

중대사고시 격납건물여과배기계통(CFVS)적용으로 인한 사고영향과 결과 고찰

전주영, 권태은, 이재기
한양대학교

2015년 7월 10일 접수 / 2015년 11월 26일 1차 수정 / 2015년 12월 7일 2차 수정 / 2015년 12월 11일 채택

본 연구에서는 격납건물의 건전성을 유지시켜 원전 주변의 오염범위를 축소할 수 있는 격납건물 여과배기계통(containment filtered venting system, CFVS)에 초점을 맞추고, 동 설비의 설치 전·후의 피해규모를 분석하여 여과 장치의 효용성을 분석하였다. 본 연구에 사용된 코드는 확률론적 영향평가 코드인 MACCS2이며, 평가에 이용한 사고선원항은 신고리 원자력발전소 1&2 호기의 확률론적 안전성 평가 보고서의 결과를 활용하였다. 주어진 총 19 개의 사고선원항 중 선정된 3 개의 방출군에 대하여 CFVS 적용 전후의 주민이 받는 유효선량과 갑상선선량을 산출하였다. 선량평가 결과는 거리에 따른 선량으로 산출되었으며, IAEA 주민보호조치 권고 기준인 갑상선방호약품 복용 및 방호조치가 필요한 갑상선선량과 유효선량을 초과하는 거리를 기준으로 비교하였다. STC-3, STC-4, STC-6의 거리에 따른 유효선량은 전 범위(0~35 km)에서 95~99 % 내외의 감소율을 확인할 수 있었으며, 갑상선 선량의 경우 약 96~98 % 내외의 수준으로 유효선량과는 선량감소에서의 비슷한 경향이 있음을 확인 하였다. CFVS 를 적용한 후 대피 및 소개가 취해지는 유효선량 기준값을 초과하는 거리는 모든 방출군에 대하여 평균 1 km 내외로 평가되었다. 특히 STC-4의 경우 26 km 에서 1.2 km 로 유효 선량을 초과하는 범위가 타 방출군에 비하여 대폭 줄어든 것을 확인할 수 있었다. 갑상선선량 기준값 초과거리의 경우 CFVS 를 적용한 후의 피해범위는 2~3 km 수준으로 산출되었다. 또한 갑상선선량 평가결과는 유효선량의 경우와 같이 STC-4에서의 피해범위가 대략 50 km 줄어들어 CFVS 적용으로 가장 큰 효과를 보였다.

중심어: 격납건물 여과배기계통, 중대사고, MACCS2, 대기확산, 선량평가

1. 서론

후쿠시마 사고 이후 일본은 원자력발전소 비상계획구역의 범위를 초과하는 피해규모로 인해 기존의 10 km 내외로 설정되었던 범위를 30 km까지 확장하는 것으로 법령을 개정 하였다. 우리나라 역시 후쿠시마 사고의 영향으로 비상계획구역의 범위가 세분화되어 대폭 확대 될 예정이다. 그러나 비상계획구역의 확대에 따른 구호소 마련, 대피·소개 계획 수립, 방사능 방재훈련 실시 등 주민보호조치를 취할 수 있는 시스템 구축은 사회경제적으로 큰 부담을 수반하는 문제로 이어질 것이다. 그러나 원자력 발전소 중대 사고에 의한 영향을 완화할 수 있는 격납건물 여과배기계통을 활용한다면, 방사성 오염물질로 인한 피해규모를 줄이고 기존의 비상계획구역의 적절성에 대한 논의를 제고할 수 있을 것이다.

국제원자력안전자문단은 격납건물 여과배기계통과 같은 설비를 강구함으로써 중대 사고를 완화할 수 있는 방법을 제시하고 있다.[1] 동 설비가 설치되면 자연재해로

인해 노심이 용융되는 상황에서도 원자로 건물의 건전성을 유지하고 우수한 필터링으로 방사성물질의 급속한 대기유출을 막을 수 있어 원전의 방사선환경안전성이 크게 높아진다. 이미 스웨덴, 스위스, 프랑스, 독일 등 여러 나라에서 적용되어 왔으며[2], 현재 일본의 경우 격납용기의 고압에 의한 파손 방지막으로 격납용기 여과배기설비 설치를 규제요건[3]으로 넣고 있다. 그러나 국내는 월성 1호기인 중수형 원자로에만 설치가 되어있고 경수형 원자로의 경우엔 적용을 검토 중이다. 따라서 격납건물 여과배기계통을 설치하기 전 방사성 물질로 인한 피해규모를 얼마나 줄일 수 있는지에 대한 연구가 선행되어야 한다고 판단하였다.

본 연구에서는 격납건물 여과배기계통에 대한 최신 연구자료 및 성능이나 재원을 기반으로 국내 경수로형 원자력발전소에 적용하고 MACCS2 코드[4]를 이용하여 중대사고시 동 설비의 설치 전 후의 소외선량평가 결과를 산출하였다. 산출된 결과를 통해 사고별 선량기준 초과거리를 검토하고, 초기 주민보호조치 대응과 관련된 대피, 소개, 갑상선방호약품(KI) 복용을 기준으로 격납건물 여과배기계통의 효용성을 분석하였다.

