

# 프랑스형 900 MWe PWR 에서 냉각재상실사고의 방사선학적 영향

문 광 남

한국에너지연구소

육 종 칠

한 양 대 학 교

=요 약=

우리나라에 현재 건설중인 원자력발전소 9/10호기와 동일형인 프랑스형 900 MWe PWR 에 대해 프랑스에서 TMI 사고이후 선원항을 보수적으로 설정한 RFS V.1.a 의 가정에 따라 LOCA 시의 핵분열생성물질방출분석과 그에 대한 파급효과를 평가 해석하였다.

방사능 환경방출에 의한 영향평가결과 주거제한구역경계(500 m)에서 전신의부피폭선량은 사고발생후 2시간 경과시 0.66 rem 이며 방사성 옥소의 방출에 의한 갑상선 피폭선량도 동일한 시간에서 유기성 옥소의 누출율이 10%일때 13.5 rem 으로 사고시 피폭선량 제한치이하임이 나타났다. 그러나 격납용기의부로 누출되는 방사성 옥소중 유기성 옥소의 누출율이 갑상선의 방사선피폭에서 중요한 역할을 하고있음이 나타났으며 그 누출율이 10%이상일 경우 주거제한구역경계에서 사고시 갑상선 피폭선량제한치를 초과할 수도 있다는 가능성을 보여주고 있다.

## I. 서 론

원자력발전의 기본 안전개념에는 원자력 관련시설 종사자나 인근 주민을 방사선 장해로부터 보호하기 위하여 원자력발전소를 설계·건설단계부터 발전소의 정상운전 및 사고시에 이르기까지 모든 개념을 포함하여 설정한 기준치 이하로 방사성물질의 방출을 제한하고 있다. 즉 사고시 환경으로 방사성물질의 방출과 확산에 따른 원자력 시설종사자 및 일반대중에 대한 방사선 피폭선량 평가는 안전성 평가에 있어서 매우 중요한 의미를 갖는다.

현재 PWR 발전소의 사고시 방사능 환경방출에 따른 영향평가에 적용하고 있는 TID-1484<sup>1)</sup>는 사고발생에 대해 "Maximum Credible Accident(MCA)" 개념을 도입하고 MCA 로서 대형파단 냉각재상실사고를 선정, 노심용융을 가정하여 핵연료내 핵분열생성물중 희유가스 100%, 옥소 50%, 고체핵종의 1%가 격납용기로 방출되는 것으로 가정하며 격납용기는 건전성을 유지

하여 핵분열생성물의 환경방출은 격납용기 누출율(1% 일)에 의하는 것으로 가정한 보수적인 평가였다.

1979년 TMI 사고이후 선원항(source term)에 대한 관심이 더욱 높아져 이에대한 연구가 활발하게 진행되었고 발전소 입지조건과 사고유형 및 사고 경위에 따른 평가(NUREG-0772<sup>2)</sup>, BMI-2104<sup>3)</sup>등)가 실시되고 있다. TMI 사고는 노심이 용융된 중대사고임에도 불구하고 핵분열생성물질의 환경방출이 그리 심각하게 나타나지 않아 과거 WASH-1400<sup>4)</sup>의 선원항평가가 매우 보수적임을 경험하게 되어 이에따라 선원항의 평가모델과 규제조건이 완화되는 방향으로 연구가 진행되고 있었다<sup>5)</sup>. 그러나 Chernobyl 사고<sup>6)</sup>에서 중대사고시 핵분열 생성물의 방출이 심각하게 나타났으며 이에따라 선원항을 완화하는 연구에 대해 재고하는 움직임이 나타나고 있다.

한편 TMI 사고이후 프랑스에서는 과거 DSN42규정<sup>7)</sup>에서 적용하고 있는 선원항을 더욱 보수적으로 변경하여 안전성 평가에 활용하고 있다<sup>8)</sup>.

