

중성자 조사에 따른 Ni도금피복재에서의 He발생량평가

황성식[†] · 권준현 · 김동진 · 김성우

한국원자력연구원, 재료안전기술개발부, 대전광역시 유성구 대덕대로 988-111, 34057
(2021년 7월 8일 접수, 2021년 10월 5일 수정, 2021년 10월 8일 채택)

He Generation Evaluation on Electrodeposited Ni After Neutron Exposure

Seong Sik Hwang[†], Junhyun Kwon, Dong Jin Kim, and Sung Woo Kim

Korea Atomic Energy research Institute, Materials Safety Technology Development Division 989-111 Daedeok Daero,
Yuseong-Gu, Daejeon, Korea, 34057

(Received July 08, 2021; Revised October 05, 2021; Accepted October 08, 2021)

Neutron dose level at bottom head of a reactor pressure vessel (RPV) was calculated using reactor vessel neutron transport for a Korean nuclear power plant A. At 34 EFPY with a 40-year (2042) design life after plating repair, irradiation fast neutron effect was 6.6×10^{15} n/cm². As helium(He) gas can be generated by Ni only at $1/10^6$ level of 5×10^{21} n/cm², He generation possibility in the Ni plating layer is very little during 40 years of operation (2042, 34 EFPY). Thermal neutrons can significantly affect the generation of He from Ni metal. At 10 years after a repair, He can be generated at a level of about 0.06 appm, a level that can add general welding repair without any consideration. After 40 years of repair, 9.8 appm of He may be generated. Although this is a rather high value, it is within the range of 0.1 to 10 appm when welding repair can be applied. Clad repair by Ni electroplating technology is expected to greatly improve the operation efficiency by improving the safety and shortening the maintenance period of the nuclear power plant.

Keywords: Nuclear power plant, Corrosion of RPV steel, Ni plating, Neutron effect, He generation

1. 서론

가압경수형 원자력 발전소(PWR, pressurized water reactor)의 원자로 용기는 고 강도 고 인성의 저합금강재로 되어있다. 이 소재를 채택하여 150기압과 350 °C의 고압에서 물이 끓지 않고 고압수를 증기발생기로 보낼 수 있는 환경을 조성할 수 있다. 1차 냉각수는 불순물이 극히 적은 상태이나 저합금강재의 내식성 확보를 위해서는 탄소강 내면에 두께 약 6 mm의 Type 309 stainless steel을 용접 방식으로 cladding한다. 2003년 4월에 국내 한 원자력 발전소의 원자로 하부헤드에 피복재가 손상되어 저합금강재 모재가 봉산수에 노출된 것이 확인되었다. 원자로 수명기간 모재의 건전성 문제는 없는 것으로 평가되었으나, 매주기 고하중의 CSB (Core

Support Barrel)를 인양하여 흡집부의 탁본 채취·분석으로 재료 건전성을 평가해야하는 부담이 있다. 흡집부 탁본 채취·분석으로 인해 계획예방정비 기간이 약 1일 이상 늘어나고 CSB의 낙하사고 가능성이 상존하는 것이다. 원자로 수중환경에서 중성자 조사재료의 보수 기술 기준이 국내외에 존재하지 않아 수중환경에서 보수가 가능한 Ni 도금조건을 확립하고, 이 Ni 도금에 의한 정비절차 수립을 위한 기술개발을 수행한 바 있으며[1] 이를 기반으로 원자력발전소 건설 및 운영 보수 기술표준인 ASME B&PV Code에 code case를 제정하였다. 도금을 수행한 후의 Ni 도금층이 장기간 중성자 노출환경에서도 그 건전성이 유지될 수 있는지 확인할 필요가 있다.

본 기술논문에서는 손상된 cladding층 위에 Ni도금층을 생성시킨 후에 발전소 운영허가기간(40년)동안 중성자 조사로 인한 이 Ni 도금층의 열화(He가스발생)가 없을지 평가한 내용을 기술하고자 한다.

[†]Corresponding author: sshwang@kaeri.re.kr

황성식:책임연구원, 권준현:책임연구원, 김동진:책임연구원, 김성우: 책임연구원

2. 연구방법

2.1 중성자 조사량 평가 방법

원자로 내에서 중성자는 핵연료의 핵분열과 함께 발생하며 한 번의 핵분열로 2~3개의 중성자가 발생한다. 이 때 발생한 중성자의 운동에너지는 평균 2 MeV의 연속적인 확률분포함수를 가지며 이것을 핵분열 스펙트럼이라 부른다. 생성된 중성자의 대부분은 냉각수의 수소 원자와 충돌하여 운동에너지의 대부분을 잃고 핵연료에 흡수되기 쉬운 열중성자(thermal neutron)가 되어 또 다른 핵분열을 야기하는 연쇄반응에 기여한다. 그러나 핵연료 내부에서 흡수되지 못한 일부 중성자들은 노심 밖으로 누출되어 원자로용기를 구성하는 철원자와 충돌하여 조사손상(irradiation damage)과 같은 손상을 일으킨다. 원자로용기 표면에 도달하는 중성자도 위치에 따라 각기 다른 중성자 스펙트럼을 가지며 원자로용기 중성자 조사량 평가에서는 통상적으로 1 MeV 이상의 운동 에너지를 갖는 속중성자(fast neutron)의 충돌이 중요하다.

