

## 해석적방법에 의한 작업자선량 평가

### Assessment of ORE Dose Using Analytical Method

조성환\*, 이재성\*, 임우상\*  
이여종\*\*

\* 한국전력공사 전력연구원  
대전광역시 유성구 문지동 103-16

\*\* 한국전력기술(주)  
경기도 용인시 구성읍 마북리 360-9

#### 요약

원자력발전소의 방사선방호설계 목적은 원자력발전소의 운전으로 인한 작업자집단선량(이하 작업자선량이라 함) 및 일반대중선량을 사회적, 경제적 측면을 고려하여 합리적으로 가능한 낮게(ALARA : As Low As Reasonably Achievable) 유지하는 것이다. 원자력발전소의 작업자선량을 ALARA로 유지하기 위해서는 설계단계에서부터 ALARA개념을 적용하는 것이 중요하며, ALARA설계의 적절성은 작업자선량의 평가를 통하여 입증한다.

기존의 작업자선량 평가방법은 운전중인 유사노형원전의 주요 작업별 작업자피폭자료를 통계처리한 후 해당원전의 설계개선에 의한 선량저감효과를 공학적 판단으로 평가하여 작업자선량을 예측하였다. 그러나 이러한 방법은 발전소의 설계특성에 따른 작업자선량을 종합적으로 평가하기에 한계가 있으므로 계통내 방사선원, 작업구역내 방사선량을, 작업별 방사선량을 해석적인 방법을 이용하여 평가하는 작업자선량 평가방법을 개발하였다.

#### Abstracts

Nuclear power plant should be designed to keep Occupational Radiation Exposure(ORE) dose As Low As Reasonably Achievable (ALARA). Therefore the design performance from the viewpoint of ALARA can be evaluated through ORE dose assessment. Previously, ORE dose was estimated by statistical processing of ORE experiences in operating plants and engineering judgement of ORE dose reduction effect from design improvement. Even though the previous ORE dose assessment was simple and reflected operating experience, it is impossible to assess the whole ALARA design performance in design phase quantitatively and to estimate ORE dose from radiation work classified in detail. This paper is to introduce analytical method for ORE dose assessment by which radiation source terms of systems, radiation levels of working areas, and ORE dose of workers are evaluated.

## 1. 개요

원자력발전소의 방사선방호설계 목적은 원자력발전소의 운전으로 인한 작업자집단선량(이하 작업자선량이라 함) 및 일반대중선량을 사회적, 경제적 측면을 고려하여 합리적으로 가능한 낮게(ALARA : As Low As Reasonably Achievable) 유지하는 것이다. 특히 원자력발전소의 작업자선량을 ALARA로 유지하기 위해서는 설계단계에서부터 ALARA개념을 적용하는 것이 중요하며, ALARA설계의 적절성은 작업자선량의 평가를 통하여 입증한다. 현재 원자력발전소의 방사선방호 설계기준이 되고 있는 개정 10CFR20[1]과 국제방사선방호위원회(ICRP)가 발표한 방사선방호에 대한 최신 권고안인 ICRP-60[2]에 따르면 원전 작업자의 연간 피폭선량을 내부피폭선량과 외부피폭선량의 합으로 규제하고 있다. 국내 규제기관에서도 국내 방사선방호 관련 규정에 신권고안을 반영하기 위한 작업을 하고 있으며, 현재 건설중인 국내원전(영광 5,6호기 및 울진 5,6호기)에서도 이에 대비한 설계를 하고 있다.

기존의 작업자선량 평가방법은 그림 1에서 보듯이 운전중인 유사노형원전의 주요 작업별 작업자피폭자료를 통계처리한 후 해당원전의 설계개선에 의한 선량저감효과를 공학적 판단으로 평가하여 작업자선량을 예측하였다.

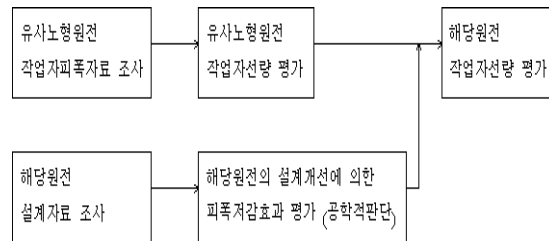


그림 1. 기존원전 작업자선량 평가방법

이와같이, 기존의 평가방법이 공학적판단에 의해 이루어지고 있어 보다 상세한 정량적인 평가가 요구되고 있으며, 개정 또는 개정추진중인 방사선방호 규정에 따라 내부피폭을 고려한 작업자선량 평가의 필요성이 대두되었다.