책임저자 : 이재기, jakilee@hanyang.ac.kr
서울시 성동구 왕십리로 222 한양대학교 원자력공학과

Table 1. Characteristics of the Source Term Categories.

STC	Containment failure mode	Initiator
1	Core melt stopped before reactor vessel failure	Loss of feed water
2	Reactor vessel failure and not containment failure	Loss of feed water
3	Early containment failure (leak)	Loss of offsite power
4	Early containment failure (rupture)	Loss of feed water
6	Late containment failure (leak)	Small break LOCA
7	Late containment failure (leak)	Small break LOCA
8	Late containment failure (leak)	Loss of offsite power
10	Late containment failure (rupture)	Loss of offsite power
11	Late containment failure (rupture)	Small break LOCA
12	Late containment failure (rupture)	Loss of offsite power
13	Containment basement melt-through	Loss of 125V DC BUS
14	Alpha mode failure	Loss of feed water
15	Containment failed before reactor vessel failed	Loss of component cooling water
16	Isolation failure	Reactor vessel rupture
17	Isolation failure	Loss of offsite power
18	Interfacing systems LOCA (bypass)	Interfacing systems LOCA
19	Steam generator tube rupture (bypass)	Steam generator tube rupture

2. 재료 및 방법

2.1 사고선원항

사고선원항 설정에 앞서 한국표준형원전이며 격납건물 여과배기계통 설치를 대비한 신고리 1&2호기를 참조 원전으로 선정하였다. 신고리 1&2호기에 대해 발생 가능한 중대사고를 분석한 확률론적 안전성 평가 보고서는 19개의 방사선원항(source term category, STC)을 제시하고 있다 (참고; Probabilistic Safety Assessments for SHINKORI 1&2 Nuclear Power Plants, KEPCO E&C PSA Report, 2011) 동 보고서의 방사선원항은 여러 가지 사고경위를 격납건물 손상유형 및 노심 손상에 따라 군집화하여 분류한 것으로 각 방출군에 대한 격납건물 파손유형 및 초기사건을 Table 1에 나타내었다.

격납건물 여과배기계통은 격납용기 내 대기의 감압 목적으로 만든 설비이므로 고압에 의한 원자로 건물 파손 시 외벽이 아닌 CFVS와 원자로건물 외벽에 설치된 CFVS 파열판이 대신 깨지며 작동하는 것으로 가정하였다. 또한 운전압력과 온도에 따른 방사성 물질 포집효율의 손실이 없다는 전제하에 평가를 수행하였다. 따라서 19개의 방출군 중 CFVS를 적용할 수 있는 사고선원항을 선별하기 위해 방사성 물질이 원자로 건물의 파손된 부분으로 방출경로를 갖는 사고로 한정하였다.

원자로 건물이 아닌 공기 차폐식 출입문, 작업자 출입구, 원자로 건물 장비반입구 등에서 환경으로의 직접적인 방출유로가 생성되는 격리실패와 증기발생기 세관과 단사고로 인해 원자로 경계 외부로 연결되는 경로가 생기는 우회사고의 경우는 CFVS의 관으로 들어가는 대기 내 방사성물질의 유량을 정확히 판단할 수 없다. 또한

원자로 용기의 헤드부분이 비산하여 격납건물을 타격 및 파손시키는 알파모드 사고 역시 새로운 방출유로가 생성되므로 위와 같이 언급된 사건들을 제외한 방출군을 선정하였다.

MACCS2 전산코드에 입력되는 방사성 물질의 방출기간은 24시간으로 제한되므로 선별된 STC-3, STC-4, STC-6, STC-7, STC-8, STC-10, STC-11, STC-12, STC-13의 24시간동안의 방출량을 사용하였다. 그러나 선별된 방출군 중에서 24시간 이전에 원자로 건물이 파손되는 사고가 선택되어야 CFVS의 포집효율을 적용할 수 있으므로 최종적으로 총 3개의 사고선원항 STC-3, STC-4, STC-6을 선정하였으며, 각각의 원자로 파손 시기는 방사성 물질 방출시작 이후 1시간 30분, 1시간 26분, 12시간 20분이다.

선정된 선원항범주 중 STC-3은 소외전원상실사고 후 보조급수계통에 의한 열제거 실패, 안전주입계통과 살수계통이 실패하는 사고이며, STC-4는 주급수 및 보조급수계통 상실을 초기사건으로 안전감압밸브 개방실패, 안전주입계통이 정상 작동하는 사고이다. STC-6의 경우 소형냉각재상실사고를 시작으로 고압안전주입계통과 보조급수계통이 작동하나 재순환모드 운전의 실패로 노심손상이 발생하는 사고이다. 사고선원항에 필요한 노심재고량 및 STC-3, STC-4, STC-6을 대상으로 수행한 방사성물질의 방출분율 설정은 다음 절에서 소개한다.