따라서 원자로용기에 대한 중성자 조사량 평가는 원자로용기 특정 위치에 충돌하는 중성자의 수량 및 그의 에너지 분포를 규명하는 것이다. 중성자 조사량을 나타내는 플루언스(Fluence)는 3차원 공간 분포함수로서, 원자로용기 구조물이 원통형이기 때문에 통상 원통좌표(r, θ, z)를 사용하여 나타내며 아래와 같이 시간과 에너지 의존 중성자속($\phi(r, \theta, z, E, t)$)에 대한 적분형태이다.

$$f(r, \theta, z) = \int_{t=0}^t \int_{1MeV}^{\infty} \phi(r, \theta, z, E, t) dE dt \quad (1)$$

에너지의존 중성자속(Flux)은 단위 시간 당 단위 면적의 표면을 통과하는 특정 에너지를 갖는 중성자의 개수를 의미하며 통상 시간의 함수이다. 따라서 위 (1)식에서 원자로 가동 시부터 현재까지로 시간 적분을 하면 가동 이후로부터 받은 1 MeV이상의 속중성자 Fluence를 계산할 수 있으며, 같은 방법으로 원자로 수명 말까지 적분하면 수명 말에 예측되는 Fluence를 계산할 수 있다.

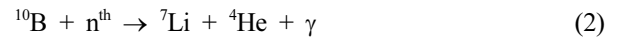
2.2 중성자에 의한 He발생량 계산 방법

재료가 조사를 받을 경우 내부에 헬륨 가스(He bubble)가 생성되고 이 부위를 용접보수할 경우 그 크기가 성장하여 재료의 취성을 유발할 수 있다. 용접성에 영향을 미치는 He의 발생 기구는 아래와 같다 [2].

금속내의 어떤 성분원소가 중성자를 받으면 alpha입자(He과 동일)를 방출하며 다른 원소로 변하게 되는 현상이 조사된(irradiated) 재료에서 일어난다. 이 현상을 핵변환(nuclear transmutation)이라고 부른다. 이때 생성

되는 He 원자는 일반적으로 금속내에서 매우 안정한 상태로 유지된다.

Boron (B)은 stainless steel이나 nickel-base 합금내에서 불순물로 소량 존재하는 원소이며 ^{11}B 와 ^{10}B 의 두 가지 동위원소로 자연상태에 존재한다. 그중 ^{10}B 이 총 B량의 19.9%를 차지한다. 이 ^{10}B 만이 아래와 같은 핵분열 반응(중성자를 받고 α 입자를 방출함)에 관여하여 He을 발생시킨다.



Helium은 매우 가벼운 원소이므로 weight percent로 그 양을 표시하지 않고 atomic percent로 표시하는데 철(Iron) 속에 든 1 w/o (1 weight %)의 B은 5.18 a/o (atomic %)에 해당한다. ^{10}B 가 자연 중에 19.9%만큼 존재하므로 1 w/o는 1.03 a/o($5.18 \times 19.9/100$)의 ^{10}B 에 해당하는 양이다. 조사량이 충분히 높을 경우 재료내의 모든 ^{10}B 은 ^4He 원자로 변이하고 1 wppm의 B은 약 1 appm의 He을 재료속에 생성하게 된다.

다른 하나의 He 생성 과정은 Nickel 변환(Ni transmutation)에 의한 것이다. Ni의 거동은 아래와 같은 2단계의 과정을 거쳐 He을 생성하므로 B에 비해 복잡한 과정이다. 자연속 전체 Ni의 약 68.1%를 차지하는 ^{58}Ni 은 아래와 같은 과정을 거친다.



^{59}Ni 은 자연상태에서 존재하지 않으므로 식 4의 반응에 의한 He 생성은 무시할 정도이나 식3에 의한 반응으로 ^{59}Ni 가 He생성에 기여할 수 있다.

실제 원자로 재료의 용접에 관련한 He생성의 문제는 B의 핵변환에 의한 He 생성이 주 반응인 것으로 알려져 있다 [2].

