

고리 1호기 수명 연장을 위한 압력용기 중성자 조사량 감소방안

서보균, 신창호, 김종경
한양대학교

요 약

원자로 압력용기의 건전성은 원전의 수명과 직결되며, 압력용기는 운전기간동안 중성자의 조사에 의해 재료의 성질이 저하된다. 중성자 조사량 감소방안을 도출하기 위해 MCNP 코드를 이용, 고리 1호기 14주기 원자로심을 3차원으로 모델링하고, 원자로심 핵연료집합체를 제외한 주변구조물에 새로운 추가차폐체를 설치하여 조사량 감소에 효과가 있는 위치를 찾고, 여러 재료의 차폐 성능도 평가하였다. 분석결과, Ta 패드를 이용한 설계안의 경우에 압력용기 용접부위에서 약 32% 정도의 속중성자 조사량 감소가 있음을 확인하였다.

1. 서 론

국내 최초의 상업용 원자로인 고리 1호기는 설계수명이 30년으로 현재 약 10년 정도의 잔여 수명만을 남기고 있다. 원자력 발전소는 신규 건설의 막대한 투자뿐만 아니라 설계수명을 다하여 폐로 시에도 엄청난 비용이 투입되기 때문에, 한전을 비롯한 국내 여러 분야에서는 고리 1호기를 대상으로 수명관리 기술 개발과 노화방지 방안에 대한 연구가 순차적으로 진행 중에 있다. 원전의 수명을 좌우하는 주요기 중 가장 핵심은 원자로 압력용기로 고온 고압하에서 지속적인 중성자의 충돌로 취화현상이 야기되어 압력용기 재료의 강도 및 경도가 증가하고 연성 및 인성의 감소 등으로 기계적 특성이 저하하게 된다. 현재 압력용기 중성자 조사량을 감소시키기 위해 저누설장전방식은 이미 상용로에서 적용중이며, 모조 핵연료집합체 및 중성자 흡수체의 삽입 등의 노심관리 방안, 열차폐체 개선이나 중성자 패드의 설치를 통한 차폐 등의 취화현상을 완화시키는 방안 등이 연구되고 있으며⁽¹⁾, 또한 이미 취화현상이 진행된 경우에도 압력용기 재료의 기계적 물성치 회복을 위한 열풀림 등이 고려되고 있다⁽²⁾. 따라서 본 연구에서는 고리 1호기 원자로심을 몬테칼로 방법을 통해 정밀하게 3차원으로 모델링하고 압력용기 내벽에서의 중성자 조사량을 정확히 평가한 후 원자로심 주변 구조물에 새로운 중성자 차폐체를 추가설치하여 조사량을 감소시킬 수 있는 방안에 대해 검토하였다.

2. MCNP 모델링

현재 원자로 내부에서의 중성자속 계산에는 중성자 수송방정식을 수치해법으로 하는 결정론적 방법인 각분할법을 주로 사용하고 있는 데, 각분할법은 한번 계산으로 모든 위치의 중성자속을 제공하는 장점이 있지

만 기하학적 모델링의 한계, 핵단면적과 선원항의 균정수화 등에서 발생하는 불확실성을 가지고 있다. 이러한 문제점을 극복하기 위해 연속에너지에 대한 핵반응단면적을 사용할 수 있으며 원자로 내부 구조물을 3차원으로 정밀하게 모델링할 수 있는 몬테칼로 방법이 시도되고 있으며⁽³⁴⁾, 본 연구에서도 몬테칼로 방법을 이용하는 MCNP4A⁽⁵⁾ 코드를 통해 추가차폐체 설치전후의 압력용기에서의 중성자 조사량을 평가하였다.

