

가압경수로형 원자로내부구조물에 대한 수명평가 및 노화관리방안 연구

Assessment of PWR Reactor Vessel Internals and Aging Management Program for Lifetime Management

정성규, 진태은

한국전력기술주식회사
경기도 용인시 구성읍 마북리 360-9

장창희, 정일석

한국전력공사, 전력연구원
대전시 유성구 문지동 103-16

요 약

원자로 내부구조물은 상부 및 하부 내장물 집합체와 노심 지지물 집합체 등 다양한 부속 기기로 구성되어 있으며 이들은 모두 원전 안전과 관련된 기기들이다. 이러한 안전 관련 부속기기들이 고유기능을 상실하는 경우에는 계속운전을 허용하기가 어려워진다. 원자로 내부구조물에서 이러한 고유기능을 상실시킬 수 있는 가장 큰 요인은 고 중성자 환경으로 인한 Void swelling, 조사취화, IASCC, 응력이완 등이 있으며, 이와 관련된 손상이 국내외에서도 일부 발견되었기 때문에 본 연구에서는 원자로 내부구조물의 수명관리 차원에서 중성자 조사로 인한 주요 기기들의 건전성을 평가하고 계속운전을 위한 노화관리 방안을 수립하였다.

ABSTRACT

In order to extend the operating time of the reactor internals, a comprehensive review of the potential aging problems and a safety assessment have been performed. As the plant ages, reactor internal components which are subjected to various aging mechanisms should be identified and evaluated based on the systematic technical procedure. In this respect, technical procedure for lifetime evaluation had been developed and applied to reactor internals. This paper describes an overall assessment and aging management procedure and evaluation results for reactor internals. Also, this paper suggests the optimal aging management programs to maintain the integrity of reactor internals beyond design life based on the evaluation results.

1. 서 론

국내 가동원전의 운전년수가 증가함에 따라 계속운전을 위한 원전수명관리연구가 주요 관심사로 되고 있다. 원전이 설계수명 이후까지 계속운전되는 동안에는 기기나 구조물들이 다양한 노화기구에 의해 손상될 가능성이 많을 것으로 예상된다. 따라서 원전수명관리연구에서는 원전의 전체 계통 및 기기 그룹을 대상으로 하여 수명평가 분야와 노화관리 분야로

구분하여 수행하고 있다. 본 논문에서는 원전에서 가장 핵심이 되는 기기중 하나인 원자로 내부구조물을 대상으로 수명관리 절차에 따라 수행한 건전성 내용을 제시하고자 한다.

원자로 내부구조물은 다양한 부속기기로 구성되며 복합적인 손상환경에서 운전되므로 기기별 다양한 노화영향을 받을 수 있다. 이러한 노화요인 중 피로나 응력부식균열, 열취화 등에 대해서는 많은 연구가 수행되어 왔으며 이를 통해 적절한 노화관리를 수행하고 있으나 중성자 환경을 받고 있는 노심대 영역 기기들의 Void swelling, 조사취화, 조사응력부식균열 및 응력이완에 대해서는 연구결과가 많지 않은 실정이다. 따라서 본 연구에서는 계속운전을 위한 노화관리 방안수립을 목적으로 중성자 조사에 의한 영향을 가장 많이 받을 것으로 예상되는 노심영역 기기에 대한 수명을 평가하고, 평가결과를 토대로 노화관리방안을 수립하였다. 노화관리방안 수립은 수명평가 결과로부터 현재의 노화관리 프로그램이 계속운전 측면에서 타당한지를 객관적으로 분석하였으며, 분석결과 현행 노화관리 방법이 계속운전을 위해 충분치 않은 것으로 판단된 경우 신규 또는 개선 사항을 도출하여 적절한 대응방안을 제시하였다.

2. 수명관리 방법론

원자로 내부구조물 노심영역 기기에 대해 중성자 조사로 인한 건전성을 평가하고 계속운전을 위한 수명관리 방안을 수립하기 위해 적용한 방법은 그림 1과 같은 원전수명관리 기술절차를 사용하였다[1]. 이 절차는 설계 및 운전데이터 검토, 부속기기 선정, 노화기구 선정, 수명평가 및 노화관리 프로그램 수립 등 5단계로 구분하여 수행토록 제시하고 있으나 본 논문에서는 노심대 영역의 중성자 조사관련 노화기구를 다루므로 수명평가와 노화관리 방안에 대해서만 제시하였다.