3. 연구결과 및 고찰

3.1 중성자 수송 계산 결과

수송계산 모델링과 중성자 선원을 이용하여 해당발전소의 제1주기부터 제12주기까지 중성자 수송계산을 수행하였다. 각 핵주기 별 중성자 수송계산은 r- θ , r-z 및 r 기하구조에 대해 각각 수행하였으며 그 결과는 3차원 합성에 사용된다. r- θ 기하구조 수송계산은 원자로 중앙

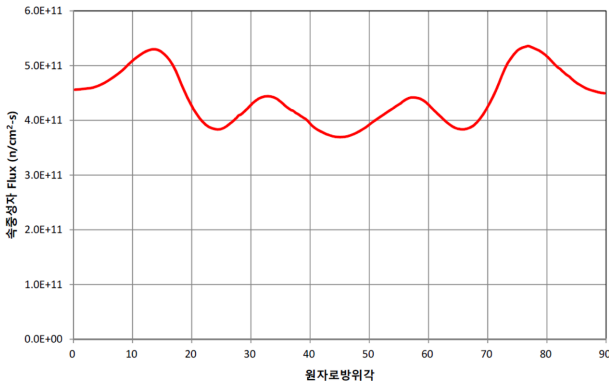


Fig. 1. Distribution of fast neutron flux on the barrel outer radius

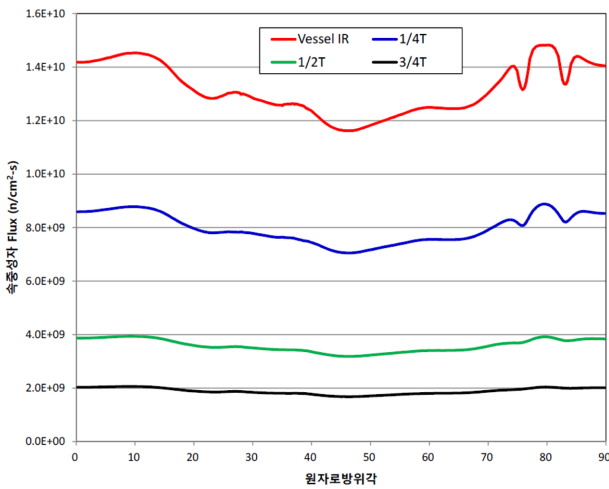


Fig. 2. Distribution of fast neutron flux on the vessel inner surface of the plant

높이위치에서 수행된 계산으로 원자로 반경방향(r) 및 방위각(θ) 별 중성자 스펙트럼을 계산하는 것이며, 속중성자 Flux는 1.0 MeV 이상의 중성자 스펙트럼을 적분한 결과이다. Fig. 1은 r- θ 계산결과로서 원자로 내부 구조물인 Core Support Barrel 외벽 위치에서의 속중성자 Flux를 방위각에 따라 나타낸 것으로 제 4주기의 결과이다. 이 그림에서 보는 바와 같이 전체적인 분포는 방위각 45도를 중심으로 대칭모양을 보이고 있는데 그 이유는 핵연료 장전모형이 1/8 노심 대칭을 이루기 때문이다.

Fig. 2는 제4주기에 대한 결과로서 원자로용기 내벽과 1/4T, 1/2T, 3/4T 위치에서의 속중성자 Flux 분포를 원자로 방위각에 따라 보여준다. 분석 대상 발전소는 원자로 방위각 76도와 83도의 내벽면에서 노심쪽으로 약 3~4 센치 앞쪽에 감시용기가 부착되어 있다. 따라서 이 감시용기의 영향으로 Fig. 2에서 보는 바와 같이 내벽면 중성자 분포가 일부 영향을 받은 것을 확인할 수 있

다. 그러나 감시용기 위치 외에서는 거의 1/8 대칭을 나타내고 있음을 알 수 있다.

3.2 3차원 합성 및 중성자 조사량 평가 결과

앞에서 기술한 각 핵주기 별 r- θ , r-z 및 r 기하구조 중성자 수송계산 결과를 바탕으로 3차원 합성을 수행하였으며, 이 과정에서 SYNTH[3] 코드가 사용되었다. Fig. 3과 Fig. 4는 제 4주기에 대한 결과로서 원자로 방위각 20도 위치에서 클래드 내벽 (Clad IR), 원자로용기 내벽 (Vessel IR), 원자로용기 1/4T 지점 및 1/2T 지점에서의 축방향 속중성자 Flux를 보여주고 있다. 클래드 흡집부의 축방향 위치는 핵연료 하단 약 0.3 m(1 피트)로서 원자로 축방향 중앙으로 부터 약 -220센치이다. Fig. 3에서 보는 바와 같이 이 위치의 속중성자 Flux는 노심 중앙부 위치의 속중성자 Flux 와 비교할 때 10% 이하임을 알 수 있다. 각 핵주기별 속중성자 Flux를 좀더 자세히 분석한 결과 노심 중앙 위치에서 속중성자 Flux는 $1.2 \times 10^{10} \sim 1.8 \times 10^{10}$ n/cm²/s 범위인 반면 흡집부에서는 $0.9 \times 10^9 \sim 1.5 \times 10^9$ n/cm²/s 범위로서 노심중앙부의 8~9% 정도임을 확인하였다.