국내신형원전 설계에서는 ALARA설계를 강화하여 설계기본요건으로 작업자선량목표치 1 man-Sv/yr를 설정하였으며 작업자선량 저감을 위하여 System80+에 적용된 많은 설계개선방안(표 1.참조)을 도입하고 있다. 따라서 국내신형원전 설계에서는 새로운 작업자선량 평가방법을 통하여 설계기본요건의 만족여부를 평가하고, ALARA설계의 적절성 검증이 필요 하다[3]. 이를 위하여 그림 2와 같은 해석적 방법에 의한 작업자선량 평가 방법을 국내신형원전 작업자선량 평가방법에 도입하였으며 이는 크게 방사선원 평가, 방사선량을 평가, 작업자선량 평가, 설계개선방안 도출로 구분된다.

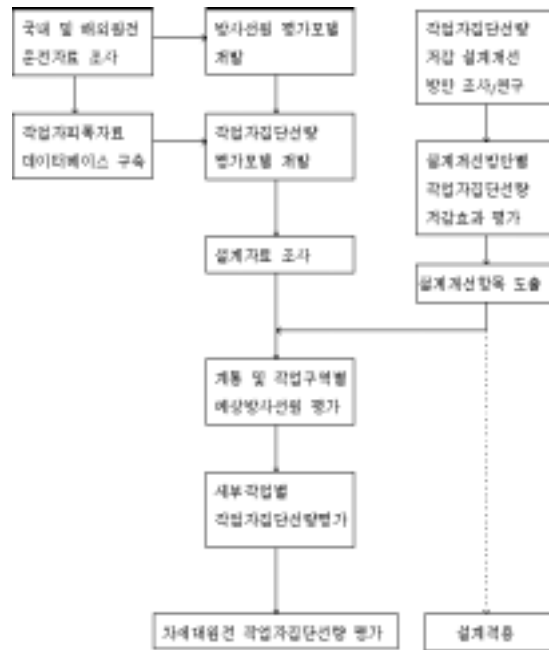


그림 2. 해석적방법에 의한 작업자선량 평가방법 (국내신형원전)

## 2. 방사선원 평가

원자력발전소에서 방사성물질의 이동경로는 그림 3과 같고, 작업자 피폭경로에 따라 방사선원은 방사화부식생성물, 핵분열생성물, 공기중방사성물질로 구분된다. 각각에 대한 거동 및 평가방법은 다음과 같다.

### 2.1 방사화부식생성물 평가

방사화부식생성물은 일차냉각계통 기기나 배관의 부식으로 노심에 유입된 부식생성물이 중성자에 조사되어 생성되며 생성된 부식생성물은 일차냉각계통 배관이나 증기발생기 내부표면에 재침적되어 일차냉각계통을 오염시키거나 기타 연계계통으로 이송, 확산되어 전 계통을 오염시킨다. 원자력발전소에서 생성되는 주요 방사화부식생성물의 특성은 표 2와 같고, 각종 재질별 부식생성물 생성원의 함유량은 표 3과 같으며, 기존원전 및 국내신형원전의 일차냉각재와 접하는 부분의 재질특성은 표 4와 같다.

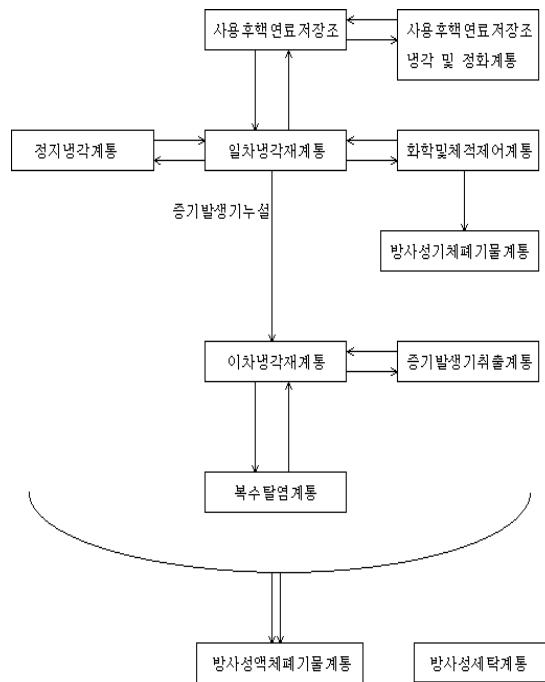


그림 3. 원자력발전소에서 방사성물질 이동경로

방사화부식생성물중에서는 Co-58과 Co-60이 중요하다. Co-60은 Co-59가 중성자를 흡수하여 발생하는 것으로 장기적으로 방사선준위에 미치는 영향이 가장 크며, Co-59는 주로 밸브 등에 Hard-facing 재질로 사용되는 Stellite에서 방출된다. Co-58은 증기발생기 세관재질인 Inconel-600이나 Inconel-690에 포함된 Nickel이 부식후 중성자에 의해 방사화되어 생성된다.