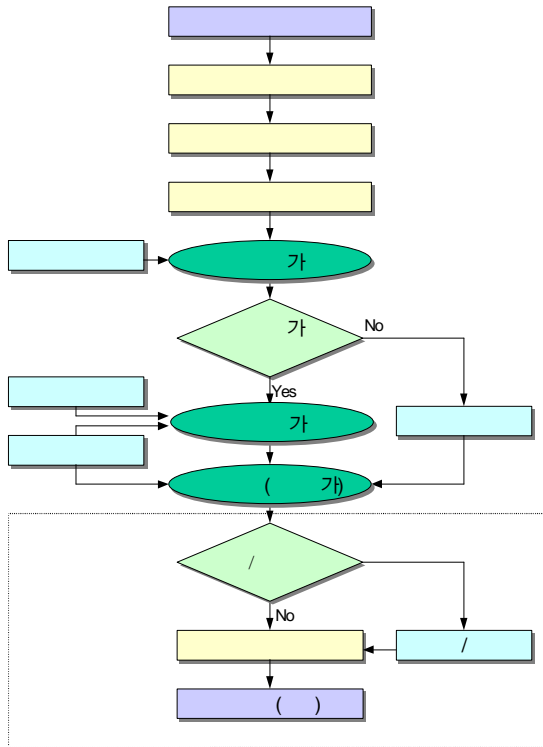


그림 1 원전 주요기기 수명관리 절차

3. 수명평가

수명평가는 각 기기가 현 상태는 물론 설계수명 이후에도 건전성을 유지하는지를 평가하기 위한 것으로 본 연구에서는 표 1에 제시한 바와 같이 노심대 영역 부속기기를 대상으로 중성자 조사관련 노화기구에 대해 수행하였다.

표 1 노심영역 부속기기별 주요 노화기구

| 원자로 내부구조물 노심영역 기기 | Void swelling | 조사취화 | IASCC | 응력이완 |
|-------------------|---------------|------|-------|------|
| 노심통 | ○ | ○ | ○ | |
| 배플 및 포머 | ○ | ○ | ○ | |
| 배플 포머 볼트 | ○ | ○ | ○ | ○ |
| 열차폐체 | ○ | ○ | ○ | |
| 조사시편관 | ○ | ○ | ○ | |
| 하부노심관 | ○ | ○ | ○ | |

본 연구에서는 중성자 조사량의 영향을 받는 노화기구들에 대한 부속기기별 건전성을 판단하기 위해 노심대 영역에 대해 반경방향 및 축방향으로 운전년수별 중성자 조사량을 예측하였다. 이러한 예측결과를 이용하여 각 노화기구별 허용할 수 있는 중성자 Threshold와 비교하여 발생 가능성을 검토하는 방법을 적용하였다.

3.1 중성자 조사량 계산

중성자 조사량 계산은 국내에서 가장 오래된 원전인 고리 1호기를 대상으로 USNRC Reg. Guide DG-1053의 요건에 따라 DORT 코드를 이용하여 계산을 수행하였다. 노심내 주요 구조물에서의 속중성자 계산은 그림 2와 같이 원자로 반경방향으로는 노심 Barrel, Baffle 및 Thermal Shield 부위를 선정하였고, 방위각 방향으로 용기의 0도 위치에서 45도 위치까지 14개 부위를 선정하였다. 원자로 축 방향으로는 핵연료 상단부터 하단까지의 높이를 5% 씩 나누어 각각 계산하였다. 조사량 평가결과는 노심내 전반적인 조사량 경향을 파악하기 위해 그림 2의 1번 위치에 대해 반경방향으로 나타내었으며 그림 3에 제시하였다.

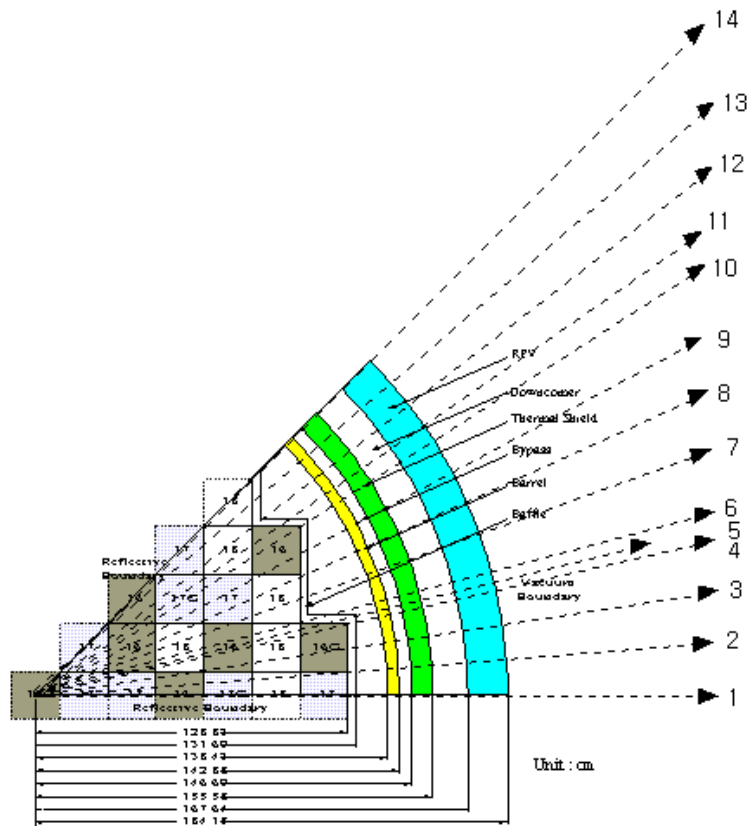


그림 2 속중성자 계산 위치

3.1.1 Void swelling

노심영역에서는 Void swelling이 모두 발생 가능한 것으로 예측된다. 이러한 Void swelling은 오스테나이트 스테인리스강으로 제작된 부품이 재질내의 니켈과 붕소의 핵변환으로 헬륨기포가 생성 및 성장함에 따라 치수가 서서히 증가하는 현상으로 헬륨 기포는 직경이 2~3 nm 이하이지만 온도가 충분히 높을 경우 4 nm 이상의 임계직경 이상으로 성장하여 재질의 swelling을 야기하는 void로 변환될 수 있는 것으로 알려진다[2]. 이러한 현상은 60dpa(6×10^{22} n/cm², E>1.0MeV) 정도의 중성자 조사환경에서 관측되는 것으로 보고된

바 있다[2]. 따라서 이 기준 이하의 조사량환경에서는 Void swelling으로 인한 건전성은 문제가 되지 않는 것으로 본 연구에서는 고려하였다.

