원전 중대사고 시 WinMACCS와 RASCAL 전산코드를 이용한 소외 사고결말평가

권 재[1] · 이진오[1] · 류강우[1] · 김광표[1,*]

[1]경희대학교 원자력공학과

Off-site Consequence Analysis of Nuclear Power Plant Severe Accident Using WinMACCS and RASCAL Computer Codes

Jae Kwon[1], Jin O Lee[1], Gang Woo Ryu[1] and Kwang Pyo Kim[1,*]

[1]*Department of Nuclear Engineering, Kyung Hee University, 1732 Deokyoung-daero, Giheoung-gu, Yongin-si, Gyeonggi-do 17104, Republic of Korea*

Abstract - After the Fukushima nuclear power plant accident in March 2011, the importance of evaluating the consequence of the accident is increasing. Accordingly, in South Korea, the law on submission of accident management plans including severe accidents was revised in June 2016 to assess accident management capability through probabilistic safety assessment. In this study, we recognized the necessity of verifying the results of the level 3 probabilistic safety assessment and compared the accident consequence through probabilistic and deterministic methods to confirm the similarity. In this study, the offsite accident consequence was evaluated for the severe accident scenario of the US Surry nuclear power plant. For each accident scenario, the radiation source term and the meteorological data of the site of Surry nuclear power plant were used. For the probabilistic consequence assessment, the WinMACCS computer code was used. For the deterministic consequence assessment, the RASCAL computer code was used. As a result of the offsite consequence assessment, the ratio of the result of the RASCAL computer code to the WinMACCS computer code was evaluated. In the case of LTSBO, it was 0.53~4.24 times. In the case of STSBO, it was 0.57~3.73 times. In the case of ISLOCA, it was 0.24~2.39 times. In the case of TISGTR, it was 0.16~1.08 times. These differences were due to the differences in the radiation source term, meteorological data, and exposure modeling methods. The results of offsite consequence assessment were evaluated at the same order. It was 0.16 times in minimum, 4.24 times in maximum. Therefore, it is expected that the validity and reliability of probabilistic safety assessment can be judged economically. The results of this study can be used as a basis for establishing a domestic level 3 probabilistic safety assessment system.

Key words : Severe accident, Level 3 probabilistic safety assessment, Probabilistic consequence analysis, Deterministic consequence analysis, WinMACCS, RASCAL

* Corresponding author: Kwang Pyo Kim, Tel. +82-31-201-2560, Fax. +82-31-273-3592, E-mail. kpkim@khu.ac.kr

서 론

2011년 후쿠시마 원자력발전소 사고 이후 설계기준사고를 초과하는 중대사고에 대한 전 세계적인 관심이 크게 대두되었다. 국내에서는 후쿠시마 원자력발전소 사고에 대한 후속조치의 일환으로 2016년 6월 중대사고를 포함한 사고관리계획서 제출 관련 법안을 개정하였다. 해당 법안에 따르면 국내에서는 중대사고 관련 법제화 추진에 의해 확률론적 안전성평가(Probabilistic Safety Assessment; PSA)를 수행하여 사고관리능력을 평가해야 한다(원자력안전위원회 2016).

원자력발전소 사고에 대한 평가는 확률론적 평가 방법 또는 결정론적 평가 방법으로 구분할 수 있다. 확률론적 방법은 원자력발전소에서 발생 가능한 전 사고에 대해서 이용되며, 실제 상황을 유사하게 반영하여 현실에 가장 가깝게 분석한다. 확률론적 안전성평가는 총 3가지 단계로 구분할 수 있다. 1단계 확률론적 안전성평가(Level 1 PSA)는 원자력발전소 내 노심의 건전성을 평가한다. 2단계 확률론적 안전성평가(Level 2 PSA)는 격납건물의 건전성을 평가한다. 3단계 확률론적 안전성평가(Level 3 PSA)는 소외 주민의 건강영향과 환경영향을 평가한다. 확률론적 사고결말을 평가하는 전산코드에는 미국 샌디아국립연구소(SNL)에서 개발한 MACCS, WinMACCS 전산코드, 일본에서 개발한 OSCAAR 전산코드, 유럽연합에서 개발한 COSYMA 전산코드 등이 있다.

미국 원자력규제위원회(U.S.NRC)는 WinMACCS 전산코드를 사용하여 미국 5개 원자력발전소의 중대사고로 사고결말을 평가하였다. 그리고 Peach Bottom 및 Surry 원자력발전소의 중대사고 시나리오에 대한 사고경위, 방사선원항, 소외 사고결말에 대한 평가를 수행하였다(NRC 2012b; NRC 2013a; NRC 2013b). Haste 등은 MELCOR 전산코드와 MACCS2 전산코드를 연계 사용하여 TMI-2 사고의 소외 사고결말을 평가하였다(Haste *et al*. 2005). 전호준 등은 MACCS2 전산코드를 이용하여 중수로 원자력발전소 사고 시 방사성물질 방출에 의한 주민의 피폭방사선량 및 사망자수를 평가하였다. 그리고 소외 사고결말평가 결과는 방사성물질의 방출분율에 영향을 크게 받음을 확인하였다(전 등 2011). 이관엽 등은 MACCS2 전산코드를 이용하여 국내 연구용원자로 하나로에 대해 사고결말을 평가하였다. 가정할 수 있는 최대사고 조건 하에서 부지 내·외 거주자에 대한 보호조치 전·후의 피폭방사선량 변화를 확률론적으로 평가하였다(이 등 2014).

결정론적 방법은 인자들의 불확실도를 고려하고 각 인자에 대해 보수적으로 분석하여 평가를 수행한다. 결정론적 방법의 경우에는 주로 공학적 판단에 의해 설정된 설계기준사고(DBA)에 이용된다. 그리고 설계기준사고의 사고결말을 평가하여 노심, 격납용기 관련 안전계통의 설계 및 안전기준 만족 여부를 판단하는데 이용 가능하다. 또한 사고결말평가 시 단일 입력인자들을 이용하여 비교적 신속하게 결과를 도출할 수 있다. 결정론적 사고결말을 평가하는 전산코드에는 미국 원자력규제위원회(U.S.NRC)에서 개발한 RASCAL, RADTRAD 전산코드 등이 있다.