본 연구에서는 원자력발전소의 사고등급 IV에 해당

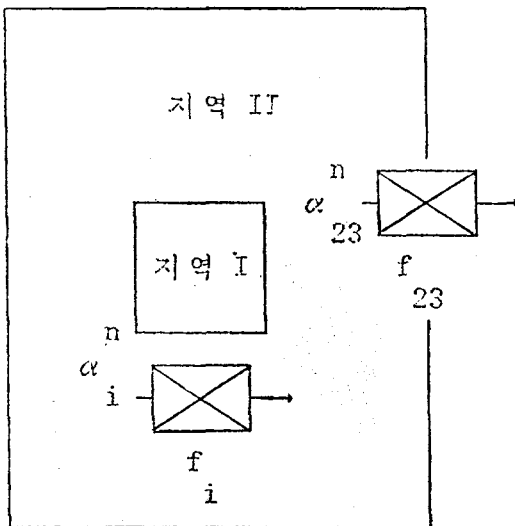
하는 1차 냉각재 상실사고(LOCA)를 중심으로 아직 법적인 효력은 없지만 프랑스가 TMI 사고이후 PWR 1300 MWe 급 발전소의 안전평가에 사용하고 있는 RFS V.1.a<sup>9)</sup>의 가정을 근거로 하여 현재 우리나라에 건설중인 프랑스형 PWR 900 MWe 급 원자력발전소 사고시의 방사능방출량과 이에따라 핵분열생성물의 대기확산에 기인한 방사능과급효과를 평가하고 프랑스의 사고시 원자력발전소의 안전성 평가에 활용하고 있는 규제한도와 비교평가하였다.

## II. 평가방법

### 1. 방사능 방출량 평가모델

원자력발전소의 사고시 격납용기 내부 및 외부로 방사능 방출량을 계산하기 위해 격납용기 설비구조를 단계방벽으로 구분하고 각 지역에서의 방사능 유출율 및 침전율을 시간에 따라 제시한다<sup>9)</sup>. 이를 위해 격납용기 내의 대기조건을 지역에 관계없이 동일하게 보며 방사능 침전은 시간에 따른 제거상수 형태로 주고 자핵종 및 부유물의 재침전은 무시한다. 그림 1에서와 같이 방사능 유출 모델을 설정하며 지역 I 은 방사능을 가지고 있는 1차계통, 지역 II 는 격납용기내부 그리고 지역 III 은 격납용기 외부로 한다. 그리고 방사능의 방출을 연속성으로 고려하여 방출에 따르는 시간을 n 등분하고 각 시간대에서의 방출율을 계산하기 위해 각 지역에서의 각 시간대에 대한 유출계수, 각 지역에서 외부로의 유출율, 각 지역에서의 trapping 이나 여과

### 지역 III



장치의 효율을 산정하였으며 이것을 근거로하여 시간대에서의 격납용기외부(그림 1에서의 지역 III)로 방사능 방출량을 산출하고 시간적분하여 총 방사능 방출량을 계산한다.

I단계 계산은 지역간의 단계적인 방사능 방출량을 시간의 함수로 구하고 최종적으로 지역 III 즉 격납용기외부로의 방사능 방출량을 구하며 이에대한 계산식은 식(1)이다.

$$A_{23}(t) = (\alpha_{23}^1 / f_{23}) (A_0 / \alpha^1) (1 - e^{-\alpha^1 t}) \quad (1)$$

$A_{23}(t)$ : 지역 II에서 지역 III으로 시간 t까지 유출된 총방사능량(Ci)

$A_0$ : 초기 방사능량(Ci)

$\alpha_{23}^1$ : 지역 II에서 III으로 방사능 유출계수

f: 정화나 여과장치의 효율

$$\alpha^1 = \lambda + \alpha_1^1 (1 - \frac{1}{f_1} + \alpha_{23}^1 + \lambda_2^1)$$

$\lambda$ : 붕괴상수

$\alpha_1^1$ : 첫번째 시간대에서의 내부 순환율

$\lambda_2^1$ : 지역 II에서 침적 또는 Aspersion에 의한 제거상수로 주어지며, 시간에 따른 제거상수는 참고문헌[9]에서 제시한 값을 이용하였다.

첫번째 시간대에서의 지역 III으로 유출되는 총방사능량을 구하게 되면 같은 방법으로 의해 n번째 시간대까지의 격납용기외부로의 총 방사능 유출량도 각 시간대에 따라 구해지며 n번째 시간대에 대한 계산식은 식(2)와 같다.

$$A_{23}(t) = (\alpha_{23}^n / f_{23}) (A V_2(t_{n-1}) / \alpha^n) V_2 (1 - e^{-\alpha^n t}) + A_{23}(t_{n-1}) \quad (2)$$

(주)

$\alpha_1^n$ : n번째 시간대 동안 내부순환율

$\alpha_{23}^n$ : n번째 시간대 동안 지역 II의 유출계수

$f_1, f_{23}$ : trapping 이나 여과장치의 효율

그림 1. 방사능 유출 모델.