기구나 배관표면에 형성된 부식층은 내부피막(Inner Layer)과 외부피막(Outer Layer)으로 구성되며 내부피막의 성분은 Cr-Ni-Fe이 조합된 Spinel로서 화학적으로 매우 안정하나, 외부피막은 Ni-Ferrite 성분으로 화학적으로 불안정하다. 따라서 일차냉각계통의 수화학적처리는 정상운전중에는 재질의 부식 억제에, 정지중에는 정상운전중 형성된 외부피막의 제거에 초점을 맞추어 수행된다[5].

방사화부식생성물은 일차냉각계통 구성기기의 재질이나 운전조건에 매우 민감하며, 거동이 복잡하다. 현재 일차냉각계통내 방사화부식생성물의 거동분석을 위한 전산프로그램으로는 CRUDSIM (MIT), ACE (Mitsubishi), PACTOLE (Framatome), CORA-II (EPRI) 등이 있으며, 국내에도 COTRAN (KAIST) 전산프로그램이 있으나, 현재까지도 계속해서 수정, 보완하여 개발중인 상태이다.

따라서, 본 논문에서는 단순화된 방사화부식생성물 평가방법을 이용하여 국내신형원전의 방사화부식생성물을 평가하며 평가방법은 다음과 같다.

#### 1) 일차냉각계통 방사화부식생성물 평가

- (1) 일차냉각계통내 방사화부식생성물의 농도(C<sub>i</sub>)는 방사화부식생성물의 생성율(P<sub>i</sub>)과 방사성붕괴, 여과, 침적에 의한 제거율(R<sub>i</sub>)을 이용하여 다음과 같이 표시된다.

$$\frac{dC_i}{dt} = P_i - R_i$$

여기서 방사화부식생성물의 생성율은 부식에 의해 노심으로 유입되는 부식생성물이 중성자조사에 의해 방사화되는 양을 의미하며, 상기식을 이용하여 핵종별 농도를 계산한다. 노심으로

유입되는 부식생성물의 양은 일차냉각재와 접하는 기기들의 재질성분을 이용하여 계산한다.  
 (2) (1)항에서 계산된 농도를 기준원전에서의 측정치를 이용하여 보정하며 이때 기준핵종으로는 Fe-59를 이용한다.

2) 기기나 배관표면내 방사화부식생성물 누적방사능(A<sub>i</sub>)은 침적에 의한 방사능 증가율과 방사성붕괴 및 부식에 의한 방사능 감소율로 평가한다.

$$\frac{dA_i}{dt} = \delta \cdot C_i - \epsilon_i \cdot A_i$$

여기서, δ는 냉각재내 방사화부식생성물이 기기나 배관표면으로의 침적속도를 나타내며, ε은 방사성붕괴 및 배관표면 재질의 부식율을 의미한다. 상기식에서 δ와 ε은 기준원전의 방사능측정자료 및 일차냉각계통 주요기기의 표면방사선량율을 이용하여 계산한다.

3) 기타 계통내 방사화부식생성물 농도는 핵분열생성물과 동일한 방법으로 평가한다.

## 2.2 핵분열생성물 평가

핵분열생성물의 대부분은 핵연료봉내에 존재하나 일부는 핵연료봉과 피복관사이의 간극으로 이동하며, 핵연료피복관에 결함이 있는 경우 핵연료봉내의 일부 핵분열생성물은 결함을 통해 일차냉각계통의 냉각재로 누설되어 일차냉각계통과 연관된 계통(화학및체적제어계통, 정지냉각계통, 사용후연료저장조 냉각및정화계통 등)을 오염시킨다. 증기발생기 세관이 건전한 경우에는 방사성물질이 일차냉각계통과 연관된 계통내에만 존재하나 증기발생기 세관에 결함이 있는 경우 핵분열생성물이 포함된 원자로냉각재가 이차냉각계통으로 유출되어 이차냉각계통 및 연관계통(증기발생기취출계통, 응축수탈염계통 등)을 오염시킨다. 현재 계통오염의 주 원인인 핵연료피복관이나 증기발생기 세관의 결함율은 성능 개선에 의해 계속해서 낮아지고 있다.

핵분열생성물은 방사화부식생성물과 달리 기기나 배관에 누적되는 효과는 없으며 불활성기체를 제외한 핵종들은 이온형태로 냉각재내에 용해되어 존재하므로 여러형태의 탈염기(이온교환기)를 통하여 제거되며 제거되지 않은 핵종들은 액체 혹은 기체의 형태로 환경으로 방출된다. 방사성계통에서의 방사능농도는 계통의 운전모드에 따라 다르므로 실제 값을 예측하기에는 많은 어려움이 있다. 따라서 본 논문에서는 정상운전하는 발전소의 경우를 가정하여 정상운전시 및 정상정지시의 방사선원을 다음과 같이 평가한다.