2.2 노심재고량 평가

노심재고량 평가에는 ORIGEN-ARP 전산코드[5]가 사용되었다. ORIGEN-ARP는 GUI기반으로 핵연료의 특성, 출력정보, 연소이력, 핵연료봉 배열형태 등을 입력하면 사용후핵연료내 감마선 및 중성자 방출 핵종의 재고량을

Table 2. ORIGEN-ARP Code Input Data.

Input information	Value
Fuel type	CE 16 x 16
Uranium enrichment	4.5 wt%
Maximum burn-up	60,000 MWD · MTU ⁻¹
Specific thermal output	50 MWD · MTU ⁻¹
Fuel reloading cycle	12 ~ 18 months x 3 cycle
Burn-up days	1200
Uranium mass	76 MTU

분석할 수 있는 코드로써 내장된 핵반응단면적을 이용하여 연소계산을 수행한다. 따라서 참조원전인 신고리 1&2호기의 노심재고량을 평가하기 위해 확률론적 안정성 평가 보고서에 제시된 원자로 운영정보 및 노심정보를(Table 2) ORIGEN-ARP 전산코드 입력 자료로 사용하였다. 신고리 1&2호기에 대한 노심재고량 계산 결과는 Table 3과 같다. MACCS2 전산코드에 다루어질 주요 58

가지의 방사성 핵종을 기반으로 산출하였으며, 이는 환경방출 선원항으로 정의되어 대기로의 확산 및 소외선량 평가를 수행하는데 사용된다.

2.3 환경방출

신고리 원자력발전소 1&2호기의 확률론적 안전성 평가 보고서에서는 MAAP4코드를 사용 하여 총 12 개의 핵종그룹을 산출하였다 (참고, MAPP4-modular accident analysis program for LWR power plants, EPRI.). 그러나 본 연구에 이용된 MACCS2코드는 물리·화학적 성질을 고려한 9 개의 핵종그룹으로 나누어져 있어 분류 방법이 상이함을 확인할 수 있었다. 따라서 MAAP4 코드로 분류된 12 개의 그룹을 9 개의 그룹으로 재구성하기 위해 DOE-EH-4.2.1.4-MACCS2-Code guidance[6]에서 제시한 핵종그룹과 전인영 외 연구[7]에서 사용한 방법론을 기반으로 재구성된 방출분율을 Table 4에 나타내었다.

Table 3. ShinKORI 1&2 Core Inventory at Maximum Burn-up 60,000MWD·MTU⁻¹.

Nuclide	Inventory (Bq)	Nuclide	Inventory (Bq)
⁸⁵ Kr	4.66 x 10 ¹⁶	¹³² Te	5.45 x 10 ¹⁸
^{85m} Kr-	7.76 x 10 ¹⁷	¹³¹ I	3.85 x 10 ¹⁸
⁸⁷ Kr	1.50 x 10 ¹⁸	¹³² I	5.61 x 10 ¹⁸
⁸⁸ Kr	1.97 x 10 ¹⁸	¹³³ I	7.65 x 10 ¹⁸
⁸⁶ Rb	1.27 x 10 ¹⁶	¹³⁴ I	8.48 x 10 ¹⁸
⁸⁹ Sr	2.78 x 10 ¹⁸	¹³⁵ I	7.36 x 10 ¹⁸
⁹⁰ Sr	3.61 x 10 ¹⁷	¹³³ Xe	7.45 x 10 ¹⁸
⁹¹ Sr	3.63 x 10 ¹⁸	¹³⁵ Xe	1.51 x 10 ¹⁸
⁹² Sr	4.02 x 10 ¹⁸	¹³⁴ Cs	1.05 x 10 ¹⁸
⁹⁰ Y	3.84 x 10 ¹⁷	¹³⁶ Cs	3.19 x 10 ¹⁷
⁹¹ Y	3.80 x 10 ¹⁸	¹³⁷ Cs	5.39 x 10 ¹⁷
⁹² Y	4.07 x 10 ¹⁸	¹³⁹ Ba	6.61 x 10 ¹⁸
⁹³ Y	4.79 x 10 ¹⁸	¹⁴⁰ Ba	6.37 x 10 ¹⁸
⁹⁵ Zr	5.79 x 10 ¹⁸	¹⁴⁰ La	6.82 x 10 ¹⁸
⁹⁷ Zr	6.15 x 10 ¹⁸	¹⁴¹ La	5.94 x 10 ¹⁸
⁹⁵ Nb	5.85 x 10 ¹⁸	¹⁴² La	5.64 x 10 ¹⁸
⁹⁹ Mo	6.96 x 10 ¹⁸	¹⁴¹ Ce	6.00 x 10 ¹⁸
^{99m} Tc	6.19 x 10 ¹⁸	¹⁴³ Ce	5.38 x 10 ¹⁸
¹⁰³ Ru	6.77 x 10 ¹⁸	¹⁴⁴ Ce	4.90 x 10 ¹⁸
¹⁰⁵ Ru	5.19 x 10 ¹⁸	¹⁴³ Pr	5.22 x 10 ¹⁸
¹⁰⁶ Ru	2.88 x 10 ¹⁸	¹⁴⁷ Nd	2.44 x 10 ¹⁸
¹⁰⁵ Rh	4.61 x 10 ¹⁸	²³⁹ Np	8.78 x 10 ¹⁹
¹²⁷ Sb	3.88 x 10 ¹⁷	²³⁸ Pu	2.22 x 10 ¹⁶
¹²⁹ Sb	1.19 x 10 ¹⁸	²³⁹ Pu	1.07 x 10 ¹⁵
¹²⁷ Te	3.82 x 10 ¹⁷	²⁴⁰ Pu	2.02 x 10 ¹⁵
^{127m} Te	6.51 x 10 ¹⁶	²⁴¹ Pu	5.75 x 10 ¹⁷
¹²⁹ Te	1.11 x 10 ¹⁸	²⁴¹ Am	5.04 x 10 ¹⁴
^{129m} Te	2.14 x 10 ¹⁷	²⁴² Cm	2.55 x 10 ¹⁷
^{131m} Te-	7.90 x 10 ¹⁷	²⁴⁴ Cm	4.41 x 10 ¹⁶