여기서  $\alpha^n = \lambda + \alpha_1^n(1 - \frac{1}{f_1}) + \alpha_{23}^n + \Delta_2^n$ 이며,  $AV_2(t_{n-1})$  은 지역 II에서 시간대  $n-1$ 에서의 단위체적당 방사능량,  $V_2$ 는 지역 II의 체적,  $\theta$ 는 최종방출시점이다.

### 2. 방사능 방출결과 평가모델

모델설정에 적용된 주요 현상은 기체나 에어로졸 상태로 방출된 방사성 동위원소의 대기확산이며, 주요 파라미터로서 대기기상조건, 지표반사, 역전층영향, plume의 상승과 방사성운의 고갈 현상으로 자핵증생성에 의한 방사성동위원소의 축적과 함께 방사성붕괴, 방사능 집진 혹은 유실을 고려한다<sup>10)</sup>. 대기확산에는 확산 파라미터에 따른 여러 조건을 고려한 가우스 기준 확산공식과 bouffee 모델<sup>10)</sup>에 의해 이미 계산된 환경이동계수(CTA) 데이터를 선택적으로 택하여 처리할 수 있으며 가우스 기준확산공식은 식(3)과 같다.

$$dX(x, y, z, t) = \frac{q(t')dt}{(2\pi)^{3/2}\sigma_x\sigma_y\sigma_z} \exp\left[-\frac{\{x-\bar{u}(t-t')\}^2}{2\sigma_x^2} - \frac{y^2}{2\sigma_y^2} - \frac{z^2}{2\sigma_z^2}\right] \quad (3)$$

여기서  $X(x, y, z, t)$ : 방출점을 원점으로한 좌표( $x, y, z$ )에서 시간  $t$ 에서의 방사성 동위원소 대기중 농도(Ci/m<sup>3</sup>)

$q(t')$ : 방사성 동위원소의 방출율(Ci/sec)

$\sigma_x, \sigma_y, \sigma_z$ : 가우스분포에서의 편차이며  $\sigma_y, \sigma_z$ 는 실험치

$\bar{u}$ : 시간( $t-t'$ )에서의 평균 풍속(m/sec)

$t$ : 이동시간(sec)

또한 환경이동계수 데이터는 DSN에서 개발한 bouffee 모델에 의해 산정한 것으로서 방출원과 피폭점간에서 방출개시 시간( $t_0$ )과 종료시간( $t_f$ )사이에서 방출된 방사성동위원소의 총량과 plume 내의 이동시에 이동시간에서의 총 방사성동위원소농도의 비율로 정의되며 식(4)와 같다.

$$CTA(x, y, z) = \frac{\int_{t_0}^{t_f} X(x, y, z, t) dt}{\int_{t_0}^{t_f} q(t') dt'} \quad (4)$$

여기서  $X(x, y, z, t)$ 는 시간  $t$ 에서 피폭점에서 방사성동위원소의 대기중 농도로서 식(3)에서  $t'$ 에 대해 방출개시시간에서 종료시간까지 시간적분하여 구해진다.

또한 지표반사는 두가지 즉 plume 축과 plume의 대충평면에 대한 경우를 고려하며, 역전층에 의한 영향은 선택적으로 고려될 수 있는 특수 사항으로 취급한다.

개인 피폭선량 평가는 plume에 의한 피폭에 의하며 plume에 의한 외부피폭 및 호흡에 의한 내부피폭의

두경로에 의해 이루어진다. 피폭시간은 대기확산모델에 따라 거주지역 수직상에 있는 방사성운의 방출시간 대응한 이동시간 및 체류시간에 의해 결정되며 plume에 의한 피폭의 계산식은 plume에 의한 외부피폭과 내부피폭에 대해 각각 식(5), (6)과 같다.

$$D = f_{bp} \sum_i C_i f(Z_0, \bar{\sigma}) \frac{X}{Q}(x, 0, 0) Q_i(x) T(x) \quad (5)$$

여기서

$D$ : 바람이 들어가는 방향의 지표상에 위치한 개인의 피부 및 전신 피폭선량(rem)

$f_{bp}$ : 환경에 의한 차폐계수

$f(Z_0, \bar{\sigma})$ : 방출선원의 높이  $Z_0$  및  $\sigma_y, \sigma_z$ 에 의해 결정되는 plume의 크기에 따른 보정계수

$C_i$ : 선량변환계수(rem Ci<sup>-1</sup> sec<sup>-1</sup> m<sup>3</sup>)로서 각 동위원소의  $\tau$  및  $\beta$  스펙트럼에 의해 계산된다.

