991년에 Tihange 1의 배플볼트에 대한 UT검사를 수행하였다. 그 후 1992년과 1995년에 이어서 수행한 UT 검사에서 Tihange 1의 배플볼트의 현황은

아주 잘 기록하였다. 첫 번째 검사에서는 볼트머리의 형상문제(locking bar)로 어려움을 겪었다. 볼트머리의 불규칙한 locking bar로 인하여 UT sensor를 접촉하는데 어려움이 있었으며 이로 인하여 ‘uninspectable’ 또는 ‘uninterpretable’이라는 평가결과를 얻게 되었다.<sup>(9)</sup>

1995검사에서는 37개 볼트에서 결함이 발견되었고 53개 볼트는 ‘uninspectable’ 또는 ‘uninterpretable’로 평가하였다. 이 90개의 볼트는 1995년에 모두 교체하였다.(6개는 1992년에 이미 교체). 2003년에 다시 검사한 결과에 따르면 실제 균열 볼트는 27개였던 것인데 1995년의 검사 결과는 지나치게 보수적이었던 것으로 재 평가되었고 5개의 볼트는 여전히 평가하기 어려운 것으로 분류하여 총 32개를 결합볼트로 여기게 되었다.

1991년 Doel 1와 Doel 2에서의 검사에서는 결함이 발견되지 않았는데 이는 그 당시의 유사한 조사량을 가진 Tihange 1에서 결함이 발견된 것과는 다른 양상이었다. 결함이 발견되지 않은 이유는 Tihange 1과는 달리 core의 높이가 낮아 baffle plate와 core barrel 사이의 열팽창으로 인한 응력이 적었던데 있는 것으로 평가하였다. 다른 한 가지 이유는 Tihange 1에는 상부에만 설치된 edge bolt가 Doel 1와 Doel 2 발전소는 전체 높이에 걸쳐 설치되었다는 면이 다른 데서 기인한 것으로 평가하였다.

2005년 Doel 1에서 검사가 수행되어 8개의 볼트에서 균열이 발견되었고 교체하였다. 결함은 없으나 높은 조사량(60 dpa)을 받은 것으로 평가된 1개의 볼트도 평가분석 목적으로 교체하였다. 2006년 Doel 2에서의 검사에서는 5개의 볼트에 균열이 발견되어 교체하였다.

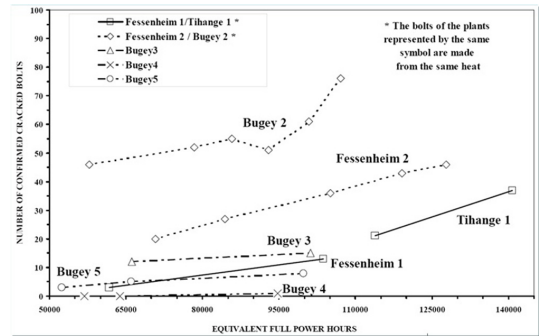


Fig. 7 Cracking history in reactor internals in French PWRs<sup>(8)</sup>

Fig. 7은 프랑스와 벨기에 발전소(CPO units)의 배플포머볼트의 결합이력을 보여준다.

프랑스와 벨기에 중심으로 보고된 유럽발전소의 원자로 내부구조물에서의 균열 사례를 Table 3으로 정리하였다.

5.3.3 독일의 사례

독일의 사례는 Kernkraftwerk Neckarwestheim unit 1과 unit 2(GKN 1 and GKN 2)에서의 barrel bolt cracking 사례가 보고되었다.<sup>(10)</sup>

이 자료에 따르면 독일 PWR의 경우 초기의 core barrel와 baffle bolt 디자인은 위치별 응력수준에 따라 upper row와 bottom level에서는 Alloy X-750 재료를, lower row에는 type 316 Ti재료로 된 hexagonal socket necked-down bolt를 사용하였다. PWSCC에 민감하다는 판단에 따라 이 X-750재료로 된 baffle former bolt와 barrel bolt는 1980년대 말에 star bolt 디자인된 머리를 가진 Cold worked 316 Ti재료의 볼트