그림 3의 중성자 조사량 예측결과 배플포머 집합체 부위에서 가장 높은 조사량을 보이고 있으며 60년 운전 시점에서 Void swelling 발생기준에 거의 근접하고 있는 것으로 평가되었다. 이 결과는 그림 2의 1번 영역에 대한 결과이므로 이 외의 영역에 대한 조사정도를 파악하기 위해 원주방향에 대한 조사량을 평가하였다. 이 결과는 그림 4와 같다.

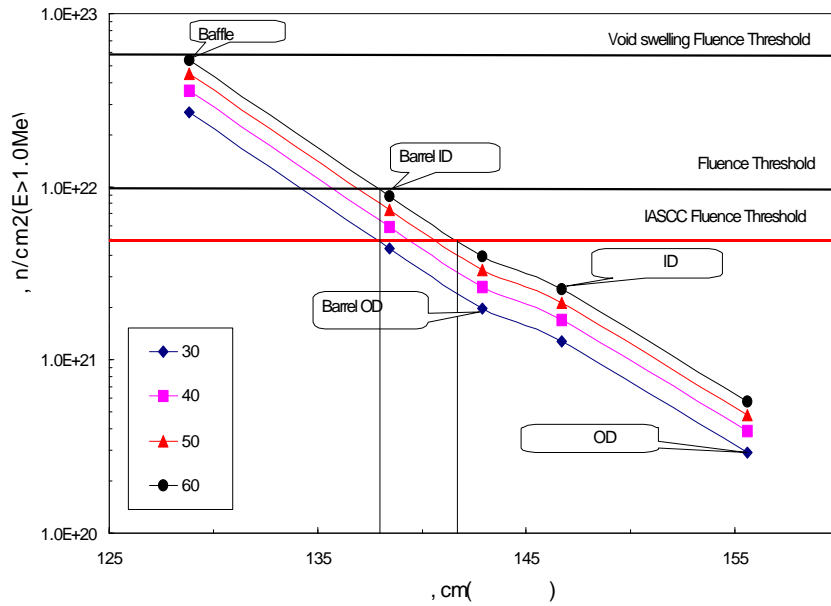


그림 3 노심 중심부에서 반경방향의 조사량 예측결과

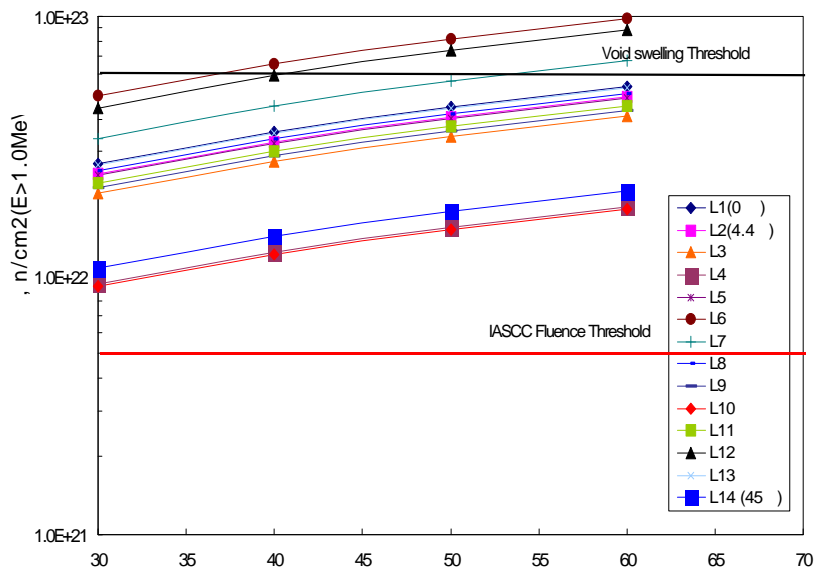


그림 4 배플영역의 중성자 조사량 예측결과

그림 4의 결과로부터 그림 2에서 제시한 노심영역의 L6과 L12번 위치에서는 40년 운전시점에서 그리고 L7번 위치에서는 54년 운전시점에서 $6 \times 10^{22} \text{n/cm}^2$ 를 초과하는 것으로 예측되어 Void swelling에 매우 민감할 것으로 판단되었다. 배플포머 집합체 중 기타 부위는 60년을 초과하여도 발생 기준에 미치지 못할 것으로 예측되었다. 이러한 결과로부터 900 여개의 배플포머볼트 중 L6, L12, L7번 위치에 있는 볼트를 Void swelling 측면에서 중점 관리함으로써 경제성은 물론 건전성에 대한 신뢰성을 더욱 확보할 수 있을 것이다.