$\frac{X}{Q}(x, 0, 0)$ : 환경이동계수(sec m<sup>-3</sup>)로서 기후조건, 풍속, 역전층의 유무 및 방사능 방출속도에 종속된다.

$Q_i(x)$ :  $x$  축을 따라 이동하는 동위원소  $i$ 의 방사능량(Ci sec<sup>-1</sup>)

$T(x)$ : 피폭시간(sec)

$$D = f_{bi} \sum_i \beta C_i \frac{X}{Q}(x, 0, Z_0) Q_i(x) T(x) \quad (6)$$

여기서  $\beta$ : 호흡율(m<sup>3</sup> sec<sup>-1</sup>)

$f_{bi}$ : 생활습관에 의한 감쇄 계수

상술한 계산모델로써 방사능방출량은 ARAC 코드<sup>9)</sup>를, 방사선영향평가는 ALICE 코드<sup>10)</sup>를 조합사용하여 평가 해석하였다.

### III. 평가가정

실제기준 LOCA 시 방사선 영향분석을 위해 선원항 가정은 RFS V.l.a Niveau 1<sup>8)</sup>에서 제시한 값을 인용하였으며 계산을 위해 사용된 주요 입력치는 표 1과 같다.

사고발생 이전에 핵연료는 균질하게 연소되었고, 최대출력에서 정상운전상태일 때 1차 냉각수의 I-131의 등가방사능을 1 Ci/t로 제한한다고 가정하였으며 로심 열출력은 장기간 운전상태에서 최대허용출력(900MWe; 2905 MWt)을 산정하였다.

사고발생후에는 모든 핵연료봉(100%)이 파열하여 핵분열생성물질을 방출한다는 보수적인 가정을 채택하고 이 때의 핵연료 조사시간산정은 핵연료 교체주기가 끝날 무렵에서 로심의 1/3씩 각각 조사시간을 1년, 2년, 3년으로 나누어 연소된 것으로 가정하였다.

1차 냉각재내의 핵분열생성물질의 방출은 다음과 같은 조건에 의해 가정되었다. 즉 1350°C 이상에서 핵분열생성물질의 방출은 과열온도와 시간에 의해 촉진되며 시간의 제곱근정도로 증가하고 또한 약 100°C 증가함에 따라 거의 배가 된다. 이에 의해서 희유가스와 옥소의 총 방출비율은 온도영역에 따라 변하며 그 윗은 25~90% 사이이다<sup>11,12)</sup>. 그러나 옥소 및 희유가스의 방출에 대한 불확실성이 1200°C 이상의 중간정도의 온도에서 발생하는 사고에 있어서 비교적 중요하게 나타나므로 FLASH-TMI 프로그램은 1200~1800°C 내에서의 방출 비율을 밝혀려고 계산했으며<sup>13)</sup> 이러한 사항들에 따라 핵연료내의 희유가스중 50%, 옥소중 10%가 방출되는 것으로 가정하였다.

1차 냉각재에 방출된 희유가스 대부분은 내부격납용기의 대기중에 방출하게되나 방출된 옥소의 10%는 격납용기 살수계통에 의해 제거되지 않는데 이것은 격납용기내에서 형성될 수 있는 유기성 옥소들이다<sup>13)</sup>. 그리고 나머지 분자형태의 옥소는 살수에 의해 제거되며 평형상태가 되면 격납용기 공기중의 분자형태 옥소의 양은 격납용기내에 방출된 옥소의 10<sup>-8</sup> 정도일 것으로 예상되지만 1차계통 냉각수와 격납용기의 내부구조물벽에 대한 옥소의 파지력은 고려하지 않는다<sup>13)</sup>. 결론적으로 핵연료내의 총방사능량에 대한 격납용기내부의 옥소와 희유가스의 방출비율을 계산하면 다음과 같다.

희유가스 : 0.5

분자 옥소 : 4.5 × 10<sup>-4</sup>

유기성 옥소 : 5 × 10<sup>-2</sup>

격납용기의 외부 총누출율은 환경에의 직접누출 즉 인접한 건물의 관통부와 같은 곳에서 누출에 의하며 사고시 침투온도와 침투압력하에서 격납용기내 총 기체량의 0.3%/일이 외부환경으로 누출되는 것으로 정하였다<sup>10)</sup>. 이런 조건하에서 NIKURADZE 공식에 의해 중대사고후 시간의 변화에 따른 외부로 방사성물질의 방출을 고려하였다<sup>14)</sup>.