Rocchi 등은 RASCAL 전산코드를 통해 후쿠시마의 각 발전소에 대해 적절한 사고결과를 대입함으로써 대기로 방출되는 선원항을 평가하였다(Rocchi and Guglielmelli 2014). Vukovićć 등은 Krško 원자력발전소 가상사고에 대해 RASCAL 전산코드를 사용하여 환경으로 방출되는 방사성 플룸에 의한 피폭방사선량을 평가하였다(Josip *et al*. 2014). Sahin 등은 RASCAL 전산코드를 사용하여 파키스탄 카라치 원자력발전소의 사고결말을 평가하고 부지의 비상계획구역을 결정하는 연구를 수행하였다(Sahin and Ali 2016). Uddin 등은 RASCAL 전산코드를 이용하여 신고리 3호기에 대한 방사선원항을 평가하였다(Uddin *et al*. 2019). Salem 등은 RASCAL 전산코드를 이용하여 원자력발전소 중대사고 시 방출경로 축소에 따른 소외 사고결말평가를 수행하였다(Salem *et al*. 2016).

확률론적 안전성평가의 경우, 입력인자가 다양하고 자체적으로 불확실성이 크기 때문에 불확실한 결과를 도출할 개연성이 존재한다. 따라서 3단계 확률론적 안전성평가를 수행함에 있어 불확실성 및 평가시간을 최소화하여 합리적인 결과를 도출하는 것은 주요 현안이다. 기존 연구에서는 WinMACCS 및 RASCAL 전산코드를 이용하여 각각 중대사고 시 확률론적 및 결정론적으로 사고결말을 평가하였다. 그러나 확률론적 및 결정론적 사고결말평가의 유사성 및 차이점을 고려한 연구는 부족한 실정이다. 따라서 상대적으로 평가가 신속한 결정론적 방법을 이용하여 사고결말을 예비평가하고 확률론적 사고결말평가 결과를 검증하는 연구가 필요하다. 이에 본 연구의 목적은 WinMACCS 전산코드를 사용하여 평가된 확률론적 안전성평가 결과와 RASCAL 전산코드를 사용하여 평가된 결정론적 안전성평가 결과를 비교·분석하는 것이다.

재료 및 방법

1. 소외 사고결말평가 모델 및 도구

본 연구에서는 원자력발전소 중대사고 시 소외 사고결말평가에 WinMACCS 전산코드와 RASCAL 전산코드를 이용하였다. WinMACCS 전산코드는 원자력발전소 사고 시 환경으로 방출된 방사성물질에 의한 소외 사고결말을 평가할 수 있다. WinMACCS 전산코드는 미국 원자력규제위원회(NRC)에서 3단계 확률론적 안전성평가에 사용되는 유일한

Table 1. Release start, end and duration time by accident scenario of SOARCA project

	LTSBO	STSBO	ISLOCA	TISGTR
Release start time	1.89 day	0.531 day	1.06 day	0.12 day
Release end time	3.00 day	1.96 day	2.00 day	1.98 day
Release duration time	1.11 day	1.42 day	0.939 day	1.86 day

전산코드로서 부지의 기상자료를 이용하여 소외 부지의 오염정도, 주민의 피폭방사선량, 건강영향 뿐만 아니라 경제성 평가도 수행 가능하다(NRC 1998; NRC 2014).

RASCAL 전산코드는 미국 원자력규제위원회에서 개발된 전산코드로서 원자력이용시설에서 발생 가능한 사고에 대한 소외 사고결말평가가 가능하다. 그리고 이를 바탕으로 주민들의 보호조치 방안을 결정하기 위해 개발되었다. 평가대상 원자력이용시설로는 원자력발전소, 사용후핵연료 저장시설, 핵연료주기시설, 방사성물질 취급시설 등이 있다. 원자력발전소의 경우 설계기준사고 및 중대사고에 모두 적용 가능하다(NRC 2007; NRC 2012a; NRC 2015).

2. 사고 시나리오 및 선원항 선정

평가대상으로는 미국 원자력규제위원회에서 최신 원자로 사고결말 분석(State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses; SOARCA) 프로젝트를 수행한 Surry 원자력발전소 부지를 선정하였다. 미국의 Surry 원자력발전소는 838 MWe 용량의 가압수형 경수로가 운영되고 있으며 SOARCA 프로젝트의 일환으로 중대사고 시 3단계 확률론적 안전성평가가 수행되었다(NRC 2012b). SOARCA 프로젝트에서는 장기 발전소 정전사고(Long Term Station Black Out; LTSBO), 단기 발전소 정전사고(Short Term Station Black Out; STSBO), 저압경계부 냉각재 상실사고(Interfacing Systems Loss-Of-Coolant Accident; ISLOCA), 열적유도 증기발생기 전열관파단사고(Thermally Induced Steam Generator Tube Rupture; TISGTR)를 포함한 4가지 중대사고 시나리오에 대하여 각각 선원항을 분석하고 이에 따른 소외 사고결말을 평가하였다.

본 연구에서는 SOARCA 프로젝트에서 분석된 4가지 중대사고 시나리오를 바탕으로 WinMACCS 전산코드와 RASCAL 전산코드의 소외 사고결말평가 시 선원항을 선정하였다. 선원항은 65 $MWd \cdot kg^{-1}$ 연소도를 바탕으로 MELCOR 전산코드를 이용하여 평가한 노심 재고량과 각 사고 시나리오에 따른 핵종 별 방출분율을 고려하여 선정되었다(NRC 2012b).

Table 1에 4가지 중대사고 시나리오별 방사성핵종의 방출 시작 및 종료시간, 방출기간을 나타내었다. 각 사고의 방사성물질 방출 높이는 보수적인 상황을 가정하여 지표방출 높이인 10 m로 가정하였다. 그리고 Table 2에 SOARCA 프로젝트의 4가지 중대사고 시나리오 발생 시 외부환경으로 방출되는 핵종별 방사능농도를 나타내었으며, Fig. 1에 시간에 따른 핵종그룹별 방출분율을 나타내었다.

시나리오 1은 장기 발전소 정전사고 사고(LTSBO) 시나리오로서 초기 0.3~0.5 g 최대지반 가속도(Peak Ground Acceleration; PGA)의 지진에 의한 소내 비상 발전기 고장으로 인해 발전소 정전이 일어나고, 이에 따라 소내와 소외 직류 전원이 복구 불가능한 사고이다. 그리고 격납건물의 살수계통과 같은 격납건물 계통을 사용하지 못하는 사고 시나리오이다.