1) 일차냉각계통내 핵분열생성물 농도 평가

- NUREG-0017[6]에 제시된 참조원전의 설계변수와 국내신형원전 설계변수(출력(P), 일차냉각재량(W), 일차냉각계통 방사성핵종 제거율(R), 핵연료손상율(α) 및 방사성붕괴율(λ<sub>i</sub>)을 이용하여 보정계수(f<sub>i</sub>)를 계산한다.

$$f_i = \frac{P/W}{P_r/W_r} \cdot \frac{R_r + \lambda_i}{R + \lambda_i} \cdot \frac{\alpha(\%)}{0.12(\%)}$$

- 보정계수와 참조원전의 일차냉각재내 방사선원(C<sub>ri</sub>)을 이용하여 국내신형원전 일차냉각재내 방사선원(C<sub>i</sub>)을 계산한다.

$$C_i = f_i \cdot C_{ri}$$

2) 기타계통 및 방사성기기내 핵분열생성물 평가

- 기타 방사능오염 가능성이 있는 계통의 핵분열생성물은 일차냉각계통으로부터의 유입량과 각 계통의 운전모드 및 계통내의 필터나 이온교환기 등에 의한 제거율을 고려하여 평가한다.
- 정지시의 핵분열생성물 방사선원은 정상운전중 방사선원에 정지후 시간에 따른 방사성붕괴효과를 고려하여 평가한다.
- 방사성기기내 핵분열생성물은 해당계통내 핵분열생성물의 농도와 기기의 체적을 이용하여 계산하며, 이온교환기(핵분열생성물)나 여과기(방사화부식생성물)내의 방사선원계산 시에는 이온교환수지나 여과기 카트리지에 누적된 방사능을 추가로 계산한다.

2.3 공기중 방사능농도 평가

공기중 방사선원은 기체 및 액체형태의 유체가 기기로부터 누설되는 것으로 기인한다. 기기내 유체가 기체인 경우 누설된 기체는 전량이 작업구역내 공기중으로 확산되는 것으로 가정하며, 기기내 유체가 액체인 경우 누설된 액체는 기화 및 증발효과에 의하여 공기중으로 확산되나, 증발효과에 의한 것은 무시한다. 단, 핵연료건물의 공기중방사능농도 계산시에는 사용후연료저장조 냉각재의 증발효과를 고려하여 증발율을 기기로부터의 누설율로 가정하여 공기중 방사능농도를 계산한다. 정상운전시 작업구역내 공기중 방사능농도( $C_i$ )는 평형상태를 가정하고 기기로부터 누설되는 유체내 방사능농도( $C_{ip}$ ), 누설율( $L_p$ ), 핵종별 분리계수( $P_{ip}$ ), 작업구역 환기율( $F$ ), 작업구역체적( $V$ )를 이용하여 다음과 같이 계산한다.

$$C_i = \frac{\sum L_p C_{ip} P_{ip}}{\lambda_i V + F}$$

3. 작업자선량 평가

작업자선량은 그림 4.에서 보듯이 외부피폭선량과 내부피폭선량으로 나누어서 평가한다. 외부피폭선량은 방사능을 포함하고 있거나 방사능에 오염된 기기나 배관으로부터 직접 피폭되는 직접피폭선량(Direct Dose)과 불활성기체나 기타 핵종으로 오염된 공기중방사능구역에 출입함으로써 피폭되는 잠김피폭선량(Immersion Dose)으로 구분된다. 또한 내부피폭선량은 공기중의 방사성요오드나 기타 핵종을 호흡함으로써 방사성핵종이 인체내의 특정 장기에 누적됨으로서 장기가 피폭되는 피폭선량을 의미한다. 따라서 전체작업자피폭선량은 내부피폭선량과 외부피폭선량을 합한 값이 되며 각각의 작업자 피폭선량 평가방법은 다음과 같다.