환경으로 방출된 핵분열생성물에 대해 방사능붕괴 및 침전은 고려하지 않았다. 또한 방사선 파급효과 평가시에 방사성 물질 방출에 의한 방사선 피폭형태와 실제 환경 및 기상조건에 대해서는 특정 원자로부지에 적합한 특성을 고려하지 않았다. 총 직접 감상선 및 전신 피폭선량은 격납용기에서 대기로 직접 누설에 기인하는 것으로 하며, 환경으로 방사능방출경로는 지표방출로 하고 반무한구름 모형으로 고려하였다. 또한 구름내 방사성물질의 농도는 균질하게 분포되고 저인구분포지역의 각각 평가위치에서 최대인 지표 중심선으

표 1. LOCA 시 적용가정

구 분	적용가정
출 령	105% Pn*
격납용기내 방사능 방출량 / 핵연료의 총방사능량	희유가스 : 0.5 Iodine : 0.5
격납용기내 Iodine의 화학적 형태 / 격납용기내 Iodine 방출량	유기성 : 0.1 분 자 : 0.9
살수에 의한 Iodine 감소계수	분 자 : 1000 유기성 : 1
격납용기 누출율**	0.3%/일
격납용기내 trapping	없음
격납용기체적	50400 m <sup>3</sup>

\*Pn : 정격출력

\*\* : 침투압력시

로 동일하게 가정하였다.

#### IV. 결과 및 토의

##### 1. 방사능 환경방출량 평가

핵연료내의 방사성 핵종에 대한 방사능량은 프랑스의 표준로형인 PWR 900 MWe의 안전성보고서<sup>11)</sup>에 근거하였다. ARAC 코드<sup>9)</sup>를 이용하여 방사능의 환경방출량을 계산하였으며 결과를 표 2, 표 3에 나타내었다. 사고발생 2시간경과후 희유가스의 주요핵종인 Kr-85는 58.5Ci, Xe-133 은 18000Ci 가 방출되고 희유가스에 의한 총방사능 방출량은 40018.8 Ci 으로 나타나고 있으며 이는 국내 원자력발전소 9/10호기의 최종안전성분석보고서<sup>15)</sup>에서 사고발생 2시간 경과시 평가한 희유가스에 의한 총 방사능방출량(1623.75 Ci)보다 약 25배 정도 높게 나타나고 있다. 또한 Iodine에 의한 방사능 방출량은 사고발생후 2시간 경과시 주요 방사성 동위원소인 I-131에 의한 방사능 방출량이 10% 유기성 옥소누출인 경우 899.3 Ci이며 1% 유기성 옥소 누출인 경우는 108.6 Ci 이고 옥소 동위원소에 의한 총방사능 방출량도 10% 유기성 옥소 누출일 때 6128.5 Ci, 1% 유기성 옥소 누출일 때 756.6 Ci 로 나타나고 있으며 국내 원자력발전소 9/10호기 최종안전성분석보고서<sup>15)</sup>에서 동일한 시간에 대해 평가한 옥소에 의한 총 방사능 방출량(350.46 Ci)에 비해 10% 유기성 옥소 누출시 약 17배, 1% 유기성 옥소 누출시 약 2배로 나타나고 있다. 이에따라 시간에 따른 방사능 방출량의 변화 및 국내 원자력발전소 9/10호기 최종안전성분석보고서에서 평가한 값과 비교하여 희유가스에 의

표 2. 희유가스에 의한 방사능 환경방출량

핵종	방출시간별 방사능량(Ci)					
	1시간	2시간	6시간	12시간	24시간	96시간
Kr-83 m	532	813	1270	1390	1400	1400
Kr-85 m	1340	2210	4520	6080	6740	6850
Kr-85	33.1	58.5	155	294	506	1730
Kr-87	2170	3140	4270	4410	4410	4410
Kr-88	3420	5470	9850	11800	12200	12200
Xe-131 m	33.9	59.3	151	267	409	745
Xe-133 m	1450	2540	6590	12000	19400	45300
Xe-133	10200	18000	47400	88400	148000	423000
Xe-135 m	662	698	701	701	701	701
Xe-135	2410	4130	9560	14900	19200	21900
Xe-138	2780	2900	2900	2900	2900	2900
합계	25031	40018.8	87367	143142	215866	521136