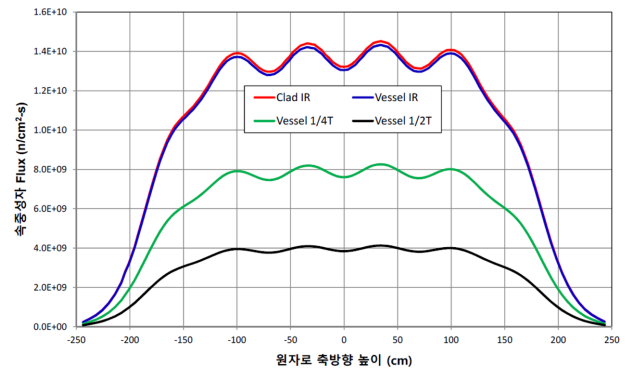


Fig. 3. Distribution of fast neutron flux in vertical direction of the plant

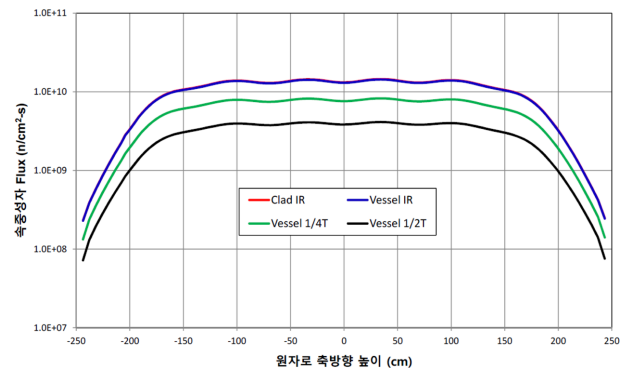


Fig. 4. Distribution of fast neutron flux in vertical direction of the plant (Log scale)

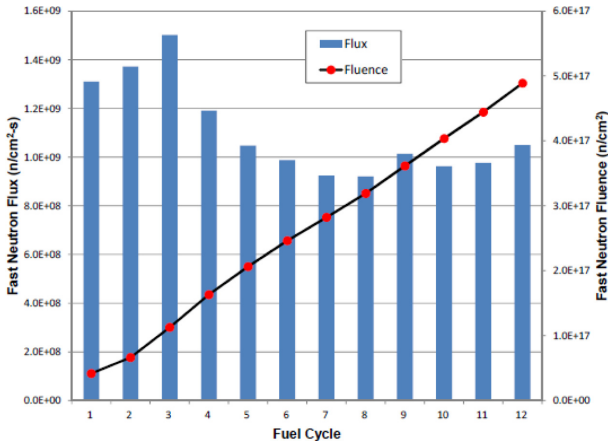


Fig. 5. Fluence accumulation depending on the fuel cycle of the plant

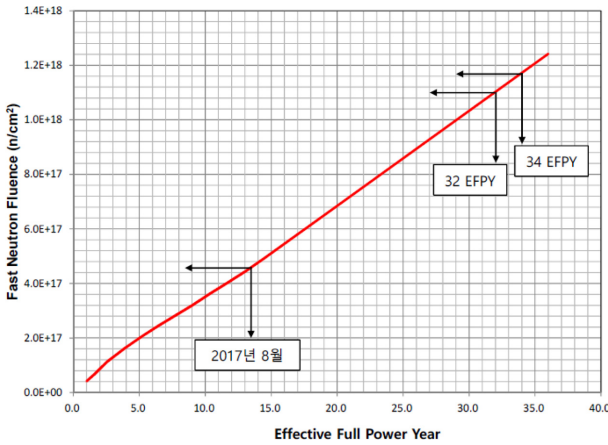


Fig. 6. Estimation of neutron fluence on the damaged area of the plant

3.3 원자로용기 하부의 중성자 조사량 평가 및 예측

분석 대상 발전소의 가동이력을 분석한 결과 제11주기 종료 시점까지 전출력 누적 운전기간은 13.0 EFPY (Effective Full Power Year) 이며 이때까지 이용률은 약 85%임을 확인하였다. 또한 제12주기는 2017년 5월 11일 가동을 시작하였고 2017년 8월까지 약 3개월간 운전했다. 따라서 2017년 8월 기준으로 예상되는 흡집부의 속중성자 누적 Fluence는 Fig. 5에 따라 대략 $4.5 \times 10^{17} \text{ n/cm}^2$ 정도로 평가된다. 제12주기말 전출력운전년수는 14.4 EFPY를 기록할 것으로 평가되었으며 이 때 흡집부의 속중성자 누적 Fluence는 대략 $4.9 \times 10^{17} \text{ n/cm}^2$ 정도였을 것이다.

제12주기 이후 가동년수 증가에 따른 흡집부 속중성자 조사량 증가는 그 당시까지의 운전이력과 이용률을 기반으로 평가할 수 있다. 이는 제1주기부터 제12주기까지의 흡집부 평균 속중성자 Flux $1.1 \times 10^9 \text{ n/cm}^2/\text{s}$ 를

가정하여 수명말까지 누적 조사량을 예측하는 것이다. 이 때 설계수명 40년에 해당하는 전출력운전년수는 80% 이용률일 때 32 EFPY, 85% 이용률일 때 34 EFPY 가 되며 이를 바탕으로 수명말까지 예측된 조사량은 Fig. 6과 같다. 이 그림에서 보는 바와 같이 32 EFPY 에서 흡집부 조사량은 $1.10 \times 10^{18} \text{ n/cm}^2$ 이며, 34 EFPY 에서 흡집부 조사량은 $1.17 \times 10^{18} \text{ n/cm}^2$ 로 나타났다. 또한 60년 운전을 가정할 때, 전출력운전년수로는 48 EFPY (80% 이용률) 및 51 EFPY (85% 이용률)가 되며 이 때 예상되는 속중성자 Fluence는 각각 $1.66 \times 10^{18} \text{ n/cm}^2$ 및 $1.76 \times 10^{18} \text{ n/cm}^2$ 로 평가되었다.