고리 1호기 원자로심은 121개의 핵연료집합체로 구성되어 있으며, 하나의 핵연료집합체는 14×14 격자형의 핵연료봉 179개, 안내관 16개, 그리고 노내계측관 1개로 이루어져 있다⁽⁶⁾. 원자로심의 모델링은 전체를 그대로 모사한다는 것은 불필요하므로 대칭성을 이용하여 원주방향으로 1/8 부분을, 축방향으로는 1/2 부분을 모델링하였으며 그림 1에 나타내었다. 고리 1호기 14주기 핵연료 장전모형에 따라 핵연료봉, 가연성독봉, 제어봉관, 기기관 등을 실제 치수대로 묘사하고 핵연료집합체 격자에 채워 넣어 핵연료집합체를 구성하였으며, 핵연료 장전모형에 따라 노심을 구성하였다⁽⁷⁾. 핵연료의 외곽에는 Baffle, Barrel, Bypass, Thermal Shield, Downcomer, Vessel 순으로 외곽 구조물을 실제와 동일하게 묘사하였다. 제어봉은 정상운전시 모두 인출된 상태로 냉각수가 차 있다고 가정하였으며, 노심내 냉각수의 온도는 평균온도로 가정하였다. 원자로는 운전중 고온이므로 온도의 영향을 반영하여 ENDF/B-VI로부터 재생산한 핵단면자료집을 사용하였다⁽⁸⁾.

MCNP 모델링의 타당성을 검증하기 위해 고리 1호기 14주기 초기노심에서의 임계도 계산을 KCODE를 사용하여 수행하였으며 그 결과 실제 노심과 거의 동일함을 확인하였다. 임계도 계산결과에서 각각의 핵연료봉마다 축방향으로 4개의 영역에서의 상대적 핵연료봉출력분포를 추출한 후 고리 1호기 원자로심의 출력 1723.5 MWt을 고려해서 구한 노심내의 총 중성자수를 곱해 중성자 선원항을 구하였으며, 계산된 중성자 선원항을 다시 MCNP 고정선원문제의 입력값으로 사용하여 노심내에서의 중성자 플루언스를 계산하였다. 1 MeV 이하의 중성자에 의한 조사취화는 원자로 가동중 운전온도에서 열플럼에 의해 저절로 회복되므로⁽⁹⁾ 1 MeV 이상의 속중성자의 플루언스만 계산하였다.

3. 추가차폐체의 설치

Baffle 밖의 원자로심 외곽 구조물에는 앞에서 언급했듯이 Barrel, Bypass, Thermal Shield, Downcomer, Vessel 등이 있다. Downcomer에는 원자로 가동중 압력용기의 재질의 특성을 검사하기 위해 원자로 운전초기에 압력용기강과 같은 제조과정을 거친 시편이 감시샘술에 삽입되어 부착되어 있다. 원자로 압력용기는 SA508 C1.2 단조강으로 제작된 것으로 노심대 상부와 하부에 용접선이 있으며, 용접재는 Linde 80 Flux와 Mn-Mo-Ni filler wire이다⁽⁶⁾. 속중성자에 의한 재료의 취화현상은 구리/니켈의 함유량이 많으면 증가하는 경향이 있는데, 압력용기강의 구리/니켈의 함유량은 0.07%/0.73%이고 용접재는 0.29%/0.68%로 용접재가 압력용기강에 비해 더욱 취약한 것으로 나타났다. 그러므로 중성자 플루언스가 상대적으로 많은 원주방향(Azimuthal Angle)으로 0~15° 부위, 그리고 용접부위 주변의 조사량 감소에 초점을 맞추었다.

압력용기 중성자 조사량 감소를 위해 추가차폐체를 설치할 수 있는 공간은 크게 Baffle과 Barrel사이, Barrel과 Thermal Shield 사이(Bypass), Thermal Shield와 Vessel 사이(Downcomer)로 나눌 수 있으며 이 공간은 냉각수로 차 있다. 추가차폐체는 봉집합체 형태와 패드 형태로 설치했으며, 봉집합체의 경우 속이 찬 단일봉집합체 형태와 핵연료가 빠진 연료봉처럼 속이 빈 봉집합체 형태로 설치하였다. 또한, 패드의 경우 한 장의 단일패드 형태와 물과 차폐체가 일정두께로 반복되는 반복패드 형태로 설치하였다. 추가차폐체를 설치한 위치, 형태, 재질 그리고 세부설계내용에 대해 요약하면 다음과 같다.