시나리오 2는 단기 발전소 정전사고 사고(STSBO) 시나리오로서 0.5~1.0 g 최대기반 가속도의 지진에 의한 소내 비상 발전기 고장으로 인해 발전소 정전이 일어나고, 이에 따라 소내와 소외 직류 전원이 복구 불가능한 사고이다. 장기 발전소 정전사고와의 차이점은 모든 안전 계통이 장기 발전소 정전사고에 비해 빠르게 작동이 불가능한 상태가 된다는 점이다.

시나리오 3은 저압경계부 냉각재 상실사고(ISLOCA) 시나리오로서 저압안전주입계통과 내부격리밸브의 파단으로 시작된다. 그리고 운전원이 원자로건물 내 재장전수탱크를 채우는데 실패한 후에 냉각재 상실사고로 이어지는 사고 시나리오이다.

시나리오 4는 열적유도 증기발생기 전열관파단사고(TISGTR) 시나리오로서 초기에 하나의 증기 발생기 전열관에서 파단이 일어나는 것을 시작으로 운전원이 고장난 증기 발생기를 격리하고, 압력을 낮추며 원자로 냉각재 계통을 냉각시키는 사고이다. 그리고 재장전수 냉각계통을 채우기 위한 격납건물 배수조 내 물 부족으로 고압 재순환, 저압 재순환, 재순환 살수계통이 사용 불가능한 사고이다.

3. 대기확산 및 피폭방사선량 평가

본 연구에서는 국내 원전 부지제한구역경계에 해당하는 560 m에서부터 16 km까지 500 m 간격으로 이격거리에 따른 최대 피폭방사선량 값을 평가하였다. 평가에 사용된 기상자료는 Surry 원자력발전소 부지의 1988년 데이터를 사용하였다. Fig. 2에 본 평가에 사용한 기상자료를 나타내었다. WinMACCS 전산코드의 경우 풍향, 풍속, 대기안정도,

Table 2. The activity of each nuclide released to the environment in the accidents of SOARCA project

Nuclide	Activity [Bq]				Nuclide	Activity [Bq]			
	LTSBO	STSBO	ISLOCA	TISGTR		LTSBO	STSBO	ISLOCA	TISGTR
^{58}Co	8.07×10^{3}	1.94×10^{4}	1.08×10^{6}	3.61×10^{5}	^{132}Te	2.58×10^{11}	3.07×10^{11}	4.58×10^{12}	1.16×10^{11}
^{60}Co	4.47×10^{4}	1.07×10^{5}	5.97×10^{6}	2.00×10^{6}	^{131}I	9.47×10^{10}	2.19×10^{11}	2.19×10^{11}	3.48×10^{12}
^{85}Kr	1.64×10^{11}	1.88×10^{11}	2.35×10^{11}	1.56×10^{10}	^{132}I	1.39×10^{11}	3.22×10^{11}	3.22×10^{11}	5.11×10^{12}
^{85m}Kr	4.51×10^{12}	5.15×10^{12}	6.44×10^{12}	4.28×10^{11}	^{133}I	1.96×10^{11}	4.55×10^{11}	4.55×10^{11}	7.21×10^{12}
^{87}Kr	8.95×10^{12}	1.02×10^{13}	1.28×10^{13}	8.48×10^{11}	^{134}I	2.21×10^{11}	5.11×10^{11}	5.11×10^{11}	8.11×10^{12}
^{88}Kr	1.20×10^{13}	1.37×10^{13}	1.71×10^{13}	1.13×10^{12}	^{135}I	1.87×10^{11}	4.33×10^{11}	4.33×10^{11}	6.87×10^{12}
^{86}Rb	1.59×10^{7}	3.74×10^{7}	8.58×10^{8}	1.32×10^{8}	^{133}Xe	3.39×10^{13}	3.88×10^{13}	3.88×10^{13}	4.85×10^{13}
^{89}Sr	1.27×10^{9}	3.40×10^{9}	3.05×10^{9}	2.71×10^{9}	^{135}Xe	1.01×10^{13}	1.15×10^{13}	1.15×10^{13}	1.44×10^{13}
^{90}Sr	9.69×10^{7}	2.59×10^{8}	2.32×10^{8}	2.07×10^{8}	^{134}Cs	1.28×10^{9}	3.02×10^{9}	3.02×10^{9}	6.92×10^{10}
^{91}Sr	1.60×10^{9}	4.28×10^{9}	3.84×10^{9}	3.41×10^{9}	^{136}Cs	4.66×10^{8}	1.10×10^{9}	1.10×10^{9}	2.51×10^{10}
^{92}Sr	1.71×10^{9}	4.56×10^{9}	4.09×10^{9}	3.64×10^{9}	^{137}Cs	1.03×10^{9}	2.46×10^{9}	2.46×10^{9}	4.91×10^{10}
^{90}Y	2.56×10^{6}	2.62×10^{6}	4.14×10^{5}	3.40×10^{5}	^{139}Ba	2.36×10^{9}	6.32×10^{9}	6.32×10^{9}	5.67×10^{9}
^{91}Y	4.20×10^{7}	4.30×10^{7}	6.80×10^{6}	5.59×10^{6}	^{140}Ba	2.29×10^{9}	6.13×10^{9}	6.13×10^{9}	5.49×10^{9}
^{92}Y	4.39×10^{7}	4.50×10^{7}	7.11×10^{6}	5.84×10^{6}	^{140}La	6.06×10^{7}	6.21×10^{7}	6.21×10^{7}	9.81×10^{6}
^{93}Y	4.94×10^{7}	5.06×10^{7}	8.00×10^{6}	6.57×10^{6}	^{141}La	5.45×10^{7}	5.58×10^{7}	5.58×10^{7}	8.83×10^{6}
^{95}Zr	6.54×10^{8}	9.41×10^{8}	4.78×10^{7}	3.13×10^{8}	^{142}La	5.26×10^{7}	5.39×10^{7}	5.39×10^{7}	8.52×10^{6}
^{97}Zr	6.59×10^{8}	9.49×10^{8}	4.82×10^{7}	3.16×10^{8}	^{141}Ce	6.42×10^{8}	9.24×10^{8}	9.24×10^{8}	4.69×10^{7}
^{95}Nb	8.73×10^{8}	2.10×10^{9}	1.17×10^{11}	3.91×10^{10}	^{143}Ce	6.00×10^{8}	8.63×10^{8}	8.63×10^{8}	4.39×10^{7}
^{99}Mo	9.57×10^{8}	2.30×10^{9}	1.28×10^{11}	4.28×10^{10}	^{144}Ce	4.51×10^{8}	6.49×10^{8}	6.49×10^{8}	3.30×10^{7}
^{99m}Tc	8.48×10^{8}	2.04×10^{9}	1.13×10^{11}	3.79×10^{10}	^{143}Pr	4.97×10^{7}	5.09×10^{7}	5.09×10^{7}	8.05×10^{6}
^{103}Ru	2.40×10^{8}	4.85×10^{8}	9.29×10^{9}	6.59×10^{9}	^{147}Nd	2.18×10^{7}	2.23×10^{7}	2.23×10^{7}	3.53×10^{6}
^{105}Ru	1.64×10^{8}	3.30×10^{8}	6.33×10^{9}	4.49×10^{9}	^{239}Np	7.47×10^{9}	1.08×10^{0}	1.08×10^{0}	5.47×10^{8}
^{106}Ru	7.30×10^{7}	1.47×10^{8}	2.82×10^{9}	2.00×10^{9}	^{238}Pu	1.10×10^{6}	1.58×10^{6}	1.58×10^{6}	8.01×10^{4}
^{105}Rh	1.51×10^{8}	3.05×10^{8}	5.84×10^{9}	4.15×10^{9}	^{239}Pu	1.26×10^{5}	1.81×10^{5}	1.81×10^{5}	9.22×10^{3}
^{127}Te	1.56×10^{10}	1.86×10^{10}	2.78×10^{11}	7.03×10^{9}	^{240}Pu	1.54×10^{5}	2.22×10^{5}	2.22×10^{5}	1.13×10^{4}
^{127m}Te	2.54×10^{9}	3.02×10^{9}	4.51×10^{10}	1.14×10^{9}	^{241}Pu	4.47×10^{7}	6.43×10^{7}	6.43×10^{7}	3.27×10^{6}
^{129}Te	4.68×10^{10}	5.58×10^{10}	8.32×10^{11}	2.11×10^{10}	^{241}Am	3.67×10^{3}	3.76×10^{3}	3.76×10^{3}	5.94×10^{2}
^{129m}Te	8.95×10^{9}	1.07×10^{10}	1.59×10^{11}	4.03×10^{9}	^{242}Cm	1.22×10^{6}	1.25×10^{6}	1.25×10^{6}	1.97×10^{5}
^{131m}Te	3.43×10^{10}	4.09×10^{10}	6.10×10^{11}	1.54×10^{10}	^{244}Cm	1.21×10^{5}	1.24×10^{5}	1.24×10^{5}	1.96×10^{4}