3.4 Ni도금층에서의 He생성기동 평가결과

Fig. 7은 20 appm (0.002w/o)의 B(일반적인 강에는 0.0005~0.003 w/o의 B을 함유시켜 강도를 높인다)과 14%의 Ni을 함유한 일반적인 type 304 SS강에서의 He 발생 총량에 미치는 B와 Ni의 기여를 보여주고 있다. B에 의한 He 발생 반응이 완료된 후이나 Ni에 의한 He 발생이 일어남을 볼 수 있다. 즉, $5 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ 이하의 조사량에서는 Ni에 의한 He 발생은 거의 없다고 할 수 있다.

He발생량이 10 appm을 넘으면 일반적인 용접을 적용할 수 없고 아주 정교한 low heat input 용접절차를 적용하여 재료를 용접해야 하는 것으로 알려져 있다. 그러나 이러한 용접제약조건에 관한 사항은 본 연구의 대상인 Ni도금층의 수명기간내 조사에 의한 열화(He발생 가능성 여부)현상과는 관련이 없다.

분석 대상 발전소의 가동이력을 분석한 결과 제11주기 종료 시점(2017년)까지 전출력 누적 운전기간은 13.0

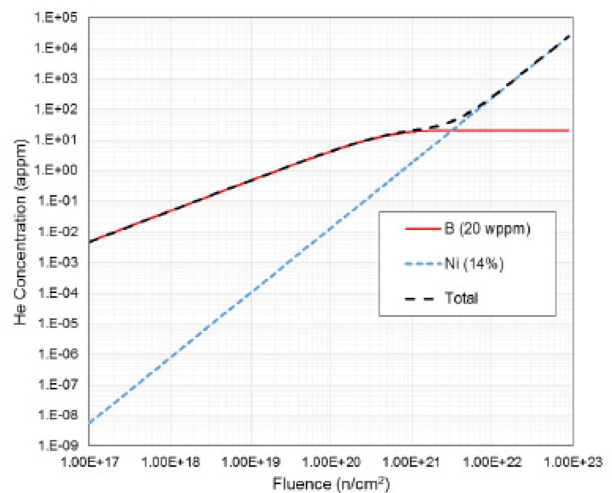


Fig. 7 Generation of He in Typical 304 Stainless Steel with Initial Content of 20 wppm B and 14% Ni [2]

EFPY (Effective Full Power Year)이며 2017년 8월 기준으로 흡집부(핵연료하단 1 feet(0.3m))의 속중성자 누적 Fluence는 앞서의 Fig. 5에 따라 대략 $4.44 \times 10^{17} \text{ n/cm}^2$ 정도로 평가되었다. 아울러 제12주기가 설계대로 운전 이 종료된 것으로 보면 제12주기말(2018.8) 전출력운전 연수는 14.4 EFPY를 기록했을 것이며 이 때 흡집부의 속중성자 누적 Fluence는 대략 $4.9 \times 10^{17} \text{ n/cm}^2$ 정도로 평가되었다.

위 언급에서는 흡집부 위치를 핵연료 하단으로부터 1 피트(0.3 m)를 가정하여 수행하였고, 그 결과 2017년 11 주기말 기준, $4.44 \times 10^{17} \text{ n/cm}^2$ 으로 평가되었으며, 40년 설계수명말의 경우 80% 이용율(32EFPY) 및 85% 이용율(34EFPY)일 때 각각 $1.10 \times 10^{18} \text{ n/cm}^2$ 및 $1.17 \times 10^{18} \text{ n/cm}^2$ 으로 평가한 바 있다. 조사량은 핵연료와의 거리에 민감하므로 손상부의 위치에 대한 정보를 더 세밀히 반영할 필요가 있다. 흡집부의 위치가 보수적 관점에서 핵연료 하단으로부터 1.1 미터만큼 떨어져 있음이 확인됨에 따라 속중성자 조사량에 대한 재평가를 수행했다.

흡집부 위치는 핵연료 하단으로부터 1.1 미터로서 핵연료 중앙으로부터는 약 3미터 떨어진 곳으로 정의하고 재 평가하였다. 이 위치의 중성자 flux($E>1\text{MeV}$)는 보수적으로도 $1.10 \times 10^7 \text{ n/cm}^2/\text{s}$ 정도이며, 이는 핵연료 중앙 위치와 비교하여 대략 1/1200 수준이다. 이를 바탕으로 11주기말과 수명말 조사량을 예측하면 아래의 Table 1과 같다. 따라서 평가 대상위치를 핵연료 하단으로부터 1.1 미터로 고려한 평가인 아래의 결과를 손상부위의 누적 조사량으로 보아야 할 것이다.