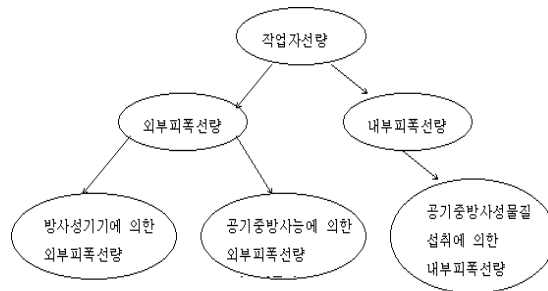


그림 4. 작업자선량 구성

### 3.1 외부피폭선량 평가

ICRP-26[7]이 발표된 이후 외부피폭선량 평가에 있어서도 유효선량당량의 개념이 도입되었으며 이를 근거로 ANSI/ANS-6.1.1(1991)[8]을 통하여 새로운 선량환산인자가 제시되었다. 국내신형원전 3단계 1차평가지에는 이를 이용하여 작업자 집단선량을 평가하였으나 본 논문에서는 외부피폭선량 평가에 있어서 ICRP-74(1997)에 제시된 선량환산인자를 적용하였다. 외부피폭선량(ED)은 작업인력(MH), 작업구역내 외부피폭선량을(DR), 외부피폭선량에 대한 방사선방호계수(ERF)를 이용하여 다음과 같이 계산한다.

$$ED = MH \cdot DR \cdot (1/ERF)$$

#### 1) 직접피폭선량

직접피폭선량은 기기나 배관의 유체내 방사성물질에 의한 선량과 기기나 배관 내부표면에 침적된 방사화생성물에 의한 선량으로 구분된다. 유체내 방사성물질에 의한 방사선량 계산시에는 원통형 방사선원에 의한 기기외부의 작업자에 대한 방사선량으로부터 계산한다(그림 5(A) 참조). 반면에 방사화부식생성물에 의한 방사선량 계산시에는 방사화부식생성물이 기기내부 중심축상에 존재하는 선형방사선원으로 가정하여 기기외부의 작업자에 대한 방사선량으로부터 계산한다(그림 5(B) 참조). 방사선량은 4.3절에서 계산된 방사선원과 Point Kernel Method를 이용한 ISOSHLD 전산프로그램으로 계산한다.

#### 2) 잠김피폭선량

잠김피폭선량은 작업자가 불활성기체나 기타 휘발성이 강한 핵종으로 오염된 공기중방사능구역에 출입함으로써 방사선에 피폭되는 것을 의미한다. 이때 방사선원은 작업자를 둘러싸고 있는 오염공기이다. 잠김선량을 평가시에는 작업구역을 원통형으로 가정하여 앞장에서 평가된 공기중방사능농도를 이용하여 평가한다(그림 5(C) 참조).

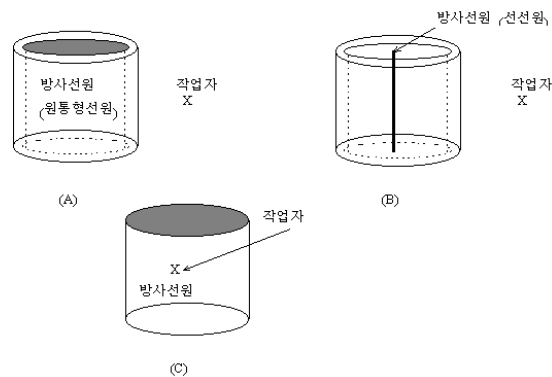


그림 5. 외부피폭선량 평가모델

#### 3) 특수작업으로 인한 외부피폭선량

증기발생기 수실내에서의 작업으로 인한 피폭선량은 상기에 기술된 계산모델과 또 다른 모델을 요구한다. 즉 증기발생기 수실내에서 작업으로 인한 피폭은 수실내벽에 침적된 방사화부식생성물에 의해서 발생하며 전체 작업자피폭선량중 매우 많은 부분을 차지하므로 증기발생기 수실 내에서의 작업으로 인한 피폭선량을 정확히 평가하는 것이 전체 작업자선량을 평가하는데 매우 중요하다. 그러나

ISOSHLD 전산코드에서는 이를 평가하기 위한 적절한 계산모델을 제공하지 않으므로 점선원모델을 이용하여 선량율을 계산한 후 수실내벽을 동일한 체적의 구형으로 가정하고 구의 표면적을 점선원으로 계산된 선량율에 곱하여 계산한다.

핵연료교체작업등 격납건물내에서 핵연료로부터의 직접선량은 원자로내부표면에 침적된 방사화부식생성물과 핵연료내의 핵분열생성물 및 방사화부식생성물에 의해서 발생하나, 방사화부식생성물의 방사능은 핵분열생성물의 방사능보다 매우 낮으므로 주로 핵연료내의 핵분열생성물에 의해 발생한다. 따라서 핵연료에 의한 직접선량 계산시에 방사화부식생성물에 의한 직접선량은 무시한다. 핵연료에 의한 직접선량 계산과정은 다음과 같다.