Table 3 Degradation History of Reactor Internals in European PWRs

Nation	Plant	Criticality	Inspection Year	Operating Year(EFPY)	Generating Power(MWe)	Number of Loops	Number of BFB	Material of BFB	Number of Defects	Defect Position
France (CPO Units)	Bugey-2		1988	20	955	3	960	316SS	87	#2,3 Former
	Bugey-3			20	955	3	960	316SS	18	-
	Bugey-4			-	937	3	960		3	-
	Fessenheim-1			-	950	-	960		28	-
	Fessenheim-2			-	950	-	960	347SS	47	-
Belgium	Tihange-1(CPO)	1975	1991		962		960	316SS(CW)	-91 Replaced in 1995 (27 bolts cracked, 7 bolts uninterpretable in 2003)	
	Doel-1		2005						8 cracked and replaced	
	Doel-2		2006						5 cracked and replaced	



로 교체되었다. 그 수량은 1986년에 92개와 1988년에 376개에 달한다. 파면분석 결과 head와 shank의 경계에서 시작된 입계응력부식균열의 모습을 보였다.

## 6. 원자로 내부구조물 열화관리 방안

위에서 살펴본 유럽의 초기 발전소형에서 생긴 균열 사례를 제외하면 PWR발전소에서 내부구조물의 균열열화가 심각한 것은 아니다. 그러나 IASCC는 가동년수 증가에 따라 필연적으로 증가할 조사량(Fluence)에 따라 주요관리 대상 열화기구가 될 것이 틀림없다. 이에 각 국에서는 계속운전을 위한 필수 심사대상 부품으로 내부구조물을 정하고 안전관리 전략수립에 힘을 쏟고 있다.

열화관리 전략은 1)부위별 누적조사량 계산에 근거하여 여러 가지 다른 형태의 열화기구를 선별(Mechanism Screening)하고, 2)결함을 유발할 수 있는 입계 조사량, 응력, 온도 등을 정하여 검사의 우선순위를 정하고, 3)ASME Section XI과 KEPIC MI 등에서 규정하고 있는 10년 주기의 강화된 체적검사를 효율적으로 수행하는 방안이다. 부위별 결함 유형이 결정된 후 각 부품이 수명기간동안 기능을 유지할 수 있는지 여부를 결정하는 기능성해석(functionality analysis and safety evaluation)도 반드시 수행되어야 할 열화관리 전략의 한 부분이다. 필요 시 결함 부위를 교체하는 기술을 확보하는 것도 열화관리 전략에 포함해야 한다. 보다 근원적인 처방은 열화 기구를 제대로 이해하고 이에 기반한 재료 선정 및 운전환경을 고려한 각 부품의 수명평가자료를 확보하는 것이라고 할 수 있을 것이다. 확보가 가능한 경우라면 장기간 운전을 경험한 발전소에서 내부구조물을 채취하여 조사에 따른 기계적 물성변화와 그에 따른 IASCC개시 및 성장평가자료를 확보하는 것도 수명평가에 중요한 일부의 일이 될 것이다.

미국의 경우 Westinghouse를 중심으로 관리전략을 담은 몇 권의 보고서(WCAP)를 발간하였으며 그 내용은 1)Westinghouse Methodology for Evaluating the Acceptability of Baffle-Former-Barrel Bolting Distributions Under Faulted Load Conditions, 2)Determination of Acceptable Baffle-Barrel-Bolting for Three-Loop Westinghouse Downflow and Converted Up flow Domestic Plants 등이 알려져 있다. USNRC는 1998

년에 ‘NRC INFORMATION NOTICE 98-11: CRACKING OF REACTOR VESSEL INTERNAL BAFFLE FORMER BOLTS IN FOREIGN PLANTS’를 발간하여 발전운영자들의 주의를 환기시킨 바 있다. 최근 EPRI(미국 전력연구소)는 계속운전심사를 위한 내부구조물 검사 및 관리전략을 담은 MRP 22711)보고서를 2008년에 발간하였으며 USNRC는 2011년에 개정판(MRP 227 A)을 승인하였고 그 후 개정을 거듭하여 2015년에 MRP 227 Rev.1까지 발간된 상태이다.