Table 4. Nuclide Class of MACCS2 and Release Fraction of STC.*

Nuclide class	Source term categories		
	STC-3	STC-4	STC-6
Noble gas	8.35×10^{-1}	9.94×10^{-1}	6.63×10^{-1}
I	2.35×10^{-2}	6.67×10^{-2}	8.92×10^{-2}
Cs	1.39×10^{-2}	4.40×10^{-2}	1.80×10^{-2}
Te	2.32×10^{-2}	6.30×10^{-2}	1.19×10^{-2}
Sr	9.40×10^{-4}	1.01×10^{-3}	1.09×10^{-5}
Mo	2.96×10^{-3}	2.89×10^{-3}	6.04×10^{-4}
Ba	1.54×10^{-3}	5.11×10^{-3}	1.25×10^{-4}
Ce&La	4.14×10^{-4}	6.94×10^{-4}	5.39×10^{-6}
Sb	2.91×10^{-2}	8.74×10^{-2}	1.60×10^{-2}

* Source term category

Table 5. Nuclide Class of MACCS2 and Release Fraction of STC* with CFVS.

Nuclide class	Source term categories		
	STC-3	STC-4	STC-6
Noble gas	8.35×10^{-1}	9.9×10^{-1}	6.63×10^{-1}
I	3.06×10^{-4}	8.67×10^{-4}	1.16×10^{-3}
Cs	1.39×10^{-5}	4.40×10^{-5}	1.80×10^{-5}
Te	2.32×10^{-5}	6.30×10^{-5}	1.19×10^{-5}
Sr	9.40×10^{-7}	1.01×10^{-6}	1.09×10^{-8}
Mo	2.96×10^{-6}	2.89×10^{-6}	6.04×10^{-7}
Ba	1.54×10^{-6}	5.11×10^{-6}	1.25×10^{-7}
Ce&La	4.14×10^{-7}	6.94×10^{-7}	5.39×10^{-9}
Sb	2.91×10^{-5}	8.74×10^{-5}	1.60×10^{-5}

* Source term category

2.4 격납건물 여과배기계통 적용시 환경방출

제조사마다 CFVS의 성능 및 재원은 시스템의 구조에 따라 조금씩 차이가 있으나, 본 연구에서는 현재 국내 현황에 맞춘 월성 1호기에 설치된 아레바사의 오염제거계수를 적용하였다. 각각의 원소형 요오드, 유기형 요오드, 입자에 대한 방사성물질의 포집효율은 99 %, 90 %, 99.9 %이며, 이를 위에서 재구성한 방출분율(Table 4)에 적용하여 환경으로 방출되는 방사성물질의 양을 재조 정하였다.

원자력 발전소의 경우 보조건물, 터빈건물, 핵연료 건 물, 복합건물별 공기조화계통을 통해 기체의 환기가 이 루어진다. 터빈건물과 복합건물은 정상 운전시에만 가동 하며, 핵연료 건물의 경우 핵연료취급 사고시 비상배기 계통이 작동하여 핵연료 건물을 약간의 부압으로 유지한 다. 이와 동시에 방사성 부유물질을 걸러내 대기로 방출 한다. 그러나 설계기준사고를 대비한 보조건물의 비상배 기계통의 경우 원자로 건물을 포함한 통합 방출구로써 CFVS의 방출유로와의 연관성을 고려할 필요가 있었다. 하지만 원자로 건물에 직접적으로 연결된 CFVS 방출관 의 위치 및 비상배기계통을 상회하는 배기용량을 감안하 여 대부분의 방사성물질이 격납건물 여과배기계통을 통 해 대기로 방출된다고 가정하였다. 이에 따른 CFVS를 적용한 방출분율은 Table 5와 같다.