표 3. 옥소에 의한 방사능 환경방출량

핵종		방출시간별 방사능량(Ci)					
		1시간	2시간	6시간	12시간	24시간	96시간
I-131	10%*	515.1	899.3	2346	4403	7412	22440
	1%**	67.6	108.6	263.3	483	804.9	2409
I-132	10%	687.6	1008.1	1689.8	1921	1955	1955
	1%	87.6	125.9	188.2	223.4	226.7	226.8
I-133	10%	1062.5	1827.5	4537.3	7814.9	11543	18207
	1%	140	221.3	510.2	860	1259	1963
I-134	10%	581.4	778.6	926.5	935	935	935
	1%	82.3	103.2	119.2	119.8	119.8	119.8
I-135	10%	965.6	1615.0	3551.3	5202	6273	6681
	1%	127.7	197.6	403.1	581	693.1	737
합계	10%	3812.2	6128.5	13050.9	20275.9	28118	50218
	1%	505.2	756.6	1484	2267.2	3103.5	5455.6

\* : 유기성 옥소 누출량이 10%인 경우

\*\* : 유기성 옥소 누출량이 1%인 경우

한 방출은 그림 2, 옥소에 의한 방출은 그림 3에 도시하였다.

## 2. 방사능 환경방출에 의한 영향평가

방사능 환경방출에 의한 그 영향분석은 ALICE 코드<sup>10)</sup>를 이용하여 평가하고 전신의부피폭 및 갑상선 피폭에 대해 실시하여 그 평가결과를 시간과 거리에 따

라 표 4,5에 나타내었다.

LOCA가 발생한 후의 발전소 외부에서의 전신피폭 선량은 사고발생후 2시간 경과시에 방출지점으로부터 500 m 거리에서 0.066 rem이며 1000 m 거리에서는 0.049 rem으로 나타났고 국내 원자력발전소 9/10호기 최종안전성분석보고서에서 사고발생후 2시간 경과시 거리 500 m 지점에 대해 평가한 값(0.0146 rem)보다 약

표 4. 전신의부피폭에 의한 방사선피폭선량

거 리	시간별 방사선 피폭선량(rem)			
	1시간	2시간	12시간	24시간
500 m	0.042	0.066	0.14	0.19
1000 m	0.03	0.049	0.086	0.15
2000 m	0.017	0.031	0.082	0.99
10000 m	—	0.004	0.014	0.018

표 5. LOCA 시 방사성 옥소에 의한 성인갑상선 피폭선량

거 리	시간별 방사선 피폭선량(rem)							
	1시간		2시간		24시간		24시간	
	10%*	1%**	10%	1%	10%	1%	10%	1%
500 m	7.4	1	13.5	1.7	64	7.3	104	11.6
1000 m	4.6	0.61	8.7	1.1	42	4.9	68	7.8
2000 m	2.2	0.28	4.6	0.57	24	2.6	39	4.3
10000 m	—	—	0.5	0.05	3.3	0.35	5.6	0.6

\* 10% : 10% 유기성 옥소 누출에 의한 방사선선량  
 \*\* 1% : 1% 유기성 옥소 누출에 의한 방사선선량

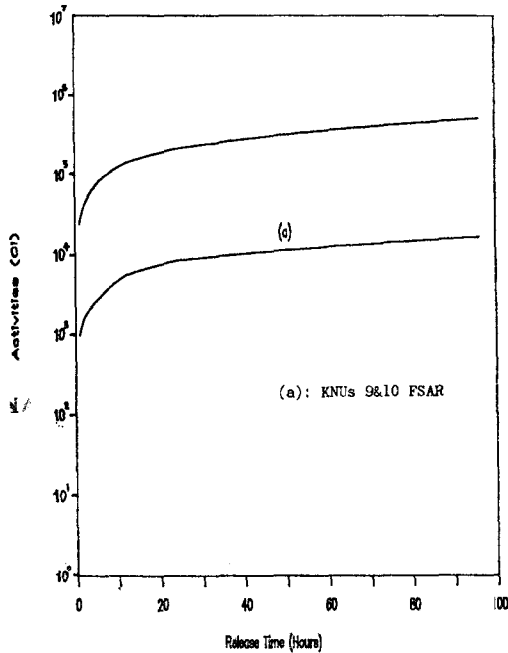


그림 2. 희유가스에 의한 방사능 환경방출량.