3.1.2 조사취화

노심영역에서 조사취화 평가 대상으로 선정된 기기는 노심통 등 4개 기기이다. 조사취화는 1.0MeV 이상의 높은 에너지를 갖는 중성자에 의해 스테인레스강 및 니켈합금 등으로 제작된 원자로 내부구조물의 재료 물성치 변화를 야기시키는 현상이다. 재료가 방사선 환경에 노출되어 있을 때 중성자 플럭스, 에너지준위, 조사시간 및 온도에 의해 발생 가능하며 304 및 316SS에 대해서는 $2 \times 10^{22} \text{n/cm}^2$ ($E > 0.1 \text{MeV}$) 정도의 플루언스에서 재료물성치가 급격히 감소하는 것으로 보고되고 있다[2]. 본 연구에서는 이 기준 이하의 조사량 환경에서는 건전성이 유지되는 것으로 고려하였다.

중성자 조사량 예측결과인 그림 3으로부터 배플포머 집합체는 중성자 조사취화가 가능한 $1.0 \times 10^{22} \text{n/cm}^2$ ($E > 1 \text{MeV}$)을 훨씬 초과하는 것으로 평가되었으며 노심통 내벽의 경우 60년 운전시점에서만 근접하는 것으로 나타났다. 그림 3의 노심통 내벽에 대한 결과는 그림 2의 L1번 영역에 대한 결과이므로 노심영역의 복잡한 형상을 고려하여 다른 영역에 대한 조사정도를 파악하기 위해 노심통 내벽 원주방향에 대한 조사량을 평가하였다. 이 결과는 그림 5와 같다.

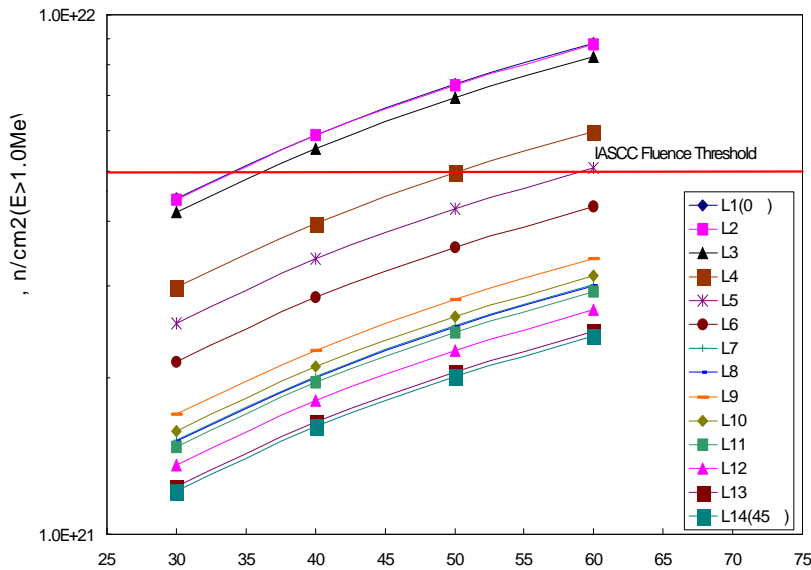


그림 5 노심통 내벽의 중성자 조사량 예측결과

그림 5의 결과로부터 노심통 내벽의 경우는 60년 운전시점에서 조사취화로 인한 재료물성치가 급격히 감소할 수 있는 기준인 $1 \times 10^{22} \text{n/cm}^2$ ($E > 1 \text{MeV}$)에 미치지 못함을 보이고 있다. 따라서 중성자 조사취화에 대해서는 배플포머 집합체에 대한 노화관리가 중점적으로 이루어져야 할 것으로 판단된다. 다만, 중성자 조사취화는 기기 및 구조물에서 결함이 존재하는 경우만 영향을 줄 수 있기 때문에 결함이 없으면 큰 문제는 되지 않을 것이다. 만일 결함이 발견되는 경우 파괴해석을 통하여 건전성을 판단하여야 하므로 본 논문에서는 중성자 조사량 레벨에 따른 스테인리스강의 재료물성치를 표 2에 제시하였다.

표 2 50년 운전시점에서 조사취화 가능 기기에 대한 재료물성치 예측결과

| 기기명 | 재료명 | 조사량 ($E>1.0\text{MeV}$) | 재료물성치 | | |
|--------|-------|--|---------------|------------|---|
| | | | 항복강도 (ksi) | 연신률 (%) | 파괴인성치 (J_{IC} , KJ/m^2) |
| 노심통 | 304SS | $9.4 \times 10^{20} \sim 3.3 \times 10^{21}$ | ≒110 | <5 | ≒78 |
| 배플/포머 | 304SS | $1.8 \times 10^{22} \sim 4.5 \times 10^{22}$ | ≒110 | <2 | ≒11 |
| 배플포머볼트 | 316SS | $1.8 \times 10^{22} \sim 4.5 \times 10^{22}$ | ≒110 | <2 | ~ $90\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ |
| 열차폐체 | 304SS | $6.3 \times 10^{20} \sim 2.1 \times 10^{21}$ | 60~110 | 20~5 | <78 |
| 하부노심관 | 304SS | 3.2×10^{21} | ≒110 | <5 | ≒78 |

3.1.3 조사응력부식균열

노심대 영역의 전 부속기기는 조사응력부식균열(IASCC)이 발생 가능할 것으로 예측되었다. 이러한 IASCC는 고 중성자, 민감 재료, 수환경 및 응력이 공존하는 부위에서 발생 가능하며 기기에 균열을 발생시키고 성장시키는 현상이다. 본 연구에서는 IASCC가 발생 가능한 기준 중 수질에 의한 기준과 중성자 조사량 기준을 적용하여 건전성을 판단하였다.