2.5 선량평가 고려사항

원자력발전소로부터 방출되는 방사성물질의 누출열을 고려하지 않는 지표방출을 가정함으로써 보수적인 평가 를 수행하였다. 날씨는 고리지역 1년(2009) 기상자료를 기반으로 weather bin sampling 기법을 통해 대기확산 을 평가하였다. 8760 시간의 기상자료는 초기의 16 개의 그룹 및 추가적인 그룹으로 분류되어 표본추출에 의해 계산에 사용된다. 그 외 대기확산 및 침적에 필요한 건 식침적 및 습식침적 속도는 미국원자력규제위원회 (nuclear regulatory commission, NRC) 권고값을 사용 하였으며 개인의 소외선량평가를 위해 주민보호조치에 의한 비상대응은 모사하지 않았다.

발전소 인근 주민의 대피·소개 및 이주 없는 일상적 인 생활을 가정함에 따라 비상단계 동안 방사능 운 및 지표에 침적된 방사성물질에 의한 피폭을 받는 것으로 가정하였으며, 최종적으로 선정된 사고선원항 STC-3, STC-4, STC-6 및 CFVS를 적용하여 방출분율이 감소된 STC-3, STC-4, STC-6에 대한 소외선량평가가 이루어졌 다. 또한 MACCS2에서 산출되는 결과는 유효 선량당량 이지만 IAEA 주민보호조치 권고는 유효선량을 기준으로 한다. 선량을 초과하는 거리를 비교하는 용도로써 동일 하다고 가정을 한 후 피해규모를 분석하였다. Table 6에 제시된 IAEA 주민보호조치 권고 기준인[8] 갑상선방호약

Table 6. Generic Criteria for Protective Actions and Other Response Actions in Emergency Exposure Situations to Reduce the Risk of Stochastic Effects. [8]

Generic criteria		Examples of protective actions and other response actions
Projected dose that exceeds the following generic criteria: Take urgent protective actions and other response actions		
H_{Thyroid}	50 mSv in the first 7 days	Iodine thyroid blocking
E	100 mSv in the first 7 days	Sheltering; evacuation; decontamination; restriction of consumption of food, milk and water; contamination control; public reassurance
H_{Fetus}	100 mSv in the first 7 days	

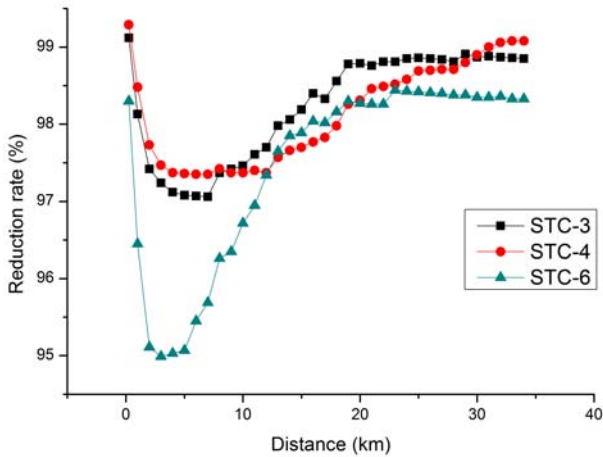


Fig. 1. Reduction rates of effective dose with distance for STC-3,4,6 in NPPs with CFVS.

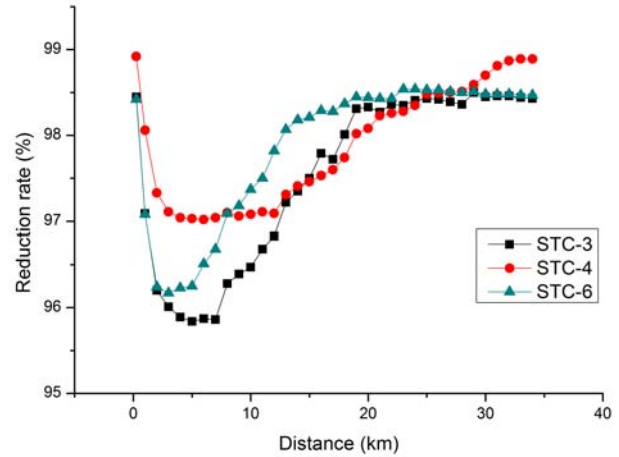


Fig. 2. Reduction rates of thyroid dose with distance for STC-3,4,6 in NPPs with CFVS.

품 복용 및 방호조치가 필요한 갑상선선량과 유효선량을 초과하는 범위를 비교하여 격납건물 여과배기계통의 효용성을 분석하였다.