강수량에 대한 연간 자료가 1시간 단위로 구분되어 입력된다. 풍향의 경우 16방위로 구분된다. 가장 많은 빈도(연간 9.47%)를 보인 풍향은 북북동(NNE) 방향이다. 다음으로 남(S), 북동(NE), 남남동(SSE) 방향이 7.66%, 7.50%, 7.35%로 높게 나타났다. 풍속의 경우 총 구간(0~9 $m\cdot s^{-1}$)을 1 $m\cdot s^{-1}$ 단위로 끊어 총 9가지 범위로 구분하여 설정하였다. 9개의 구간에서 가장 높은 빈도를 보인 구간은 1~2 $m\cdot s^{-1}$로서 연간 29.5% 발생하였다. 다음으로 2~3 $m\cdot s^{-1}$, 3~4 $m\cdot s^{-1}$, 0~1 $m\cdot s^{-1}$ 구간이 각각 27.8%, 17.4%, 12.9%로 높게 발생하였다. 대기안정도는 A~F까지 총 6가지 범주로 구분하여 설정하였다. A 등급은 심한 불안정, B 등급은 불안정, C 등급은 약한 불안정, D 등급은 중립, E 등급은 약한 안정, F 등급은 안정 등급이다. 가장 많은 빈도를 보인 등급은 약한 안정(E 등급)으로서 연간 28% 발생하였다. 뒤를 이어 중립(D 등급), 안정(F 등급), 심한 불안정(A 등급)이 각각 24%, 20%, 19%를 차지하였다. Surry 원자력발전소 부지의 연간 평균 강수량은 345.7 mm으로 나타났다. 6, 9월 월별 누적 강수량이 각각 5.3 mm, 10.2 mm이며, 상대적으로 다른 달보다 비가 적게 내렸다. 이에 반해, 12월 달에는 누적 강수량이 69.3 mm이며, 상대적으로 다른 달보다 많은 비가 내렸다.

RASCAL 전산코드는 WinMACCS 전산코드와 같이 기상자료를 샘플링하지 않고 결정론적으로 대기확산을 평가하는 특징이 있다(NRC 2012a). 따라서 Surry 원자력발전소 부지 연간 기상자료의 평균 풍속(2.4 $m\cdot s^{-1}$)을 이용하여 평가하였다. 본 연구에서는 이격거리에 따른 최대 피폭방사선량 값을 평가하였기 때문에 단일 방향으로 일정하게 바람이 부는 상황을 가정하였다. 대기안정도의 경우 단일 대기안정도를 가정하였으며, 이용된 기상자료에서 빈도가 높은 대기안정도인 안정도 D, E를 가정한 결과를 도출하였다. 그리고