11주기말(2017.2) 출력 실적값에 기본적인 흡집부의 속중성자 누적 Fluence는 대략 $4.10 \times 10^{15} \text{ n/cm}^2$ 정도이다. 앞에서 계산한 바와 같이, 이 발전소의 제12주기(2018년) 이후 가동년수 증가에 따른 흡집부 속중성자 조사량 증가는 계산시점까지의 운전이력과 이용률을 기반으로 평가할 수 있다. 이는 제1주기부터 제12주기까지의 흡집부 평균 속중성자 flux ($E>1 \text{ MeV}$)는 보수적으로도 Flux $1.0 \times 10^7 \text{ n/cm}^2/\text{s}$ 를 가정하여 수명말까지 누적 조

사량을 예측하는 것이다. 이 때 설계수명 40년에 해당하는 전출력운전 연수는 80% 이용률일 때 32 EFPY, 85% 이용률일 때 34 EFPY가 되며 이를 바탕으로 수명말(40년운전, 2042년)까지 예측된 조사량은 32 EFPY에는 흡집부 조사량은 $1.01 \times 10^{16} \text{ n/cm}^2$ 이며, 34 EFPY에는 $1.07 \times 10^{16} \text{ n/cm}^2$ 로 계산하였다.

이와 같은 He 발생에 기여하는 Ni의 영향과 손상부위의 조사량 평가 결과를 볼 때 40년운전(85% 이용률로 가정할 경우 34 EFPY) 시점에 흡집부 조사량은 $1.07 \times 10^{16} \text{ n/cm}^2$ 에 불과할 것이므로 Ni도금층에서 He이 발생할 가능성은 없다고 판단된다. 그러나 이러한 계산도 Ni 도금층이 운전초기인 2002년부터 설치된 경우라고 가정한 경우로서 보수 시점으로 예상되는 2022년 이후(여기서는 11주기 운전말의 조사량 값 $4.10 \times 10^{15} \text{ n/cm}^2$ 을 초기값으로 적용)에 그 Ni도금층이 중성자에 노출되어 He을 발생시킬 가능성을 평가하는 것이 옳은 판단일 것이므로 아래와 같이 다시 계산하고 그 결과를 Table 1에 정리한 것이다. 손상부위치 핵연료 하단 1.1 m 고려시의 He 발생량은 극히 미미하므로 별도의 그래프로 표시하지는 않았다.

경우 1: 40년 운전 시점의 Ni도금층의 누적조사량: 80%출력운전 가정 32 EFPY 시점에 해당하며 그때의 누적조사량($1.01 \times 10^{16} \text{ n/cm}^2$) - 11주기말(2017.2)시점의 조사량($4.1 \times 10^{15} \text{ n/cm}^2$) = $6.0 \times 10^{15} \text{ n/cm}^2$

경우 2: 40년 운전 시점의 Ni도금층의 누적조사량: 85%출력운전 가정 34 EFPY 시점에 해당하며 그때의 누적조사량($1.07 \times 10^{16} \text{ n/cm}^2$) - 11주기말(2017.2)시점의 조사량($4.10 \times 10^{15} \text{ n/cm}^2$) = $6.6 \times 10^{15} \text{ n/cm}^2$

위의 계산 결과에 따라 도금 보수를 수행(2022년으로 고려)하고 40년(2042년) 설계수명기간인 34 EFPY에서 흡집부 조사량은 위의 경우 2에 해당하는 $6.6 \times 10^{15} \text{ n/cm}^2$ 로 정의하였다. Ni에 의해 He 발생이 가능한 $5 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ 의 1/106 수준에 불과하여 40년운전(2042년, 34 EFPY)의 경우에도 Ni도금층에서 He이 발생할 가능성은 없다고 판단된다.

보수한 Ni도금층에서 향후 운전시에 He이 발생할 가

Table 1. Radiation fluence on the damaged area of the Plant A (1.1 m away from the fuel bottom)

핵주기	시기	조사량($E>1 \text{ MeV, n/cm}^2$)
제 11주기말	2017년 2월(1)	4.10×10^{15}
	40년 수명말(2042년, 32EFPY)(2)	1.01×10^{16}
	40년 수명말(2042년, 32EFPY)(3)	1.07×10^{16}
도금층 생성(2022)후 20년 추가운전(2042년, 80% 운전(32EFPY))(2-1)		6.0×10^{15}
도금층 생성(2022)후 20년 추가운전(2042년, 85% 운전(32EFPY))(3-1)		6.6×10^{15}
He발생 임계치[1](4)		5.1×10^{21}