3. 결과 및 논의

3.1 격납건물 여과배기계통 적용에 따른 선량 저감율

중대사고시 격납건물 여과배기계통으로 인한 피해규모를 파악하기 위해 선정된 사고선원항에 대한 주민들이 받는 유효선량 및 갑상선선량을 평가하였다. 거리에 따른 유효선량 및 갑상선선량을 산출한 후 CFVS 적용 전·후의 선량을 비교 및 분석하였다. STC-3, STC-4, STC-6의 거리에 따른 유효선량은 근거리일수록 주민이 받는 유효선량이 높게 나타났으며, STC-4, STC-3, STC-6의 순으로 피폭받는 선량이 크게 산출되었다. 거리별 유효선량의 감소율은 비슷한 결과를 얻을 수 있었다. 선정된 사고선원항 대부분 전 범위(0~35 km)에서 95~99% 내외의 감소율을 확인할 수 있었으며(Fig. 1), STC-4의 1 km 부근에서 최대 99.29%, STC-6의 3 km부근에서 최소 94.99%의 선량 저감율을 보여주고 있다. 또한 평가된 방출군 모두 거리별 평균 선량 감소율은 약 98%로 비슷한 결과가 나온 것을 확인할 수 있었다.

갑상선 선량 역시 선정된 방출군의 CFVS 적용 전·후의 확인한 차이가 있음을 확인하였다. 유효선량의 평가와는 달리 STC-4, STC-6, STC-3의 순으로 높은 선량값이

산출되었으며 전 범위(0~35 km)에서 약 96~98%내외의 감소율(Fig. 2)을 갖고 있다. 또한 선정된 방출군의 거리에 대한 평균 선량 감소율은 약 97% 수준으로 유효선량과는 유사한 선량감소의 경향을 확인하였다.

3.2 격납건물 여과배기계통 유무에 따른 선량기준 초과 거리 평가

원자력발전소 인근의 주민보호를 위한 IAEA 주민보호조치 권고 기준인[8] 갑상선방호약품 복용 및 방호조치가 필요한 갑상선선량과 유효선량을 초과하는 거리를 산출하여 비교하였다. 긴급방호조치의 일환으로 대피 및 소개가 취해지는 7일간 100 mSv의 유효선량을 초과하는 거리와 갑상선방호약품 복용이 필요한 7일간 50 mSv의 갑상선선량을 초과하는 거리에 대하여 평균값, 95% 백분위 값을 각각 계산하였다. Fig. 3은 유효선량을 기준으로 선정된 사고선원항에 대한 선량기준 초과거리를 보여주고 있으며, CFVS를 적용한 후 모든 방출군에 대하여 평균값 1 km 내외로 줄어들었다. 특히 STC-4의 경우 26 km에서 1.2 km로 유효선량을 초과하는 범위가 타 방출군에 비하여 대폭 줄어든 것을 확인할 수 있다. 갑상선선량 기준치 초과거리(Fig. 4)의 경우 유효선량에 비해 약 1.5~2 배정도 큰 수치를 나타내고 있으나 이는 유효선량의 주민보호조치 권고와 상이한 기준에서 비롯되는 결과로 분석되며 CFVS를 적용한 후의 피해범위는 2~3 km수준으로 산출되었다. 갑상선선량 평가결과 또한 유효선량과 마찬가지로 STC-4에서의 피해범위가 50

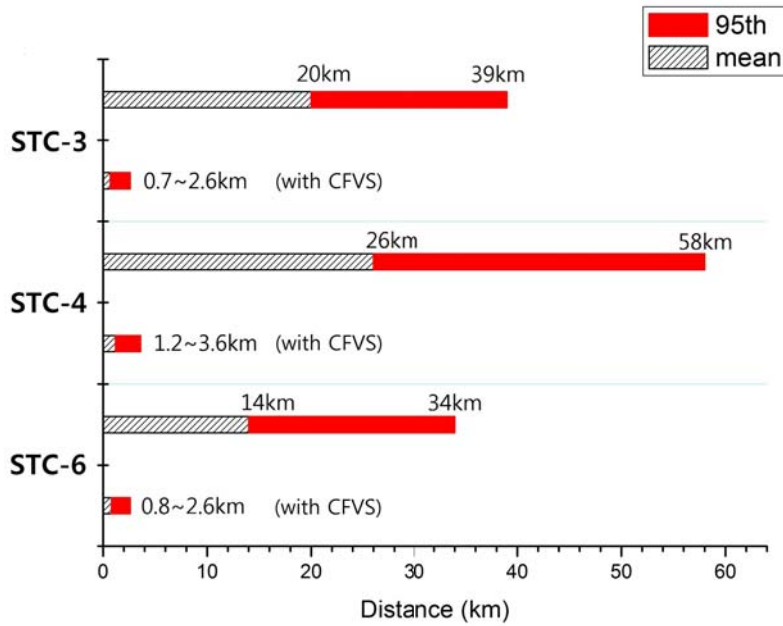


Fig. 3. EPZ to meet effective dose criteria during severe accidents in terms of distance from NPPs with CFVS.