- 단위 핵연료당 연소도에 따른 핵연료내 핵종재고량 계산 (ORIGEN2 전산코드 사용)
- 핵연료와 작업자사이의 차폐체 재질 및 두께 결정
- 핵연료집합체 또는 노심을 원통형구조로 가정
- 핵연료집합체 및 노심에 의한 방사선량율 및 작업자선량 계산

#### 4. 평가결과

앞서 기술된 바와 같이 해석적 방법을 이용하여 국내신형원전의 작업자선량을 평가하였다. 국내신형원전 설계특성은 다음과 같이 가정하였다.

- 일차측 냉각재와 직접적으로 접하는 기기 및 배관재질의 코발트 함량은 0.02w/o 이하로 제한 (일반적으로 SS-304의 경우 코발트함량은 0.08 w/o 임)
- 증기발생기 튜브의 코발트 함량은 0.015 w/o 이하로 제한 (Inconel-600에서 불순물로 함유되는 코발트는 0.03 w/o 임)
- 증기발생기 튜브재질로 부식이 적은 Inconel-690 사용
- 운전 중 일차냉각재의 pH를 6.9-7.4로 유지
- 증기발생기 보수/점검 작업시 자동화기구나 로봇이용
- 화학제염이 가능하도록 설계하여 전체 계통 제염이 가능하도록 설계
- 사용후연료저장조는 고압제염수나 제거가능한 코팅제의 사용으로 제염이 가능하도록 설계
- 기타 국내신형원전 설계특성 (계통 용량, 유량, 환기율, 작업구역 체적 등)

기타 작업자선량 평가를 위한 가정사항은 다음과 같다.

- 상업운전 5년후의 작업자선량 평가
- 운전주기는 18개월 가정
- 핵연료 재장전기간은 60일 가정
- 정상운전중 작업자 외부피폭선량은 재장전기간중 작업자 외부피폭선량의 25% 적용
- 작업별 외부피폭에 대한 방사선방호인자는 고리 3,4 호기 운전자료의 1/2 정도로 가정
- 작업별 투입인력은 고리 3,4 호기 운전자료 이용

해석적방법에 의한 작업자선량 평가과정에서는 방사선원, 방사선량율, 피폭선량등을 모두 해석적인 방법으로 평가하므로 각각의 계산결과가 존재하나 본 논문에서는 작업자선량의 평가결과만을 기술하였다. 특히 상대적인 ALARA설계 특성을 비교하기 위하여 CE형 원전의 설계와 국내신형원전 설계의 작업자선량을 평가/비교하였다.

외부피폭선량 평가결과는 표 5와 같다. CE형원전 및 국내신형원전의 계획예방정비 기간중 외부피폭에 의한 작업자선량은 각각 113.2 man-rem 및 99.7 man-rem 으로 평가되었다. 방사화부식생성물에 의한 외부피폭선량만을 비교할 때 국내신형원전은 기존원전의 55% 이므로 재질개선에 의한 피폭저감효과가 매우 큼을 알 수 있다.



## 5. 결론

본 논문에서는 설계개선사항 및 방사선작업방법 개선사항을 세밀하게 모델링하여 반영할 수 있으며 계산결과를 수치적으로 제시할 수 있는 “해석적 방법을 이용한 작업자선량 평가방법”을 제시 하였다. 이 방법을 사용하여 국내신형원전의 설계사항과 CE형 원전설계사항의 작업자선량을 평가 해본 결과 국내신형원전의 설계는 작업자집단선량을 CE형 원전설계의 88% 수준으로 줄일 수 있을 것으로 예측되었다. 또한 작업자선량 평가에 있어서 기존의 공학적판단에 의한 평가방법 대신에 해석적인 방법을 적용함으로써 보다 체계적이고 종합적으로 ALARA설계의 적절성을 평가할 수 있을 것으로 판단 되었다. 이와 같은 해석적인 방법을 이용한 작업자선량 평가에는 여러 단계의 계산과정에서 보수적인 가정이 도입될 가능성이 있고, 작업환경을 정확히 모사하기에는 어려움이 있으나 계산모델의 개선 등을 통하여 현실적인 평가결과의 도출이 가능할 것이다. 특히, 노형이 다른 발전소(예를 들면, 웨스팅하우스형 원전, 한국형 표준원전, 국내신형원전)의 작업자선량을 평가, 상호비교함으로써 각 노형별 ALARA설계의 장단점을 도출할 수 있으며, 이를 설계개선에 반영할 수도 있을 것이다.