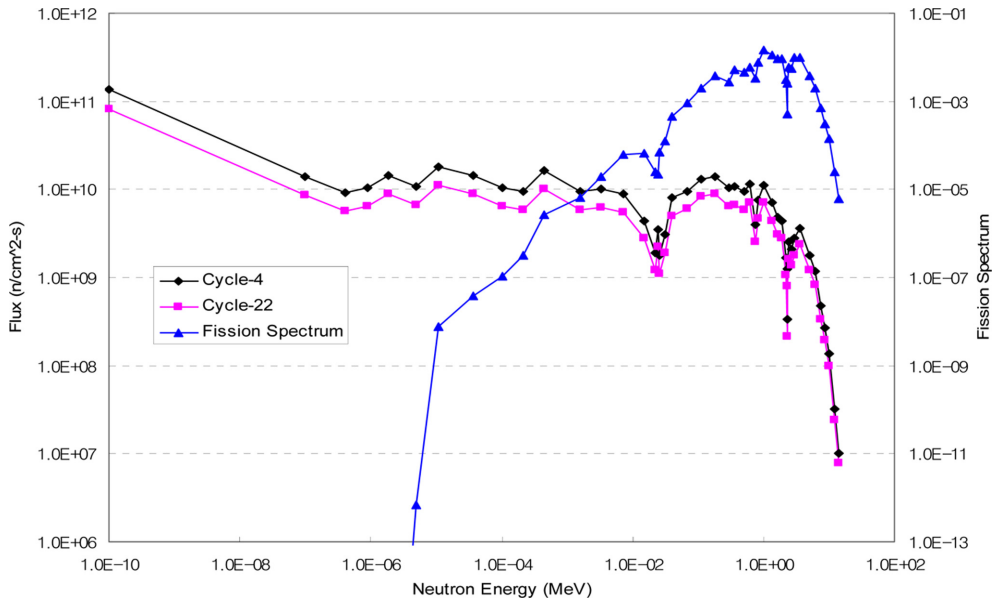


Fig. 8 Typical neutron spectrum at 4th, 22nd fuel cycle of the plant

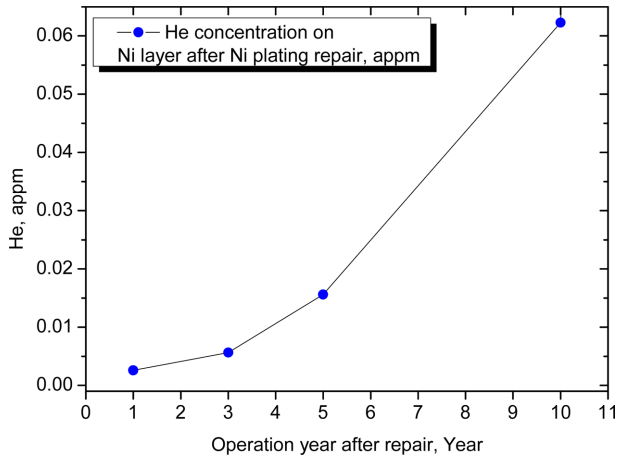


Fig. 9. He generation evaluation for 10 years after Ni plating at the plant

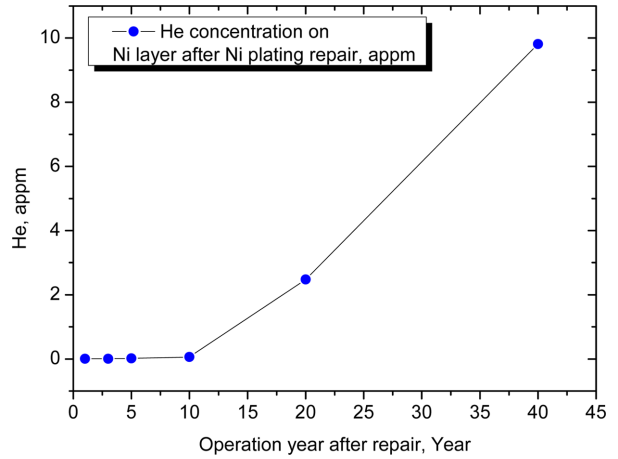


Fig. 10. He generation evaluation for 40 years after Ni plating at the plant

능성에 대한 평가는 1 eV 이하 에너지의 thermal neutron (열중성자)의 영향을 고려하여야 한다. 그 이유는 Fig. 7에서 보듯이 1 eV 이하의 열 중성자에너지에 영역에서 B transmutation에 의한 He 발생이 지배적이며 Ni에 의한 He 발생 반응도 열 중성자의 영향이 훨씬 크기 때문이다 [4]. 이러한 배경으로 thermal neutron (< 1 eV) 영역에 노출될 Ni 도금층에서의 He 발생량을 검토하였다. 분석대상 발전소의 4주기와 22주기의 대표적인 중성자 스펙트럼은 아래 Fig. 8과 같다.

이 자료에서 1 eV 이하 에너지대의 Flux를 찾고 아래의 계산식에 대입하면 열중성자에 의한 Ni재료에서의 He발생량을 예측할 수 있다.