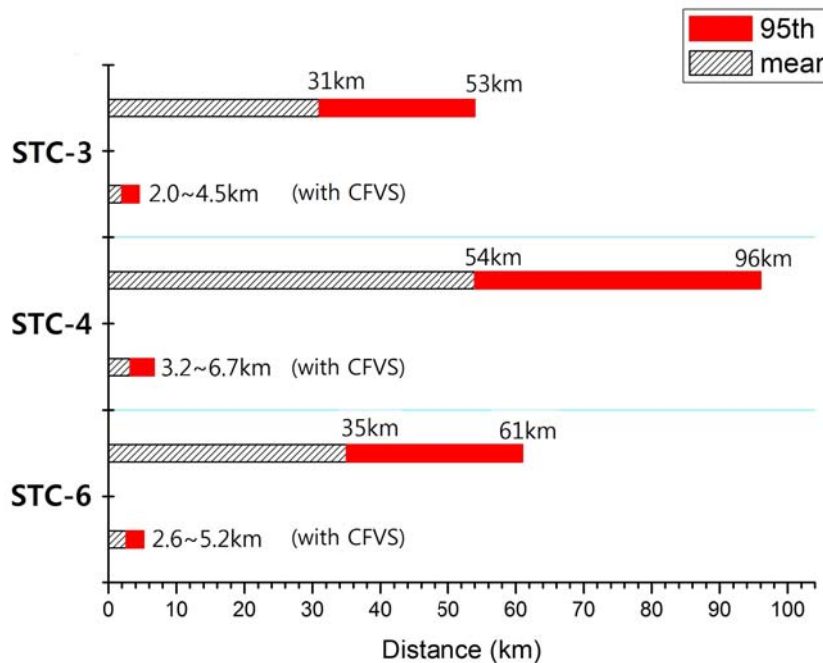


Fig. 4. EPZ to meet thyroid dose criteria during severe accidents in terms of distance from NPPs with CFVS.

km정도 감축되어 CFVS 적용으로 가장 큰 효과를 보았다. 방사성 물질의 대기확산조건 및 주민의 소외선량평가에 필요한 입력 자료를 보수적으로 가정함으로써 과도한 선량결과가 산출되어 보이지만, 피해범위 축소에 있어서는 CFVS의 상당한 기여도를 확인할 수 있었다. 유효선량에서 평가된 기준치 초과거리의 경우 STC-3, STC-4, STC-6의 95 % 백분위 값이 각각 2.6 km, 3.6 km, 2.6 km로 기존의 비상계획구역으로 설정된 10 km 안쪽으로 평가되었으며, 갑상선선량의 기준치 초과거리 역시 4.5 km, 6.7 km, 5.2 km으로 비상계획구역 범위를

초과하지 않음을 확인할 수 있었다. 백분위 95 % 값의 비교에서도 격납용기 여과배기설비로 인한 선량의 절감으로 현재 비상계획구역을 만족시키는 결과를 확인할 수 있었다.

4. 결론

신고리 원자력발전소의 확률론적 안정성분석보고서에 제시되어 있는 결과를 이용해 선별된 3 개의 방출균을

대상으로 주민들이 받는 유효선량, 갑상선선량을 산출하였고 CFVS 적용 전·후의 결과를 분석하였다. 개인의 소외선량평가 결과는 거리에 따른 선량으로 산출되었으며, IAEA 주민보호조치 권고 기준인 갑상선방호약품 복용 및 방호조치가 필요한 갑상선선량과 유효선량을 초과하는 거리를 기준으로 비교하였다. 평가에 사용된 확률론적 영향평가코드인 MACCS2를 이용하여 평균 및 백분위 95 %에 해당하는 선량을 계산하였고, 방사능 운에 의한 피폭(cloudshine), 오염된 지표면으로부터의 피폭(groundshine) 및 부유물질의 호흡을 포함한 호흡에 의한 피폭 (inhalation)이 고려되었다.

평가 결과 선정된 사고선원항 STC-3, STC-4, STC-6의 산출된 거리(0~35 km)에 따른 유효선량과 갑상선선량의 감소율은 CFVS 적용 후 각각 95~99 %, 96~98 %내외의 비슷한 선량 저감율을 보였다. 선량의 감소효과에 따라 대피 및 소개가 취해지는 유효선량을 초과하는 거리는 모든 방출군에 대하여 평균값 1km 내외로 줄어들었음을 확인하였다. 또한 갑상선방호약품 복용이 필요한 갑상선선량을 초과하는 거리는 원전으로부터 2~3 km 수준으로 피해범위를 대폭 축소할 수 있었다. 보수적인 평가를 위해 고려된 백분위 95 %값으로 산출된 유효선량의 기준치 초과거리 역시 STC-3, STC-4, STC-6, 각각 2.6 km, 3.6 km, 2.6 km와 갑상선선량의 기준치 초과거리 4.5 km, 6.7 km, 5.2 km로 기존의 비상계획구역 범위(10 km)를 벗어나지 않음을 확인할 수 있었다. 격납건물 여과배기장치로 인한 방사성 물질의 방출량은 MACCS2 전산코드상의 방출분율만을 변경하여 적용하였기 때문에 위 결과가 수반하는 불확실성은 상당하다. 그러나 동 설비로 인해 소외에 미치는 대략적인 피해규모를 파악하는데 충분한 의의가 있었으며, 방사성 물질의 대기확산, 주민의 소외선량평가에 필요한 보수적 조건에서 평가한 것으로 유의미한 결과에 접근한 것으로 볼 수 있다.