○ 수질 기준

운전 환경중 수질기준은 할로겐 농도 및 황성분(Sulfates)의 경우 0.05ppm이하이고 용존산소량이 0.005ppm 이하로 유지되는 경우는 조사응력부식균열 발생 가능성은 희박하다[5].

○ 중성자 기준

LWR 환경에서 IASCC가 발생될 수 있는 조건은 플루언스 준위에 크게 의존한다. 가압경수로형 원자로 내부구조물 인허가갱신 산업체 보고서[6]에 의하면 IASCC는 낮은 작용응력을 갖더라도 플루언스 준위가 $5 \times 10^{20} \text{n/cm}^2 [E>1\text{MeV}]$ 을 초과하는 원자로 내부구조물 기기에서 잠재적으로 중요한 노화기구라고 제시하고 있다. 그러나 여기서 제시된 플루언스 Threshold는 BWR 경험을 근거로 한 것이며, PWR에서 IASCC Threshold를 찾기 위한 실험결과 $\sim 2\text{dpa} (0.2 \times 10^{22} \text{n/cm}^2 [E>1\text{MeV}]$ 정도로 밝혀진바 있으며, 프랑스 가압경수로형 원전의 배플포머볼트에서 IASCC로 추정되는 파손이 발견된 시점의 플루언스 레벨도 $\sim 8\text{dpa} (\sim 0.8 \times 10^{22} \text{n/cm}^2 [E>1\text{MeV}]$ 정도임이 밝혀졌다 [4]. 이러한 배경하에 IASCC에 대한 중성자 조사량 측면의 Threshold는 다양한 조건에 따라 연구결과가 제시되었으며 본 논문에서는 이들 연구결과 중 가압경수로형의 허용기준으로 제시된 $5 \times 10^{21} \text{n/cm}^2 [E>1\text{MeV}]$ [2]을 선정하여 원자로 내부구조물의 IASCC 평가에 반영하였다.

본 연구에서는 응력조건, 민감 재료, 중성자 조사기준, 수질조건이 모두 만족하는 경우 발생 가능하므로 오스테나이트 스테인리스강 재료가 수질 허용기준내에 있으며 중성자 조사량 허용기준 이내에 있는 경우 IASCC로 인한 건전성은 문제가 되지 않을 것으로 고려하였다.

그림 3으로부터 원자로내부구조물의 IASCC Threshold를 초과할 것으로 판단되는 기기들은 배플포머 집합체와 노심통 내벽영역이며 노심통 외벽 이후부터는 IASCC Threshold를 초과하지 않는 것으로 파악된다. 그림 3의 결과는 그림 2의 L1번 영역에 대한 결과이므로 노심영역의 복잡한 형상을 고려하여 다른 영역에 대한 조사정도를 파악하기 위해 배플포머 집합체에 대한 원주방향으로 14개 지점에 대한 조사량을 평가하였다. 이 결과는 본 논문의 그림 4와 동일하다. 그림 4로부터 배플포머 집합체의 경우는 어느 영역이든 IASCC Threshold를 초과하는 것으로 도출되었다. 심한 부위는 60년 운전시 10^{23} 까지 중성자 조사를 받을 수 있는 것으로 도출되었다. 이러한 평가결과로부터 모든 배플포머 집합체의 경우는 IASCC 측면에서 매우 중요하게 관리되어야 할 것으로 판단된다.

노심통 내벽에 대한 결과는 본 논문의 그림 5에서 제시한 바 있으며 L1, L2, L3 위치의 경우는 35년 정도에서 IASCC 발생 가능 기준을 초과하며 L13 번 위치에서는 50년 시점에서 기준을 초과하고 있다. 그 외의 영역에서는 IASCC Threshold를 초과하지 않는 것으로 나타났다. 이 결과로부터 노심통은 내벽의 일부 위치만 중점 노화관리함으로써 IASCC 영향을 관리할 수 있을 것으로 판단된다.

아울러 상부 노심판의 윗 쪽 기기와 하부 노심판 아랫 쪽 기기의 IASCC 발생 가능성을 판단하기 위해 노심통 내벽을 기준으로 축방향에 대한 조사량을 예측하였다. 예측 결과는 그림 6에 제시하였다.