## 7. 참고문헌

- [1] 10CFR20, "Standards for Protection against Radiation", 개정판, 1994.
- [2] ICRP, ICRP Publication 60, "1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection", 1991.
- [3] 한국전력공사/한국전력기술(주), 차세대원자로기술개발(II), N-001-END495-003, "차세대원전 작업자선량 평가보고서", Rev.0, 1998. 7. 30.
- [4] 한국전력공사, “원자력발전소 방사선관리연보”, 1989~1995.
- [5] EPRI, EPRI TR-105714, "PWR Primary Water Chemistry Guidelines : Revision 3", November 1995.
- [6] NRC, NUREG-0017, "Calculation of Releases of Radioactive Materials in Gaseous and Liquid Effluents from PWRs", Rev.1, April 1985.
- [7] ICRP, ICRP Publication 26, "Recommendations of the International Commission on Radiological Protection", 1977.
- [8] American Nuclear Society, ANSI/ANS-6.1.1, "Neutron and Gamma-ray Fluence-to-Dose Factors", 1991.

표 1. 작업자선량 저감을 위한 설계개선사항

항 목	설 계 내 용
1. 방사선원	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ 핵연료성능을 향상시켜 핵연료손상율을 0.1% 이하로 유지</li> <li>○ 방사화부식생성물 저감               <ul style="list-style-type: none"> <li>- 일차냉각재와 접하는 재질의 Co 성분을 0.05wt% 이하로 설계</li> <li>- RCP 베어링의 안티몬(Sb)성분을 최소로 설계</li> <li>- 증기발생기 전열관 제작시 열처리를 통하여 SCC를 최소화</li> <li>- 증기발생기 전열관의 Co 함량을 0.015wt% 이하로 유지</li> </ul> </li> </ul>
2. 기기설계	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ RCP 설계               <ul style="list-style-type: none"> <li>- Catridge 형의 RCP Seal 사용</li> <li>- RCP 주위에 유지, 보수용 영구발판 설치</li> </ul> </li> <li>○ S/G 설계               <ul style="list-style-type: none"> <li>- 검사 및 보수시 로봇을 사용할 수 있도록 설계</li> <li>- 유지, 보수용 공간, 영구발판, Hand Holes, 출입구설치 및 제거가능한 단열재 설치</li> </ul> </li> <li>○ 압력용기 배기               <ul style="list-style-type: none"> <li>- 압력용기 상부에 배기관을 설치하여 압력용기내의 핵분열생성기체를 원자로 배수탱크로 배기하여 압력용기 상부 개폐시 작업자피폭 저감</li> </ul> </li> <li>○ 방사선구역에서 유압식 Snubber 대신에 기계식 Snubber 설치</li> <li>○ Slurry 배관계통은 원격으로 역세척이 가능하도록 설계</li> <li>○ 기기 등의 일반배치시 선량저감효과 고려</li> </ul>

표 2. 주요 방사화부식생성물의 특성

방사화부식 생성물	생성반응식	반응단면적 (barn) *	반감기	모핵종의 자연존재비 (%)	평균 $\gamma$ 에너지 (MeV)	주 생성원
Na-24	Na-23(n, $\gamma$ )Na-24	0.049	15 hr	100	1.54	냉각재내 불순물
Cr-51	Cr-50(n, $\gamma$ )Cr-51	1.4	28 day	4.3	0.169	SS, Inconel
Mn-54	Fe-54(n,p)Mn-54	0.014	313 day	5.8	0.747	SS
Fe-55	Fe-54(n, $\gamma$ )Fe-55	0.2	2.6 yr	5.8	-	SS
Fe-59	Fe-58(n, $\gamma$ )Fe-59	0.11	45 day	0.33	0.028	SS
Co-58	Ni-58(n,p)Co-58	0.21	71 day	68	0.6536	SS, Inconel
Co-60	Co-59(n, $\gamma$ )Co-60	4.9	5.28 yr	100	1.205	Inconel, Stellite
Zr-95	Zr-94(n, $\gamma$ )Zr-95	0.019	65 day	17.4	0.767	Zircaloy
Sb-122	Sb-121(n, $\gamma$ )Sb-122	5.5	2.7 day	57.3	0.343	Seal, Bearing
Sb-124	Sb-123(n, $\gamma$ )Sb-124	3.3	60.2 day	42.7	0.805	Seal, Bearing
W-187	W-186(n, $\gamma$ )W-187	14.2	24 hr	28.6	0.310	Steel Carbides

\* ORIGEN2 전산프로그램에서 적용되는 유효중성자속에 대한 반응단면적임 ( $10^{-24}$  cm<sup>2</sup>).