본 연구에서는 격납건물의 건전성을 유지하여 방사성 오염물질로 인한 선량기준 초과거리를 줄여 기존의 비상계획구역 확대에 의한 사회적 비용을 줄일 수 있는 가능성을 확인할 수 있었다. 하지만 제한된 사고 선원항에만 적용을 하여 대략적인 선량기준 초과거리를 확인하는 정도였으며 추후 다른 사고 선원항에 대하여 적용하여 개선된 결과를 산출해야 할 필요성이 있다. 또한 본 연구에서 평가된 격납건물 여과배기계통으로 인한 피해규모는 예시적으로 평가된 성격이 강하다. CFVS로 인한 격

납건물 내 사고 시나리오에 미치는 물리적인 현상을 정밀하게 분석해야 할 필요성이 있으며, 동 설비의 오염제거 능력에 대한 불확실성이 고려되어야 한다. 그 외에 고려되지 않은 여러 가지 요소에 대한 연구가 선행되어야 하며, 관련된 연구자들의 실증적인 실험과 논의가 요구된다. 나아가 CFVS의 방사성 핵종별 오염제거계수의 차이를 이용한 사고선원항별 피해결과를 비교하는 것도 유의미한 결과를 가져올 것이다. 또한 사고별 ¹³⁷Cs로 인해 발생하는 국지적 피해범위 분석 및 CFVS로 인한 경제적 효과 등 다각도에서의 접근을 통한 CFVS의 연구가 수행되어야 할 것이다.

REFERENCES

1. International Nuclear Safety Advisory Group. Defence in depth in nuclear safety. IAEA-INSAG-10. 1996.
2. Hillrichs C, Vignon D, Felten P. Review of european filtered containment venting systems. European Nuclear Society(ENS). 2012 December 9-12. Manchester, United Kingdom.
3. Nuclear Energy Agency. Status report on filtered containment venting. NEA/CSNI/ R(2014)7. 2014.
4. Chanin D, Young M. Code manual for MACCS2: volume 1 user's guide. Sandia National Laboratories SAND97-0594. 1997.
5. Bowman S, Gauld I. OrigenArp primer: how to perform isotopic depletion and decay calculations with SCALE/ORIGEN. Oak Ridge National Laboratory ORNL/TM-2010/43. 2010.
6. U.S. Department Of Energy. MACCS2 Computer Code Application Guidance for Documented Safety Analysis. U.S. Department Of Energy DOE-EH-4.2.1.4-MACCS2-Code Guidance. 2004.
7. Jeon In Young. Study of evaluation methodology for radiological emergency planning zone of nuclear power plants. Doctoral Dissertation, Hanyang University (2004).
8. International Atomic Energy Agency. Criteria for Use in Preparedness and Response for a Nuclear of Radiological Emergency. IAEA Safety Standards Series No. GSG-2. 2011.

A Study on the Effect of Containment Filtered Venting System to Off-site under Severe Accident

Ju Young Jeon, Tae-Eun Kwon, and Jai-Ki Lee

Hanyang University, Haengdang 1-dong, Seongdong-gu, Seoul, Republic of Korea

Abstract - The containment filtered venting system reduces the range of the contamination area around the nuclear power plant by strengthening the integrity of the containment building. In this study, the probabilistic assessment code MACCS2 was used to assess the effect of the CFVS to off-site. The accident source term was selected from a Probabilistic Safety Analysis report of SHINKORI 1&2 Nuclear Power Plant. The three source term categories from 19 STC were chosen to evaluate the effective dose and thyroid dose of residents around the power plant and the dose with CFVS and without CFVS were compared. The dose was calculated according to the distance from the nuclear power plant, so the damage scale based on the distance that exceeds the IAEA criteria for effective dose (100 mSv per 7 days) and thyroid dose (50 mSv per 7 days) were compared. The effective dose reduction rates of the STC-3, STC-4, STC-6 were about 95-99% in the whole range (0~35 km), 96-98% for the thyroid dose. There are similar results between effective dose and thyroid dose. After applying the CFVS, the damage scale that exceeds the effective dose criteria was about 1 km (mean). Especially, the STC-4 damage scale was decreased from 26 km (mean) to 1.2 km (mean) significantly. The damage scale that exceed the thyroid dose criteria was decreased to 2~3 km (mean). The STC-4 damage scale was also decreased significantly as compared to STC-3, STC-6 in terms of effective dose.

Keywords : Containment filtered venting system, Severe Accident, MACCS2, Atmospheric dispersion, Dose evaluation