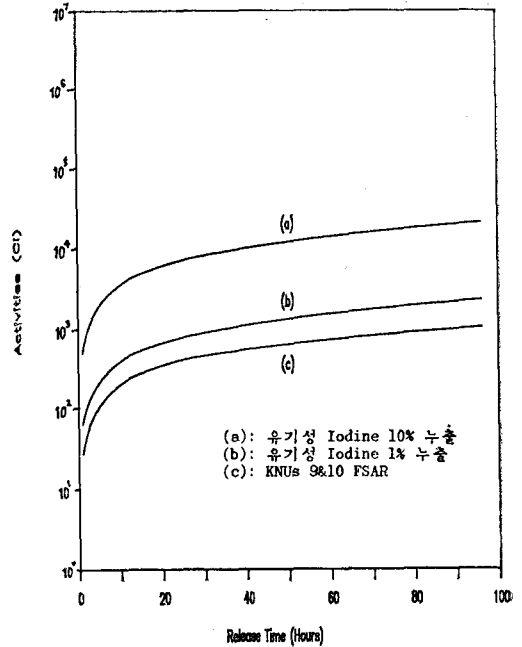


그림 3. 방사성 옥소에 의한 방사능 환경방출량.

4.5배 높게 나타나고 있으나 프랑스에서 Class 4사고에 대한 제한치인 15 rem 과 비교한 결과 제한치보다 훨씬 밑돌고 있음이 그림 3에 나타나고 있다. 또한 옥소의 흡수에 의한 갑상선 피폭선량은 유기성 옥소 누

출이 10% 및 1%인 경우로 구분하여 평가하였는데 방출지점으로 부터 500 m 거리에서 방출 2시간 이내에서 10% 유기성 옥소 누출인 경우는 13.5 rem 이며 1% 유기성 옥소 누출인 경우는 1.7 rem 으로 나타났다.

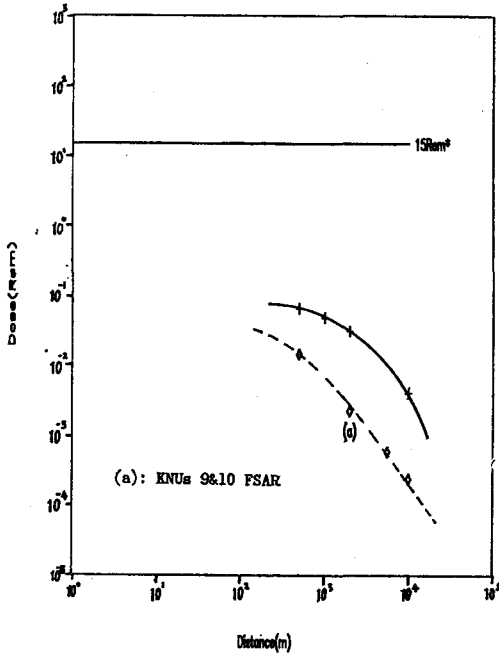


그림 4. LOCA 시 전진피폭선량.

그리고 1000 m 거리에서는 10% 및 1% 유기성 옥소 누출에 따라 각각 8.7 rem, 1.1 rem으로 나타났고 국내 원자력발전소 9/10호기 최종안전성분석보고서에서 사고발생후 2시간 경과시 거리 500 m에 대해 평가한 값 (0.9 rem)보다 10% 유기성 옥소 누출시는 약 15배, 1% 유기성 옥소 누출시는 약 2배로 높게 나타났으나 프랑스에서의 Class 4사고시 감상선 피폭선량제한치와 비교한 결과 10% 유기성 옥소 누출인 경우가 높게 나타나고는 있지만 비거주구역 경계에서 피폭선량 제한치인 30~45 rem을 못 미치고 있음을 그림 4에서 볼 수 있다. 한편 유기성 옥소의 방출량이 10%이상 유출될 경우 사고시 피폭선량 제한치를 초과하여 피폭될 수 있다는 가능성을 보여주고 있다.

## V. 결 론

1) LOCA 사고시 TMI 이후 보수적으로 설정된 RFS V.1.a 가정의 선원향을 적용하여 일반 대중의 전진 및 감상선 피폭선량에 대해 평가한 결과 현재 우리나라에 건설중에 있는 원자력발전소 9/10호기에서 LOCA 시 방사능의 환경방출에 의한 피폭선량이 사고시 피폭선량제한치이하일 것임을 보여주고 있다.