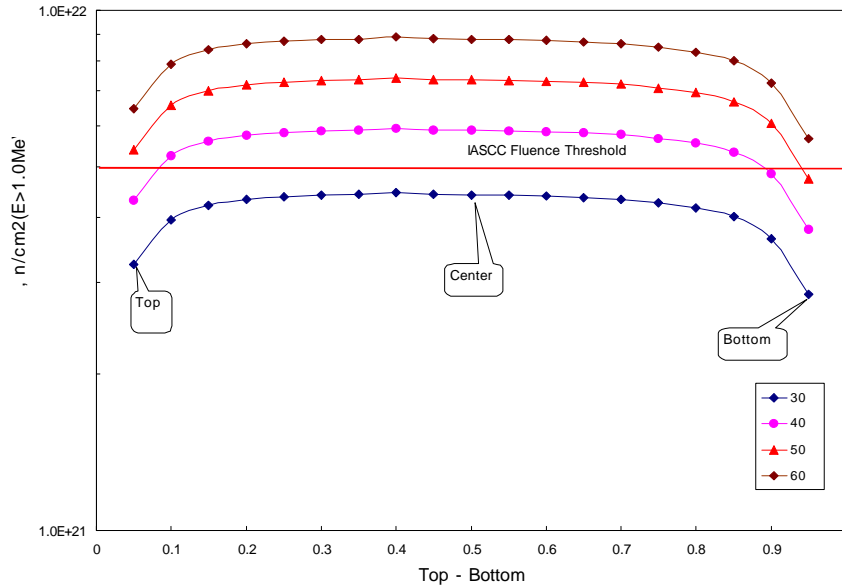


그림 6 노심통 내벽영역의 축방향의 조사량 예측결과

이 결과 60년 운전시점을 기준으로 노심대 영역의 최상단부와 하단부에서는 IASCC Threshold 보다 낮은 값을 가질 것으로 예측되므로 상하부 노심판 영역 밖의 기기들은 IASCC 측면에서의 건전성을 유지할 것으로 판단된다.

3.1.4 응력이완

노심영역에서 응력이완 평가 대상으로 선정된 기기는 배플포머볼트이다. 응력이완은 구조물이 장기간 고온 및 중성자 조사환경하에서 크리프 등에 의해 예비하중이 상실되는 손상으로 RCS 운전온도 이상에서는 열 영향이 주된 요인이나 중성자 조사환경에서는 정상운전 조건에서도 응력이완을 가져올 수 있다고 보고되고 있다[6]. 특히, 응력이완은 높은 중성자 조사환경에서 Torque된 볼트, 스프링 등과 같이 예비하중을 갖는 기기에서만 고려된다. 이러한 응력이완은 50% 이상의 예비하중을 상실한 볼트류에서 심각한 문제가 될 수 있는 것으로 알려졌다[2]. 900°F 이하의 온도에서 소둔 처리된 Type 304강을 항복강도 이상의 응력하에서 조사실험 결과[2, 6], 비 조사시는 13 또는 18%의 예비하중이 상실되는 것으로 나타났고 플루언스가 $4 \times 10^{20} \text{ n/cm}^2(E>1\text{MeV})$ 정도에서는 34% 정도 예비하중이 상실되었으며 $5 \times 10^{20} \text{ n/cm}^2$ 이상에서는 30~35 또는 일부 60~100% 까지 상실되는 것으로 나타났다. 본 연구에서는 조사량 허용기준을 $5 \times 10^{20} \text{ n/cm}^2$ 로 선정하여 50% 이하의 예비하중 상실시에는 건전성이 유지될 것으로 고려하였다.

본 연구에서 볼트류의 응력이완을 평가하기 위해 식 (1)과 같은 예비하중 F에 대한 계산식을 사용하였다.

$$F = \frac{\text{Torque}}{\text{Thread Pitch} \times \text{Diameter}} \quad (1)$$

배플포머볼트의 경우 상온에서 최대 설계 Torque는 107 ft-lbs이고 직경은 0.625 인치, Thread Pitch는 0.265이다. 이 경우의 예비하중은 7752 lbs가 된다. 운전온도 600°F에서의 예비하중은 상온에서의 탄성계수인 28.3ksi와 600°F에서의 탄성계수인 25.4ksi의 비를 이용하면 6,957.6 lbs 정도로 도출되어 운전온도만 고려시 약 10% 정도의 응력이완이 예측된다. 배플포머볼트는 중성자 조사량 예측결과로부터 40년 운전시점에서 $5 \times 10^{20} \text{ n/cm}^2 (E > 1 \text{ MeV})$ 을 훨씬 초과하므로 50% 이상의 예비하중이 상실될 가능성이 예견된다. 또한 국내외 PWR에서 결함이 발견되고 있는 것으로 보고되므로 이 배플포머볼트에 대해서는 더욱 신중한 노화관리가 필요하다.

3.2 종합평가

원자로 내부구조물 노심영역 기기에 대해 중성자 조사관련 노화기구를 대상으로 수행한 평가 결과 60년 운전을 위해 중점 노화관리가 필요한 것으로 도출된 기기 및 노화기구는 표 3과 같다. 노심통 내벽 일부에서 IASCC가 발생 가능한 것으로 도출된 것 외에는 배플포머 집합체에서만 Void swelling, 조사취화, IASCC 및 응력이완에 대한 발생 가능기준이 초과되었다. 이러한 수명평가 결과로부터 이들 기기들은 적절한 노화관리 방안을 통해서 계속운전을 실현할 수 있을 것이다.