추가차폐체의 위치		형태	재질	세부설계내용
Baffle-Barrel 사이	Baffle 바깥면에 밀착	단일패드	SS-304 Tantalum Graphite	1.5~3cm 두께로 Baffle과 나란히 밀착 설치
	Baffle과 Barrel 사이 공간	단일봉	SS-304 Titanium Tantalum Zircaloy-4 Borated SS	단일봉을 집합체형태로 설치 봉 반지름 0.44cm
		연료봉		연료봉과 같은 규격으로 설치 내부에 Polyethylene을 삽입한 경우와 내부 가 비어 냉각수가 들어가 있는 형태로 설치 두께를 1~4mm까지 변화
Barrel 안쪽면에 밀착	단일패드	1~2.5cm 두께로 설치		
	반복패드	0.4cm 3장을 몰과 반복해서 설치 0.2cm 패드를 4,5장으로 늘려서 설치		
Bypass	Barrel 바깥면에 밀착	단일패드	Tantalum	1.9cm 두께로 설치 (Bypass의 전체두께 3.8cm)
	Thermal Shield 안쪽면에 밀착	단일패드		1.9cm 두께로 설치
Downcomer	Thermal Shield 바깥면에 밀착	단일패드		1.8cm 두께로 설치 (감시시편의 위치로 두께제한)
	Thermal Shield- Vessel 사이 공간	단일패드	SS-304 Titanium Tantalum Zircaloy-4 Litium-6 Borated SS	2cm 두께로 위치를 변화시키며 설치
		반복패드		2cm 두께로 위치를 변화시키며 설치 0.4cm 3장을 몰과 반복해서 설치 0.2cm 패드를 4,5장으로 늘려서 설치
	Vessel 안쪽면에 밀착	단일패드		1~5cm 두께로 설치
반복패드		0.4cm 3장을 몰과 반복해서 설치 0.2cm 패드를 4,5장으로 늘려서 설치		

압력용기에서 중성자 조사에 가장 취약한 용접부위와 가장 조사량이 많은 0~15 ° 부위의 조사량 감소가 설계수명 연장과 직결되므로, 패드 설치의 경우 동일한 효과를 나타낸다면 노심 전체에 설치하는 것 보다 해당 부분에만 설치하는 것이 경제성 측면에서나 설치의 간편함을 위해서 권장된다. 그러므로 전체설치로 효과가 있는 설계안의 경우 부분설치로 그 효과를 다시 평가하였다.

4. 계산결과

추가차폐체 설치위치는 원자로심 내부로 들어갈수록 더욱 조사량 감소에 효과가 있었으며, Downcomer에 설치하는 경우는 오히려 기존 노심보다 좋지 않은 결과를 나타내었다. 또한 동일한 위치, 두께의 차폐체의 경우도 구조물의 바깥쪽에 밀착시키는 경우가 안쪽에 밀착시키는 경우보다 효과가 뛰어났다. Bypass 내의 차폐체의 경우를 예로 들면, Barrel 바깥면의 단일패드가 Thermal Shield 안쪽면의 단일패드보다 더 효과가 뛰어난 것으로 나타났다.

봉집합체 형태의 경우 단일봉보다는 속이 빈 연료봉 형태가 효과가 있었으며, 노심 내부의 높은 온도 때문에 봉 내부에 Polyethylene을 삽입하고 밀봉한 형태의 경우는 아무런 영향도 못 미치는 것으로 판단되었다. Baffle-Barrel 사이에 봉집합체 형태의 차폐체 삽입후 압력용기 용접부위에서의 중성자 플루언스 계산결과중

두께가 2mm, 4mm의 속이 빈 Tantalum 재질의 봉집합체가 가장 감소효과가 좋았으며, 그 결과를 SS-304, Tantalum 봉집합체에 Polyethylene을 삽입한 경우와 같이 그림 2에 나타내었다.

추가차폐체에 사용한 재질은 중성자 차폐체/반사체에 효과가 있다는 여러 물질⁽¹⁰⁾을 사용해 보았으나, SS-304와 Tantalum을 제외한 다른 물질은 별다른 효과를 나타내지 못했다. 그 물질은 특정에너지 영역에서만 효과가 있기 때문에 원자로 내부와 같은 연속 스펙트럼의 중성자 차폐에는 효과가 없는 것으로 판단된다. SS-304를 패드로 사용하는 경우 같은 위치에서 같은 두께의 단일패드보다는 반복패드가 좋은 결과를 나타내었으며, Tantalum의 경우는 반대의 결과를 나타내었다. 용접부위만 가리기 위해 압력용기 용접선 아래위로 5cm의 단일패드를 설치한 경우는 아무런 효과도 없었으며, 0~15 °의 조사량이 많은 부분만 전체로 설치한 경우는 어느 정도의 감소효과가 있었다. 속중성자 감소에 효과가 나타난 결과를 요약하면 다음과 같다.