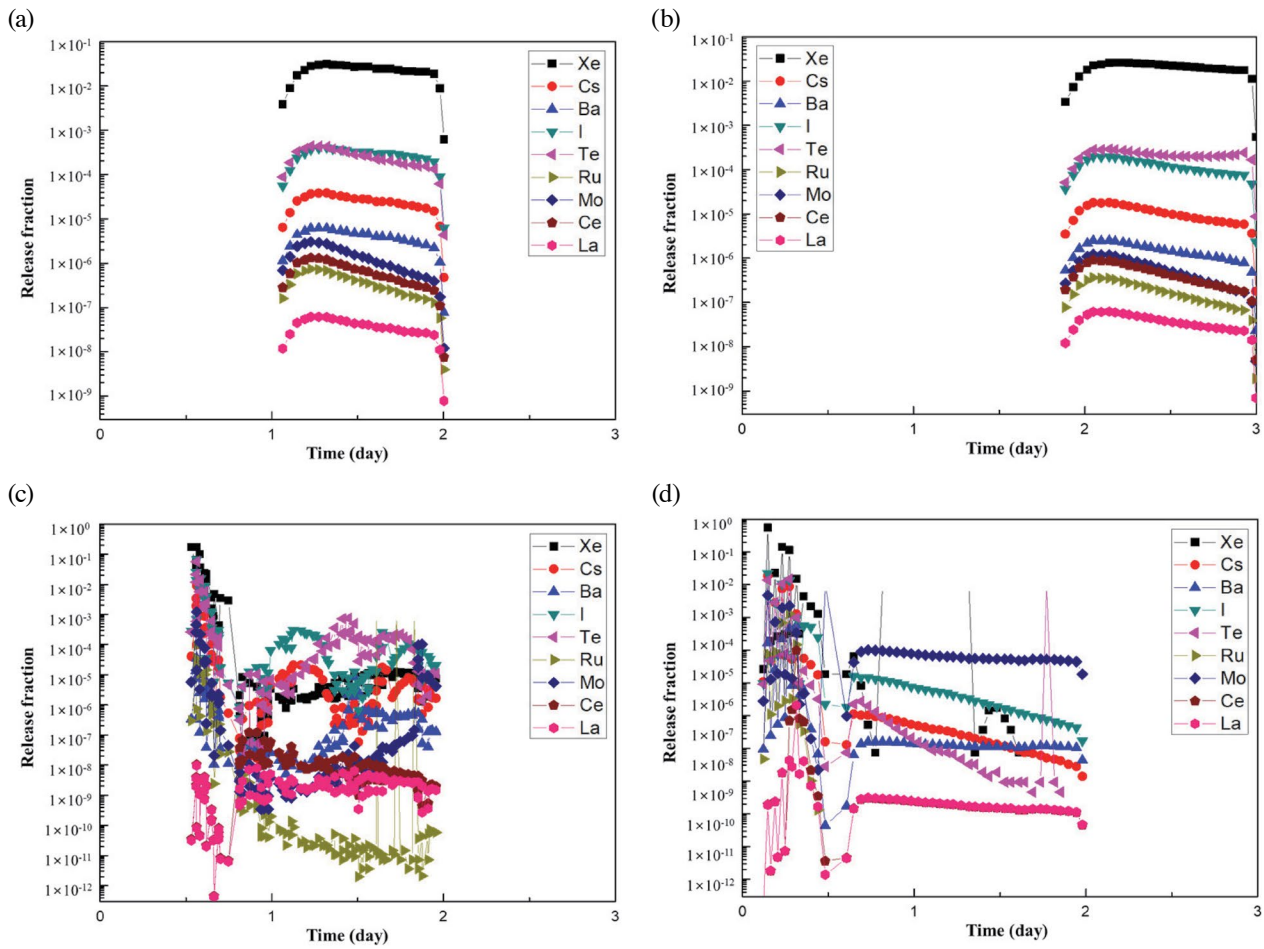

Fig. 1. Release fraction into the environment over time by radionuclide group ((a): LTSBO, (b): STSBO, (c): ISLOCA, (d): TISGTR).

A~G의 각 대기안정도별 소외 피폭방사선량 결과에 해당 대기안정도의 연간 발생빈도를 고려하여 합산한 가중평균 결과를 도출하였다.

WinMACCS 전산코드와 RASCAL 전산코드는 국제방사선방호위원회(ICRP) 26 권고 또는 60 권고 기반의 내부피폭 및 외부피폭 선량환산인자를 선택하여 피폭방사선량 평가가 가능하다(ICRP 1977; ICRP 1990; ICRP 1996). 본 연구에서는 국제방사선방호위원회 60 권고 기반의 내부피폭 및 외부피폭 선량환산인자를 이용하였다. 그리고 방사선 비상단계(방사성물질의 방출시점으로부터 1주일 이내 범위)의 피폭방사선량을 평가하였다. WinMACCS 전산코드의 경우 EARLY 모듈, RASCAL 전산코드의 경우 Source Term to Dose 모듈에서 비상단계의 피폭방사선량 평가가 가능하다(NRC 1990a; NRC 2012a). 따라서 해당 모듈을 이용하여 결과를 도출하였다.

결과 및 고찰

본 연구에서는 확률론적 안전성평가 코드인 WinMACCS 전산코드와 결정론적 안전성평가 코드인 RASCAL 전산코드를 이용하여 원자력발전소 중대사고 시 피폭방사선량을 평가하고 결과를 비교 및 분석하였다.

1. 부지 제한구역경계에서 피폭방사선량 평가 결과

Fig. 3에 부지 제한구역경계에 해당하는 560 m 이격지점에서 각 사고 시나리오에 따른 WinMACCS 전산코드 및 RASCAL 전산코드의 소외 피폭방사선량 결과를 나타내었다. 장기 발전소 정전사고(LTSBO) 시나리오에 대하여 평가한 결과, WinMACCS 전산코드의 경우 1.96 Sv가 도출되었다. RASCAL 전산코드의 경우 대기안정도 D를 가정하였을 때 3.58 Sv, 대기안정도 E를 가정하였을 때 4.74 Sv가 도출되었다. 단기 발전소 정전사고(STSBO) 시나리오에 대하여 평가한 결과, WinMACCS 전산코드의 경우 1.82 Sv가 도출되었다. RASCAL 전산코드의 경우 대기안정도 D를 가정하였을 때 4.83 Sv, 대기안정도 E를 가정하였을 때 6.46 Sv가 도출되었다. 저압경계부 냉각재 상실사고(ISLOCA) 시나리오에 대하여 평가한 결과, WinMACCS 전산코드의 경