표 3 60년 운전을 위해 중점노화관리가 필요한 기기 및 노화기구

| 원자로 내부구조물 노심영역 기기 | Void swelling | 조사취화 | IASCC | 응력이완 |
|-------------------|---------------|------|-------|------|
| 노심통 | | | ○ | |
| 배플 및 포머 | ○ | ○ | ○ | |
| 배플 포머 볼트 | ○ | ○ | ○ | ○ |
| 열차폐체 | | | | |
| 조사시편관 | | | | |
| 하부노심관 | | | | |

4. 노화관리방안

원자로 내부구조물의 계속운전을 위해 수명평가 결과를 반영하여 체계적인 노화관리 방안을 수립하여야 한다. 기기별 수명평가결과를 분석하고 현재의 노화관리 프로그램과 해외 선형 발전소의 노화관리 프로그램을 비교 분석하여 현 노화관리 프로그램이 계속운전 측면에서 타당한지를 객관적으로 분석한다. 분석결과 현행 노화관리 방법이 계속운전을 위해 충분치 않은 것으로 판단되는 경우 신규 또는 개선 사항을 도출하여 적절한 대응방안을 제시함으로써 계속운전을 위한 최적 노화관리방안을 수립할 수 있다. 본 연구에서 적용한 노화관리방안수립 절차는 그림 7과 같다.

4.1 노화관리 프로그램 검토

원자로 내부구조물에 대해 상업운전 이후로 수행해 온 각종 노화관리 프로그램(AMP)을 조사하고 해외 선진국과 현황을 비교하여 효과적인 노화관리방안을 수립하고자 하였다. 국내 원자로 내부구조물의 경우 적용되어온 대표적인 노화관리 프로그램은 ASME Section XI에 따라 수행한 가동중 점검 프로그램과 보수 및 정비, 수질관리 프로그램 등이 있다. 해외에서 연장운전을 승인 받거나 신청중인 선형발전소의 노화관리 프로그램을 검토한 결과 Loose Part Monitoring System 등 일부 프로그램을 제외하고는 국내와 거의 유사함을 확인하였다. 국내 원전과 해외선형 원전의 원자로 내부구조물에 적용중인 노화관리 프로그램 비교 현황은 표 4에 요약하여 제시하였다.

표 4 국내 및 해외노화관리 프로그램 현황비교

| 노화관리 프로그램 | 국내원전 수행여부 | 해외 원전 적용여부 | | |
|-----------------------------------|--------------|------------|--------|------|
| | | CCNPP | TP 3&4 | GALL |
| ASME Section XI, IWB, B-N-3(VT-3) | ○ | ○ | ○ | ○ |
| 초음파 검사 | ○ | ○ | ○ | ○ |
| 와류탐상검사 | ○ | ○ | ○ | ○ |
| Rod Drop Time Testing | ○ | ○ | ○ | ○ |
| 수질관리 프로그램 | ○ | ○ | ○ | ○ |
| LPMS | ○* | ○ | | ○ |
| Neutron Noise Monitoring | | | | ○ |
| 응력이완 프로그램 | | ○ | | ○ |

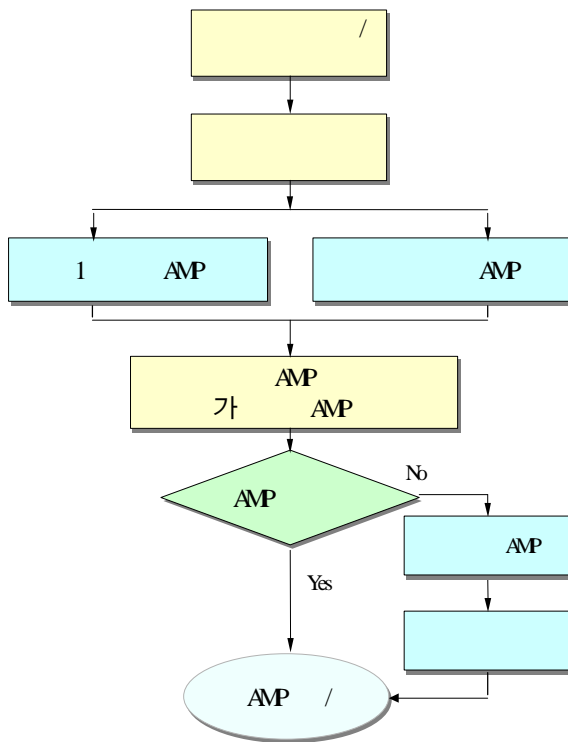


그림 7 노화관리방안 수립 절차

4.2 현 AMP의 타당성 검토

노심영역 기기별 수명평가결과를 토대로 현재의 노화관리 프로그램과 해외 발전소의 노화관리 프로그램을 비교 분석하여 현 노화관리 프로그램이 계속운전 측면에서 타당한지를 객관적으로 분석하므로써 개선 또는 신규 프로그램이 필요한지 여부를 판단하였다. 그 결과 대부분의 기기는 현재의 AMP로 계속운전이 가능함을 확인하였으며 일부 기기에서 개선 또는 신규 AMP가 필요함을 도출하였다. 계속운전을 위해 수명평가 결과로부터 60년 운전을 위해 중점 노화관리 대상으로 도출된 대상 기기는 물론 모든 부속기에 대해 노화관리 계획을 수립이 필요하며 본 논문에서는 노심영역의 중점 노화관리 대상으로 선정된 기기 및 노화기구에 대해서만 개선 및 신규 AMP 필요 여부를 제시하였다. 이에 대한 결과는 표 5에 제시하였다.