- ① Baffle 바깥면에 2.9cm의 SS-304, Ta 단일패드를 밀착시켜 전체설치(전체면)한 경우
- ② Barrel 안쪽면에 SS-304, Ta 반복패드를 밀착시켜 3장 전체설치한 경우
- ③ Barrel 안쪽면에 Ta 2.5cm 단일패드를 밀착시켜 부분설치(0~15 °)한 경우
- ④ Baffle-Barrel 사이에 두께 2mm, 4mm의 Ta 봉집합체를 설치한 경우
- ⑤ Baffle 바깥면, Barrel 바깥면에 Ta 단일패드를 각각 두께 1.43cm, 1.9cm로 부분설치한 경우
- ⑥ Baffle 바깥면, Barrel 바깥면, 그리고 Thermal Shield 바깥면에 Ta 단일패드를 각각 두께 1.43cm, 1.9cm, 1.8cm로 부분설치한 경우

기존노심의 용접부위 중성자 플루언스와 비교해서 경우①은 그림 3에, 경우②는 그림 4에, 경우③은 그림 5에, 경우⑤와 ⑥은 그림 6에 각각 나타내었으며, 경우④는 위의 그림 2에서 다른 결과와 함께 나타내었기에 생략한다.

5. 결론 및 향후 연구계획

본 연구에서는 고리 1호기 14주기 원자로 압력용기 내벽에서의 중성자 조사량을 감소시키기 위한 여러 방법 중 원자로심 외곽 구조물에 새로운 추가차폐체를 설치한 후 압력용기에서의 중성자 조사량을 계산하였다. 앞서 보여주었던 여러 가지 추가차폐체 설계안중 압력용기 용접부위의 플루언스를 가장 많이 감소시키는 경우⑥의 결과를 분석해보면 기존노심과 비교해서 약 32% 가량의 조사량 감소가 있는 것을 확인하였다.

향후 연구에서는 압력용기 주변 구조물 추가차폐체 설계와 병행하여 원자로 압력용기 중성자 조사의 가장 큰 선원인 노심 외곽 핵연료집합체의 구성을 변경함으로써 좀더 나은 결과를 얻을 수 있을 것으로 기대된다.

감사의 글 : 본 연구는 한국전력공사의 지원에 의해 기초전력공학공동연구소 원자력안전연구센터의 주관으로 수행되었음.

참 고 문 헌

1. "Investigating the Flux-Reduction Option in Reactor-Vessel Integrity," EPRI NP-3110-SR, 1983.

2. 박진석 외 "원자로 압력용기 열플림에 따른 회복량 예측," 한국원자력학회 '97추계논문집, 1997.
3. John C. Wagner, et al., "Monte Carlo Transport Calculations and Analysis for Reactor Pressure Vessel Neutron Fluence," Nuclear Technology, 1996.
4. P.G Laky and N. Tsoulfanidis, "Neutron Fluence at the Pressure Vessel of a Pressurized Water Reactor Determined by the MCNP Code," Nucl. Sci. Eng., 1995
5. "RSIC Computer Code Collection : MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4A," LA-12625, Los Alamos National Laboratory, 1993.
6. Korea Electric Power Corporation, "Final Safety Anysis Report, Kori Unit 1"
7. 김종경 외, "원자로 압력용기의 수명연장을 위한 중성자 조사량 감소방안 연구," EESRI 96-중-3, 기초전력공학공동연구소, 1997.
8. 김종오, "몬테칼로 모사에 의한 원자로 압력용기의 중성자 플루언스 평가," 박사학위 논문, 한양대학교, 1997.
9. Nuclear Regulatory Commission, "Fracture Toughness Requirements for Light Water Reactor Pressure Vessels," 10 CFR Part 50, 1994.
10. Noriyoshi Nakanishi, et al., "Calculated Shielding Characteristics of Eight Materials for Neutrons and Secondary Photons Produced by Monoenergetic Source Neutrons with Energies less than 400 MeV," Nuclear Technology, 1995.