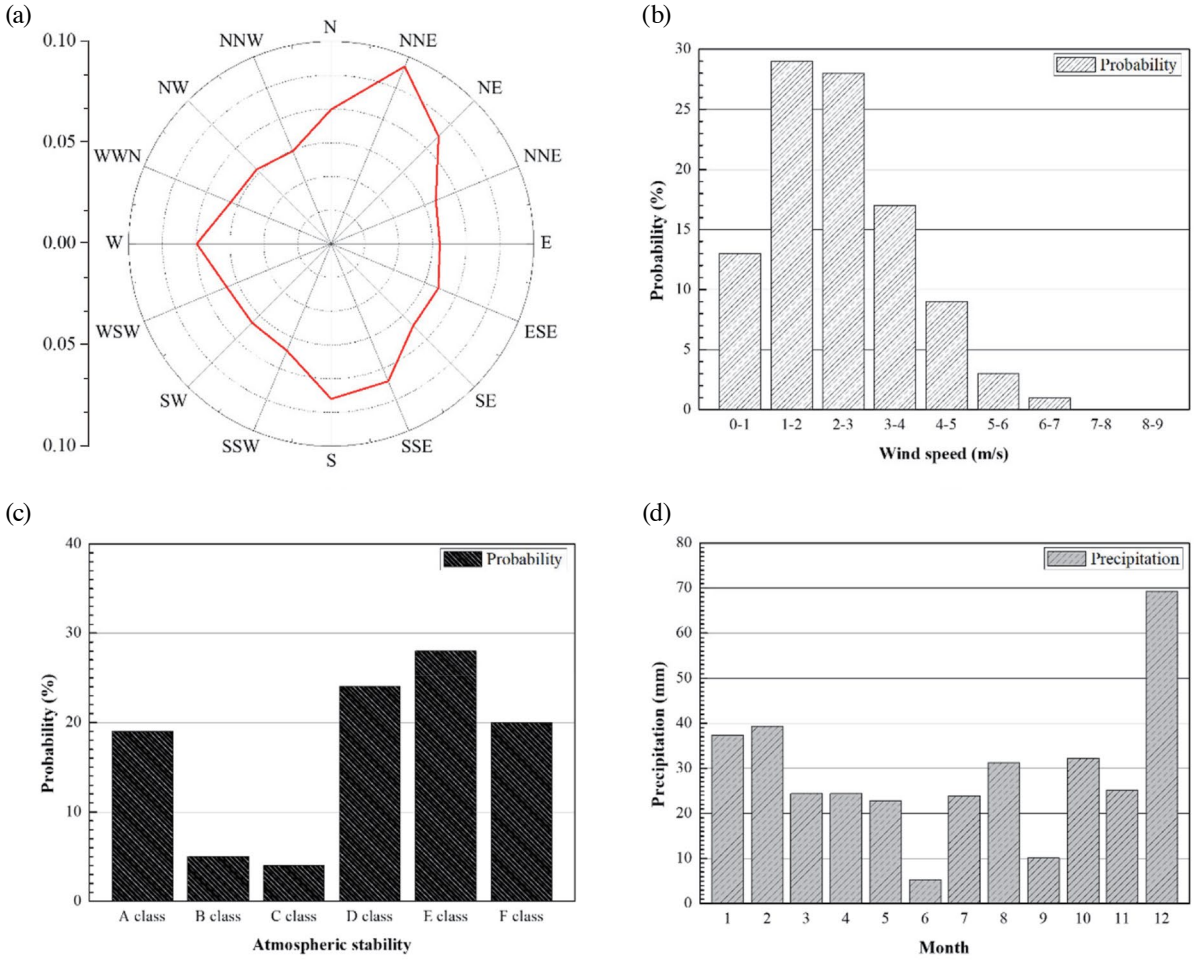

Fig. 2. Meteorological data at Surry nuclear power plant site ((a): Annual wind direction frequency, (b): Frequency of annual wind speed section, (c): Frequency of annual atmospheric stability, (d): Monthly precipitation).

우 81.8 Sv가 도출되었다. RASCAL 전산코드의 경우, 대기안정도 D를 가정하였을 때 106 Sv, 대기안정도 E를 가정하였을 때 145 Sv가 도출되었다. 열적유도 증기발생기 전열관파단사고(TISGTR) 시나리오에 대하여 평가한 결과, WinMACCS 전산코드의 경우 5.98 Sv가 도출되었다. RASCAL 전산코드의 경우, 대기안정도 D를 가정하였을 때 3.95 Sv, 대기안정도 E를 가정하였을 때 5.37 Sv가 도출되었다.

2. 이격거리에 따른 피폭방사선량 평가 결과

Fig. 4에 중대사고 시나리오별 이격거리에 따른 소외 피폭방사선량 평가 결과를 나타내었다. 장기 발전소 정전사고(LTSBO)의 경우 WinMACCS 전산코드의 결과에 대한 RASCAL 전산코드 결과의 비는 대기안정도 D에서 0.53~1.99배, 대기안정도 E에서 1.63~4.24배, 가중평균했을 때 1.06~3.01배 수준으로 나타났다. 단기 발전소 정전사고(STSBO)의 경우 WinMACCS 전산코드의 결과에

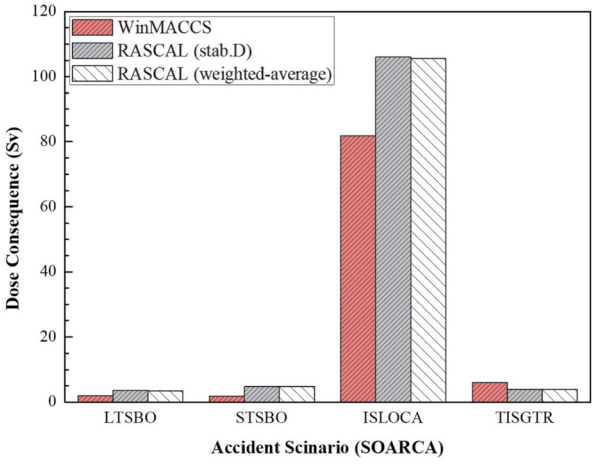

Fig. 3. Offsite dose consequence according to accident scenario at 560 m from Surry nuclear power plant using WinMACCS and RASCAL computer code.