## 7. 결 론

○ 원자로 내부구조물의 열화중 가장 주요한 기구인 IASCC는 최소  $2 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$  ( $E > 1 \text{ MeV}$ )의 조사량 또는 약 3 dpa로 조사 손상이 누적되었을 때 발생하는 것으로 판단된다.

○ PWR형 원자로 내부구조물은 각국의 노형에 관계없이 대부분 하부노심지지구조, 상부노심지지구조, 노심계측기 지지구조와 같이 3 부분으로 나누어진다.

○ 내부구조물의 균열은 오래된 1세대 CP0 형 발전소로 1988년에 프랑스에서의 사례가 최초이며 원주방향 핵연료 다발(peripheral fuel rods)에 baffle jet가 가해져 균열이 유발된 것으로 평가하였다.

○ 열화관리 전략의 핵심은 1)부위별 누적조사량 계산에 근거하여 여러 가지 다른 형태의 열화기구를 선별(Mechanism Screening)하고, 2)결함을 유발할 수 있는 입계 조사량, 응력, 온도등을 정하여 검사의 우선순위를 정하고, 3)기능성해석(functionality analysis and safety evaluation) 및 4)ASME Section XI과 KEPIC MI 등에서 규정하고 있는 10년 주기의 강화된 체적검사를 효율적으로 수행하는 것이라고 요약할 수 있다.

## 후 기

이 연구는 미래창조과학부의 원자력중장기연구개발 연구비(과제번호 2012M2A8A4025880)와 산업통상자원부의 원전기술혁신기술개발 연구비(과제번호 2014151040004A)후원으로 수행되었으며 그 지원에 감사드립니다.

## 참고문헌

- (1) Tanaka, H., 1995, "Industry's efforts toward technology development related to aging management of PWR plants", *Elect. J. of Adv. Maint.*, Vol. 1, No. 4.
- (2) Gerad, R., 2003, "Addressing the increasing relevance of irradiation assisted stress corrosion cracking", *Int'l seminar Networking for effective R&D*, Petten, The Netherland, Sept. pp. 22~23.
- (3) Bruemmer, S. M., Simonen, E. P., Scott, P. M., Andresen, P. L., Was, G. S. and Nelson, J. L., 1999, "Radiation-induced material changes and susceptibility to intergranular failure of light-water-reactor core internals", *J. Nucl. Mater.*, Vol. 274, No. 3, pp. 299~314.
- (4) USNRC ADAMS ML15223A630 Drawing WH CE internals MRP 227 rev. 1
- (5) Final safety analysis report Yonggwang 1,2,3,4,5,6
- (6) Le Calvar, M. and Curieres, I. E., 2012, "Irradiation assisted stress corrosion cracking(IASCC)" *Nuclear Corrosion Science and Engineering*, Damien Feron, Woodhead Publishing, Cambridge, UK, pp. 473~547.
- (7) USNRC Adams document ML11167A256.
- (8) IAEA, 2013, "Stress Corrosion Cracking in Light Water Reactors Good Practices and Lessons Learned", TEC N.P.T 3.13., p. 32.
- (9) Gerard, R. and Somville, F., 2009, "Situation of the baffle- former bolts in Belgian units", *ICONE17-75445*, ASME, Brusells, pp. 521~528.
- (10) Konig, G. and Killian, R., 2009, "Barrel Bolt Cracking in a German PWR", *The Fourteenth Int. Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors*, Virginia Beach, Virginia, August pp. 23~27.
- (11) Materials Reliability Program: Pressurized Water Reactor Internals Inspection and Evaluation Guidelines (MRP-227-Rev. 0). EPRI, Palo Alto, CA: 2008. 1016596