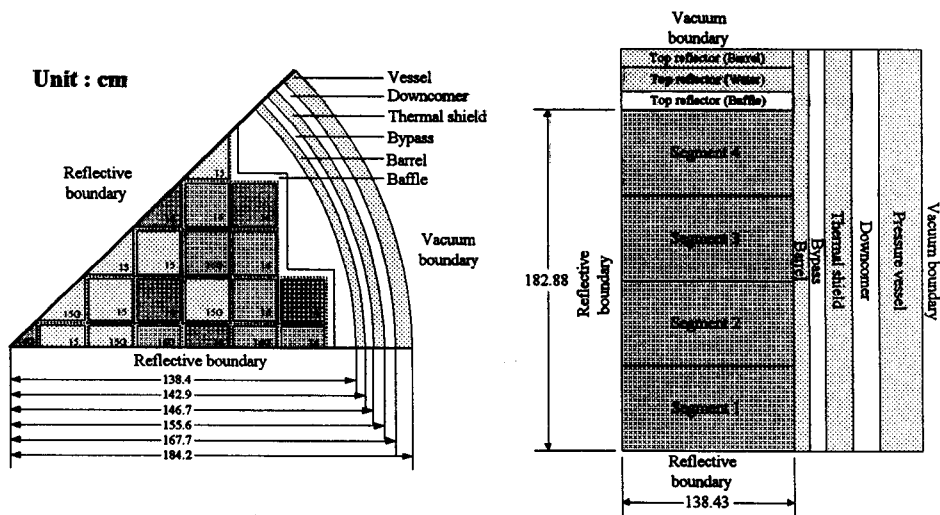


그림 1 고리 1호기 원자로심의 원주방향 / 축방향 MCNP 모델링

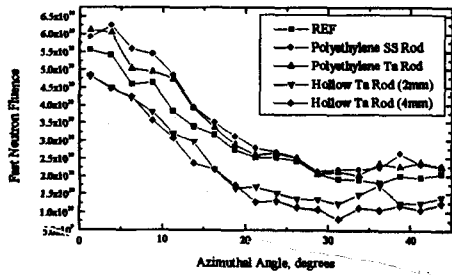


그림 2 봉집합체 형태의 차폐체 설치시 결과

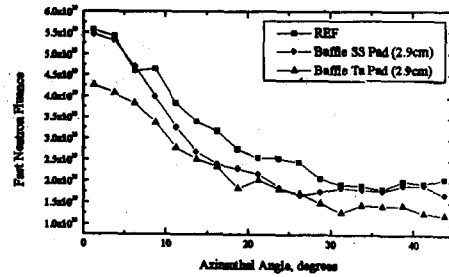


그림 3 Baffle 바깥면에 SS-304/Ta 단일패드를 설치시 결과

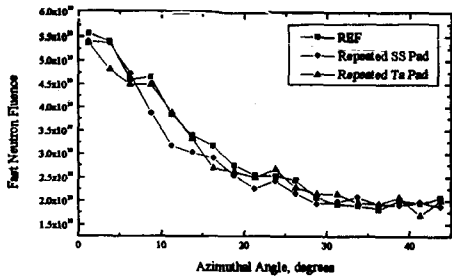


그림 4 Barrel 안쪽면에 SS-304/Ta 반복패드를 설치시 결과

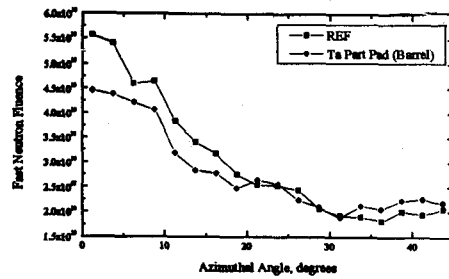


그림 5 Barrel 안쪽면에 Ta 단일패드를 부분 설치시 결과

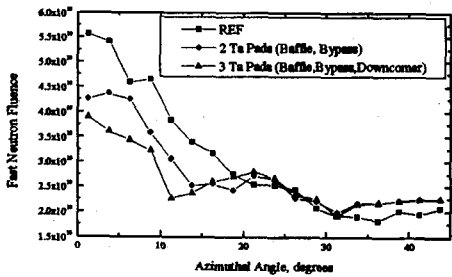


그림 6 Ta 단일패드 여러장을 부분설치시의 결과