Fig. 9는 Ni도금 후 추가가동 10년 동안의 He발생량

계산 자료이다. 10년이 경과하더라도 He은 약 0.06 appm 정도가 발생할 수준으로 어떤 고려도 하지 않고 일반적인 용접보수를 추가할 수 있는 수준 [2]인 0.1 appm 이 하이다. 보수 후 40년 동안의 He발생량을 살펴보면 Fig. 10과 같다. 40년이 경과하면(가동초기부터 기산하면 약 60년 시점) 9.8 appm의 He이 발생할 수 있어 다소 높은 수치이나 용접보수를 추가할 수 있는 범위안(0.1 ~ 10 appm)에 있다. 만일 이 Ni 도금 보수층 위에 추가의 용접보수를 하게되는 경우라도 LBW (Laser Beam Welding)등 낮은 입열량의 용접보수는 가능 [2]할 것이다. 그러나 Ni 도금층의 특성상 도금층의 품질에 문제가 발생한 것으로 판단되면 그 부위를 벗겨내고 새로운 도금층을 생성하는 것이 유리할 것으로 판단된다.

4. 결론

1. 원자로용기 클래드 흠집부 속중성자($E > 1 \text{ MeV}$) 조사량(Fluence)은 원자로 중앙위치(Beltline) 내벽면 속중성자 조사량의 8~9% 수준이다.

2. 원자로용기 클래드 흠집부 속중성자 조사량은 제 11주기말 (2017년 2월) 기준 $4.4 \times 10^{17} \text{ n/cm}^2$ 이며, 제 12주기 운전 중이었던 2017년 8월 기준으로 $4.5 \times 10^{17} \text{ n/cm}^2$ 로 평가되었고, 제 12주기 종료 시점인 2018년 8월에는 $4.9 \times 10^{17} \text{ n/cm}^2$ 로 평가되었다.

3. 60년 수명을 가정할 때 클래드 흠집부 속중성자 조사량은 48 EFPY에서 $1.66 \times 10^{18} \text{ n/cm}^2$ 이며, 51 EFPY에서 $1.76 \times 10^{18} \text{ n/cm}^2$ 로 예상된다.

4. 도금 보수를 2019년에 수행(당초 보수계획에 따라) 했던 것으로 가정할 때 40년(2042년) 설계수명기간인 34 EFPY에서 그 Ni도금 보수부위의 조사량은 $6.8 \times 10^{17} \text{ n/cm}^2$ 로 평가되었다. 또한 60년(2062년) 운전을 가정할 때, 전출력운전 년수로는 51 EFPY (85% 이용률)가 되며, 이 때 예상되는 그 Ni도금 보수부위의 속중성자 Fluence는 $1.27 \times 10^{18} \text{ n/cm}^2$ 로 평가되었으므로 Ni에 의해 He 발생이 가능한 $5 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ 의 1/1000 수준에 불과하여 60년운전(2062년, 51 EFPY)의 경우에도 Ni도금층에서 He이 발생할 가능성은 없다고 판단된다.

5. Ni금속으로 부터의 He발생에 큰 영향을 미치는 열중성자의 영향을 살펴본 결과 10년이 경과하더라도 He은 약 0.06 appm 정도가 발생할 수준으로 어떤 고려도 하지 않고 일반적인 용접보수를 추가할 수 있는 수준인 0.1 appm 이하이다. 보수 후 40년이 경과하면 9.8 appm의 He이 발생할 수 있어 다소 높은 수치이나 용접보수를 추가할 수 있는 범위안(0.1~10 appm)에 있다. 만일

이 Ni 도금 보수층 위에 추가의 용접보수를 하게되는 경우라도 LBW (Laser Beam welding)등 낮은 입열량의 용접보수는 가능할 것이다.

감사의 글

이 논문은 2021년도 과학기술정보통신부의 재원으로 한국연구재단의 지원(2021M2E4A1037979, 고리 1호기 1차계통 압력경계 재료 실증체계 구축)으로 수행되었습니다.

References

1. Min Su Kim, Seong Sik Hwang, Dong Jin Kim, and Dong Bok Lee, Variables of Electrolytic Nickel Plating for RPV Cladding Repair, *Corrosion Science and Technology*, **18**, 148 (2019). Doi: <https://doi.org/10.14773/cst.2019.18.4.148>
2. Wayne Lunceford, Nathan Palm, Eric Willis, Jonathan Tatman and Steven McCracken, *Proceedings of the ASME 2016 Pressure Vessels and Piping Conference PVP 2016 July 17-21, Vancouver, Canada, (2016)*
3. R. K. Disney, LTR-REA-00-637, *Release of SYNTHESIS 1.0*, August 8 (2000)
4. M. Griffiths, G.A. Bickel, S.A. Donohue, P. Feenstra, C.D. Judge, D. Poff, L. Walters, M.D. Wright L. Greenwood and F.A. Garner, *Proceedings of 16th Environmental Degradation on Materials in Nuclear Power Systems-Water reactors*, 'Degradation of Ni-alloy Components in CANDU Reactor Cores' Aug. 11~15, Asheville, NC, USA (2013).