대한 RASCAL 전산코드 결과의 비는 대기안정도 D에서 0.57~2.65배, 대기안정도 E에서 2.13~3.73배, 가중평균 했

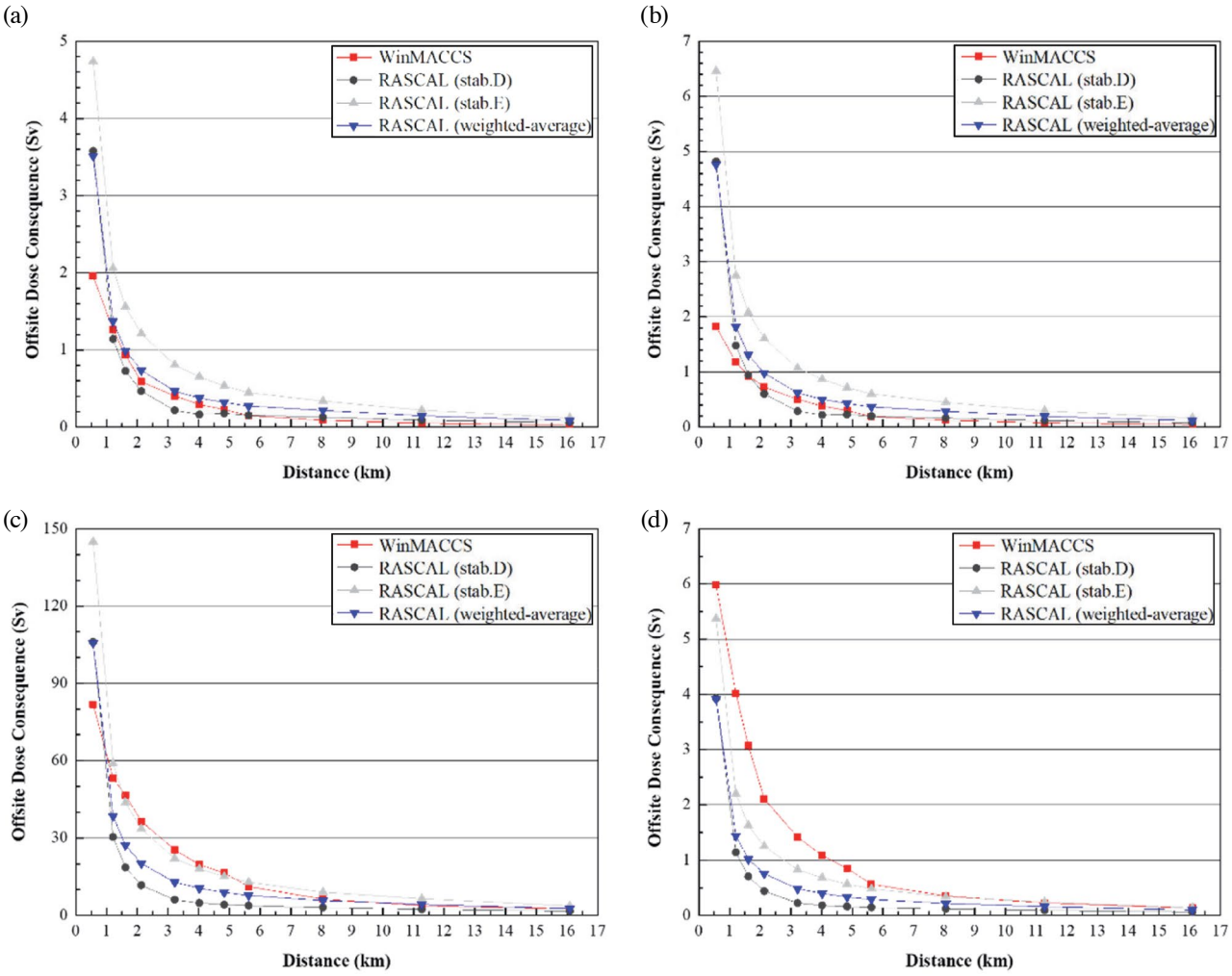

Fig. 4. Offsite dose consequence according to distance in Surry nuclear power plant for accidents using WinMACCS and RASCAL computer code ((a): LTSBO, (b): STSBO, (c): ISLOCA, (d): TISGTR).

을 때 1.24~2.61배 수준으로 나타났다. 저압경계부 냉각재 상실사고(ISLOCA)의 경우 WinMACCS 전산코드의 결과에 대한 RASCAL 전산코드 결과의 비는 대기안정도 D에서 0.24~1.30배, 대기안정도 E에서 0.87~1.77배, 가중평균 했을 때 0.50~2.39배 수준으로 나타났다. 열적유도 증기발생기 전열관파단사고(TISGTR)의 경우 WinMACCS 전산코드의 결과에 대한 RASCAL 전산코드 결과의 비는 대기안정도 D에서 0.16~0.66배, 대기안정도 E에서 0.53~1.08배, 가중평균 했을 때 0.33~0.75배 수준으로 나타났다.

부지 제한구역경계 및 이격거리에 따른 WinMACCS 전산코드와 RASCAL 전산코드의 결과는 대체로 유사하였으나 특정 구간에서 차이가 발생하였다. 이는 전산코드 간의 기상자료 입력 및 처리방식, 시간에 따른 방출분율 모사 방법, 피폭방사선량 모델링 방법 차이에서 기인한 것으로 판단된다. WinMACCS 전산코드의 경우 1년 간의 풍향, 풍속, 대기안정도, 강우량, 혼합층 높이가 1시간 단위로 입력된다. 그리고 입력된 8,760시간의 기상자료 중 120개의 기상자료를 무작위로 샘플링하여 사고결말평가에 사용한다. 그러나 RASCAL 전산코드는 기상자료를 샘플링하지 않고 결정론적인 입력인자들을 고려하여 대기확산인자를 평가한다. 따라서 RASCAL 전산코드 평가 시 기상자료의 연평균 값을 사용하였으며, 이로 인해 사고결말의 차이가 발생하였다. 그리고 WinMACCS 전산코드의 경우 사고발생 후 경과시간에 따라 방사성물질의 방출분율을 구분하여 모사할 수 있다. 그러나 RASCAL 전산코드는 서로 다른 방출분율을 최대 3개까지만 지정할 수 있으며, 본 연구에서는 방출기간 동안 일정한 방출분율을 가정하였기 때문에 사고결말의 차이가 발생하였다. 각 전산코드 내에서 비상단계의 피폭방사선량 평가 모듈에서 고려하는 피폭경로에서도 일부 차이가 존재한다. WinMACCS 전산코드의 경우 방사성 플룸, 지표에 침적된 물질에 의한 외부피폭과 방사성 플룸, 지표로부터 재부유된 물질 흡입으로 인한 내부피폭을 고려한다

(NRC 1990a). 그러나 RASCAL 전산코드의 경우 비상단계에서는 재부유된 물질 흡입으로 인한 내부피폭을 고려하지 않는다(NRC 2012a).

결 론

본 연구에서는 원자력발전소 중대사고 시 WinMACCS 전산코드를 사용하여 평가된 확률론적 안전성평가의 결과와 결정론적 안전성평가 도구인 RASCAL 전산코드의 결과를 비교 및 분석하였다. 미국의 Surry 원자력발전소를 평가대상으로 선정하였으며 4가지 중대사고 시나리오에 대해 소외 사고결말을 평가하였다.