2) 유기성 방사성 옥소의 누출율이 10%이상일 경우 거주제한구역 경계에서 사고시 감상선 피폭선량

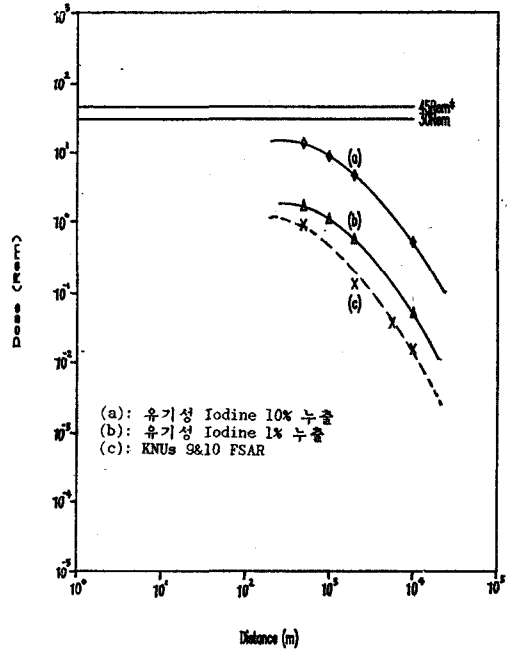


그림 5. LOCA 시 감상선 피폭선량.

제한치를 초과할 것으로 예측된다.

3) 격납용기에서 환경으로 방출되는 방사성 옥소의 방출량은 유기성 방사성 옥소의 누출율에 크게 좌우되므로 유기성 방사성 옥소의 발생 메카니즘과 누출율분석에 대한 연구가 필요하다.

## 참 고 문 헌

- 1) J.J. DiNunno et al, *Calculation of Dittance factors for Power and test Reactor Sites*, Technical Information Document-14844, Division of Licensing and Regulation, AEC (1982)
- 2) US Nuclear Regulatory Commission, *Technical Bases for Estimating Fission Product Behavior During LWR Accident*, NUREG-0772(1981)
- 3) J.A. Gieseke et al, *Radionuclide Release Under Specific LWR Accident Conditions*, Battelle Columbus Laboratories, BMI-2104, Vol. I, Vols II-VII, Draft(1983-1985)
- 4) US Nuclear Regulatory Commission, *Reactor Safety Study- an assessment of accident risks in U.S. commercial nuclear power plants*, WASH-1400(1975)

- 5) Milton Levenson, "Changes in the Source Term", in: *Proceedings the 5th PBNC*(1985)
- 6) US Nuclear Regulatory Commission, *Report on the Accident at the Chernobly Nuclear Power Station*, NUREG-1250(1986)
- 7) DSN, *Hypothèses pour le Calcul des Conséquences Radiologiques Potentielles des Accidents de Réacteurs a Eau*, Rapport DSN No. 42 (1974)
- 8) *Regles Fondamentales de Sûreté Regle No. V. 1.a*, SIN No. 245/82(1982)
- 9) D. MANESSE, *Presentation du Programme ARAC, Version 9/83*, Note Technique SESRS No.22(1983)
- 10) D. MAIRE, D. MANESSE and M. LACAILLE, "Evaluation des Conséquences Radiologiques d'un Reject Atmosphérique: Programme ALICE", Rapport DSN 436, CEA(1981)
- 11) EDF, *Rapport de Sûreté Standard*, Palier 1300 MWe Train P4
- 12) G. le MAROIS et G. REY, "Etude du Comportement en pile d'un Accident de type PWR au Cours d'un Accident de type Coeur Severement Endomage. Experience FLASH TMI", Centre, Fiche Action No. 4140(1981)
- 13) A.K. Postma et R.W. Zavadosk, *Review of organic Iodide Formation under Accident conditions in Water-Cooled Reactors*, WASH-1233(1972)
- 14) P. CHEVASSON, "Centrale de FESSENHEIM, Fuites de l'Enceinte en ADR, De bit de Fuites Totale et De bit de Fuite d'Iode par Extrapolation suivant Differentes Type d'Ecoulements", E-REC/GC-H75/01(1975)
- 15) 한국전력공사, KNUs 9&10 최종안전성분석보고서 Vol.7, Vol.13, Prepared by FRAMATOME Paris France.

### Radiological Consequence of LOCA for a 900MWe French PWR.

**Kwang-Nam Moon**

*Korea Advanced Energy Research Institute*

**Chong-Chul Yook**

*Hanyang University*

=Abstract=

The amount of the radionuclide release to the environment during a LOCA and its radiological consequence are assessed, for a 900MWe French PWR which is similar to the KNU 9/10, according to RFS V.l.a, in which the source term has been revised more conservatively after the TMI accident.

The assessed result shows that the whole body and thyroid doses at the site boundary(500m) for 2 hours after the release are 66 mrem and 13.5 rem, respectively, and are within the corresponding limits.

It is expected, however, that the thyroid dose would exceed the limit if the fraction of the organic iodine is over 10% of the iodine inventory.