표 3. 일차냉각계통 주요 재질의 구성물질 함량(%)

원 소 명	Zircaloy-4	Inconel-600	Inconel-690	Inconel-718	SS-304	SS-302
Fe	0.225	8.570	8.940	17.977	68.844	69.774
Cr	0.125	15.540	30.100	18.975	19.000	18.000
Ni	0.002	74.470	59.860	51.963	8.920	8.920
Mn	-	0.190	0.340	0.200	2.000	2.000
Si	-	0.160	0.230	0.200	1.000	1.000
Co	0.001	0.030	0.015	0.469	0.080	0.080
Zr	97.911	-	-	-	-	-
Sn	1.600	-	-	-	-	-
Mo	-	-	-	2.996	-	-
Nb	-	-	-	5.546	-	-
밀 도	6.50	8.50		7.90		

표 4. 일차냉각계통의 재질별 표면적 및 부식생성물 유입량

변 수 내 용	재 질	일차냉각재와 접하는 표면적 (in <sup>2</sup> )	
		기준원전	국내신형원전
노심 핵연료피복관 Guide Tube Core Support Barrel Core Shroud	Zircaloy-4	7.520E+06 1.684E+05 1.435E+05 3.289E+05	1.024E+07 2.145E+05 1.626E+05 3.742E+05
일차냉각계통 압력용기 가압기 증기발생기 세판 Hot Leg Cold Leg Surge Line 원자로냉각펌프	(주 1) (주 1) (주 2) (주 1) (주 1) SA-312 (주 1)	2.755E+05 1.025E+05 3.238E+07 4.547E+04 1.965E+05 2.765E+04 1.226E+05	3.209E+05 1.122E+05 4.497E+07 4.465E+04 1.969E+05 3.387E+04 1.235E+05
화학및체적제어계통 밸브	(주 3)	1268.65	1142.45
재질별 전체 표면적 (in <sup>2</sup> )	Zircaloy-4 Inc-600 또는 Inc-690 SS-304 Stellite-6 또는 (주 4) Low-Cobalt 재질	8.161E+06 3.238E+07 7.702E+05 1.268E+03	1.100E+07 4.497E+07 8.320E+05 1.142E+03
재질별 유입량 (mg/yr) (주 5)	Zircaloy-4 Inc-600 또는 Inc-690 SS-304 Stellite-6 또는 Low-Cobalt 재질	2.18E+05 5.08E+06 2.66E+05 2.79E+02	2.94E+05 3.53E+06 2.87E+05 2.51E+02

주 1) 기준원전의 경우 Austenitic SS 또는 NiCrFe Alloy, 국내신형원전의 경우 Low Cobalt 재질 (0.05 wt% 이하)

주 2) 기준원전의 경우 Inconel-600, 국내신형원전의 경우 Inconel-690

주 3) 기준원전의 경우 Stellite-6, 국내신형원전의 경우 Low Cobalt 재질 (0.015wt% 이하)

주 4) Stellite-6 또는 Low-Cobalt 재질의 표면적은 CVCS 계통 주배관(Letdown & Charging Line)에 설치된 밸브에서 Hardfacing 재질의 표면적임

주 5) PACTOLE 전산프로그램의 재질별 부식율 이용 (M. Metge, "Cobalt Sources in PWR Primary Systems - PACTOLE Prediction", Proceeding of Water Chemistry for Nuclear Reactor Systems 4, BNES, London, 1986. 참조)

표 5. 핵연료주기당(18 개월) 작업자선량 평가결과 비교

작업명	참조원전 작업자선량 (man-rem)			국내신형원전 작업자선량 (man-rem)		
	직접선량 (FP)	직접선량 (CD)	Total	직접선량 (FP)	직접선량 (CD)	Total
핵연료교체작업			49.1			64.2
노심	49.0	-		64.1	-	
재장전수	0.10	-		0.10	-	
증기발생기 Manway 작업			1.51			1.16
Manway Open	-	0.20		-	0.13	
Manway Close	-	1.31		-	1.03	
증기발생기 ECT 작업	-	3.41	3.41	-	2.69	2.69
증기발생기 Tube 작업	-	9.79	9.79	-	5.32	5.32
증기발생기 Nozzle Dam 작업	-	11.7	11.7	-	6.37	6.37
증기발생기 Lancing 작업	-	0.98	0.98	-	0.62	0.62
RCP 점검보수 작업	-	28.8	28.8	-	15.08	15.08
가압기 점검보수 작업	-	2.69	2.69	-	1.49	1.49
가동중검사	-	1.90	1.90	-	0.99	0.99
Snubber 점검보수 작업			0.99			0.55
S/G 주변	-	0.19		-	0.12	
RCP 주변	-	0.80		-	0.43	
밸브 점검보수 작업			2.25			1.22
RCS V/V (2")	-	0.24		-	0.13	
CV V/V (3")	-	0.001		-	0.0008	
SC V/V (8")	-	2.00		-	1.08	
펌프 점검보수 작업	-	0.0002	0.0002	-	0.0001	0.0001
필터교체 작업	-	0.007	0.007	-	0.004	0.004
계	49.1	64.1	113.2	64.2	35.5	99.7