부지 제한구역경계(560 m)에서 각 사고 시나리오에 따른 피폭방사선량 평가 결과, 장기 발전소 정전사고(LTSBO)의 경우 WinMACCS 전산코드는 1.96 Sv, RASCAL 전산코드는 3.58~4.74 Sv가 도출되었다. 단기 발전소 정전사고(STSBO)의 경우 WinMACCS 전산코드는 1.82 Sv, RASCAL 전산코드는 4.83~6.46 Sv가 도출되었다. 저압경계부 냉각재 상실사고(ISLOCA)의 경우 WinMACCS 전산코드는 81.8 Sv, RASCAL 전산코드는 106~145 Sv가 도출되었다. 열적유도 증기발생기 전열관파단사고(TISGTR)의 경우 WinMACCS 전산코드는 5.98 Sv, RASCAL 전산코드는 3.95~5.37 Sv가 도출되었다.

WinMACCS 전산코드와 RASCAL 전산코드를 이용하여 이격거리에 따른 소외 사고결말을 평가한 결과, WinMACCS 전산코드에 대한 RASCAL 전산코드 결과의 비는 장기 발전소 정전사고(LTSBO)에서 0.53~4.24배 수준으로 나타났다. 단기 발전소 정전사고(STSBO)에서는 0.57~3.73배 수준으로 나타났다. 저압경계부 냉각재 상실사고(ISLOCA)에서는 0.24~2.39배 수준으로 나타났다. 열적유도 증기발생기 전열관파단사고(TISGTR)에서는 0.16~1.08배 수준으로 나타났다. WinMACCS 전산코드와 RASCAL 전산코드 간의 차이가 발생하는 원인은 기상자료 입력 및 처리방식의 차이, 사고발생 후 경과시간에 따른 방사성물질의 방출분율 모사 방식의 차이, 비상단계를 평가모듈에서 고려하는 피폭경로의 차이에서 기인한다.

결과적으로 소외 사고결말평가 결과는 최소 0.16배에서 최대 4.24배로 같은 차수 수준으로 평가되었다. 따라서 상대적으로 평가가 신속한 결정론적 방법을 이용하여 사고결말을 예비 평가하고, 확률론적 사고결말평가 결과를 검증하는데 이용할 수 있을 것으로 판단된다. 이를 이용하여 확률론적 안전성평가의 타당성 및 신뢰성을 경제적으로 판단할 수 있을 것으로 기대된다. 본 연구의 결과는 향후 국내 3단계 확률론적 안전성평가 체계 구축에 기반자료로 이용될 수 있을 것이다.

사 사

본 연구는 한국원자력안전재단 원자력안전연구 프로그램(No. 1705001)의 지원을 받아 수행되었으며 이에 감사드립니다.

참 고 문 헌

원자력안전위원회. 2016. 사고관리계획서 작성방법에 관한 규정. 원자력안전위원회고시 제 2016-3호.

이관엽, 김종수, 이해초, 김봉석. 2014. MACCS2 코드를 이용한 연구용원자로 '하나로' 설계기준사고시 비상대응조치 효과분석. 방사선방어학회지. **39**(2):109-117.

전호준, 지문구, 황석원. 2011. MACCS II 코드를 이용한 국내 경수로 및 중수로형 원전의 소외결말분석. 한국안전학회지. **26**(5):105-109.

Haste T, Birchley J, Cazzoli E, Vitazkova J. 2005. MELCOR/MACCS simulation of the TMI-2 severe accident and initial recovery phases, off-site fission product release and consequences. *Nucl. Eng. Des.* **236**(10):1099-1112.

ICRP. 1977. Recommendations of the international commission on radiological protection. ICRP Publication 26. Ann. ICRP 1(3).

ICRP. 1990. Recommendations of the international commission on radiological protection. ICRP Publication 60. Ann. ICRP 21(1-3).

ICRP. 1996. Conversion coefficients for use in radiological protection against external radiation. ICRP Publication 74. Ann. ICRP 26(3/4).

Josip V, Damir K and Davor G. 2014. Radiation doses estimation for hypothetical NPP Krško Accidents Without And With PCFV Using RASCAL Software.

NRC. 1990a. MELCOR accident consequence code system (MACCS). NUREG/CR-4691.

NRC. 1990b. Severe accident risks: an assessment for five U.S. nuclear power plants. NUREG-1150.

NRC. 1998. Code manual for MACCS2: volume 2, preprocessor codes COMIDA2, FGRDCF, IDCF2. NUREG/CR-6613.

NRC. 2007. WinMACCS, a MACCS2 interface for calculating health and economic consequences from accidental release of radioactive materials into the atmosphere.

NRC. 2012a. RASCAL 4: Description of models and methods. NUREG-1940.

NRC. 2012b. State-of the-art reactor consequence analyses (SOARCA) Report. NUREG-1935.

NRC. 2013a State-of-the-art reactor consequence analyses project volume 1: Peach bottom integrated analysis (vol. 1).

NUREG/CR-7110.

NRC. 2013b. State-of-the-art reactor consequence analyses project volume 2: Surry integrated analysis (vol. 2). NUREG/CR-7110.

NRC. 2014. MACCS best practices as applied in the state of the art reactor consequence analyses (SOARCA) project. NUREG-7009.

NRC. 2015. RASCAL 4.3: Description of models and methods. NUREG-1940 Supplement 1.

Rocchi F, Guglielmelli A. 2014. Evaluation of the Fukushima accident source term throught the fast running code RASCAL 4.2: Methods & Results.

Sahin S, Ali M. 2016. Emergency planning zones estimation for Karachi-2 and Karachi-3 nuclear power plants using Gaussian puff model. *Sci. Technol. Nucl. Install.* **2016**(1):1-8.

Salem EF, Abdeen AK, Salama MA. 2016. Assessment of offsite consequences due to severe nuclear accident according to release pathway reduction mechanisms using computer code. *Int. J. Sci. Qual. Anal.* **2**(2):19-23.

Uddin B, Muhammad G and Kim JY. 2019. Nuclear emergency management using accident consequence analysis code. *Korean Soc. Hazard Mitig.* **19**(4):215-225.

Received: 21 February 2021
Revised: 7 March 2021
Revision accepted: 18 March 2021