표 5 개선 및 신규 대상 노화관리 프로그램

| 부속기기 | 노화기구 | 수명평가결과 | 현 AMP | 해외현황 | 개선/신규 |
|-------------|--------------------------------------|--|--|--------------|--|
| 배플포머 집합체 | Swelling, 조사취화, IASCC, 응력이완 | ○ 40년 이후 중성자 조사 관련 노화기구에 대한 발생 가능기준 초과 ○ 수질조건은 허용기준 만족 | ○ 초음파 검사 - 고리 1호기 만 수행 ○ 육안검사 - 3회/10년 수행 중(VT) | ○ UT ○ VT | ○ 개선사항 - UT주기 조정 - 검사비용 최소화하기 위해 수명평가결과 반 영하여 검사부위의 최 소화 필요 |
| 배플포머 볼트 | " | " | ○ 원전별 다름 | ○ 수행 | ○ 신규설치 - 모든 볼트류 적용가능 |

4.3 최적 노화관리방안

원자로 내부구조물의 계속운전을 위해 노화관리 방안수립은 전체 부속기기를 대상으로 노화기구별 프로그램을 구축하여야 한다. 본 연구에서 구축한 노화관리 프로그램은 미국내 원전수명연장의 인허가를 목적으로 미국 NRC가 제시한 10개 항목[5]을 기준으로 하였으며 각 노화관리 프로그램에 포함된 대표적인 항목별 특성은 표 6에 요약하여 제시하였다. 이러한 노화관리 프로그램을 가동중 원전의 원자로 내부구조물에 적절히 적용함으로써 계속운전을 실현할 수 있을 것으로 판단된다.

표 6 계속운전을 위한 노화관리 프로그램 구성 요소

| 특 성 | 내 용 |
|-----------|---|
| 프로그램 범위 | 균열 또는 손상 탐지를 위한 검사 종류 제시 |
| 예방활동 | 각 노화기구에 대한 예방 방안 제시 |
| 감시/검사 | 적용 가능한 감시 또는 검사방법 제시 |
| 노화영향 탐지 | 각 노화영향을 탐지할 수 있는 방법 제시 |
| 감시 경향 | 적시에 균열을 탐지하기 위해 검사 및 감시 계획 제시 |
| 허용기준 | 손상에 대한 허용기준 제시 |
| 조치사항 | 보수 및 교체 절차 제시 |
| 확인절차/행정사항 | 현장 QA 절차서, 검토 및 승인절차서, 행정조치가 10CFR50 Appendix B의 요건에 따라 수행되고 인허가 갱신기간동안 적절히 계속되어야 함을 제시 |
| 운전경험 | 관련 노화기구로 인한 손상기록 등 관련 운전경험 제시 |

5. 결론

원자로 내부구조물의 설계수명 이후까지 계속운전을 위해서는 안전 관련 기기를 대상으로 주요 노화기구별 수명평가를 수행하여야 한다. 이 결과를 토대로 계속운전을 위한 건전성이 확보되지 못한 기기에 대해서는 적절한 노화관리를 통하여 목표기간 동안 건전성 유지를 입증할 수 있어야만 계속운전이 가능하다. 이러한 배경 하에 수행한 결과는 다음과 같다.

- 고 중성자 환경내에 있는 노심영역의 기기에 대한 중성자 조사 관련 노화기구별로 수명을 평가한 결과 배플포머 집합체는 관련 노화기구 전부 허용기준을 초과하여 중점 노화관리 대상으로 도출 되었음
- 배플포머볼트의 평가결과와 국내외 손상사례를 반영하여 별도의 노화관리 프로그램이 필요할 것으로 판단됨
- 이외의 노심영역 내 기기들은 노심통 내벽 일부를 제외하고 중성자 조사와 관련된 노화기구 발생 허용기준을 초과하지 않았음
- 노심영역의 반경방향과 원주방향에 대한 중성자 조사량 예측결과로부터 불필요한 검사 부위와 중점 노화관리 필요 부위를 효과적으로 도출하였음
- 국내의 노화관리 현황이 해외 원전과 큰 차이가 없으며 일부 개선 및 신규 노화관리 프로그램을 적용함으로써 계속운전이 가능할 것으로 판단됨

본 연구에서 수명평가 결과를 토대로 제시한 노화관리 프로그램은 현재 미국내 원전수명연장을 위해 승인된 것을 기반으로 한 것으로 가동중 원자로 내부구조물 전체 기기에 이러한 노화관리 프로그램을 적용함으로써 계속운전을 위한 건전성이 입증될 것으로 판단된다.

참고문헌

1. Sung Gyu Jung, Tae Eun Jin, Ill Seok Jeong, A Technical Approach to the Assessment of Nuclear Component Lifetime, 14th KAIF/KNS Annual Conference, 1999.
2. EPRI TR-107521, Generic License Renewal Technical Issues Summary Tech-Issue
3. EPRI TR-103838, PWR Reactor Pressure Vessel Internals License Renewal Industry Report Rev.1, 1994.7
4. BAW-2314, Current understanding of the IASCC potential for PWR, 1997.
5. NUREG/CR-6490, "Nuclear Power Plant Generic Aging Lessons Learned (GALL), pp.IV B2-1~IV B2-29, 1999.12
6. WCAP-14577, *Aging Management Evaluation for Reactor Internals*, July 1996.