2003 춘계학술발표회 논문집
한국원자력학회

STARDOSE 전산코드의 Dose Conversion Factor 수정과 Case Study를 통한 계산 절차 타당성 평가

A Feasibility Assessment of Calculation Procedure with Case Study and the Modificaton of Dose Conversion Factor in STARDOSE

고현석, 장미, 김석훈, 강창순
서울대학교
서울시 관악구 신림동 산56-1

요 약

STARDOSE 전산코드는 원자력 발전소 설계 기준 사고 시 제어실과 소외선량 각각의 선량을 얻기 위해 설계된 전산코드이다. 전산코드의 입력 파일에는 각 핵종의 붕괴상수나 선량 전환인자와 같은 자료가 있는 libfile1.txt 파일과 실제적인 발전소 모델을 에디터에 의해 구조적으로 표현하는 input.dat 파일이 있다. libfile1.txt 파일에서는 최신의 선량전환인자를 사용함으로써 더욱 개선된 결과가 나올 수 있다. 따라서 본 연구에서는 APR-1400과 울진 5&6호기 각각에 대해 중대사고 중 하나인 LOCA에 대한 input.dat 파일을 작성하고, 최신의 선량전환인자와 각각의 노심 재고량을 이용한 libfile1.txt를 만들어 각각의 사례연구를 하고 그 결과를 비교, 분석하였다.

Abstract

STARDOSE computer code is the designed code for which is calculated the dose of control room and off-site dose on design basis accident of nuclear power plant. Iuput files of STARDOSE are libfile1.txt which has decay constant and dose conversion factor, and input.dat which structurally expresses the real plant model by editor. It is given much advanced result with using newer dose conversion factor in libfile1.txt. In this study, therefore, case study is performed that is made input.dat file for LOCA and libfile1.txt which is included newer dose conversion factor and core inventory on APR-1400 and UCN 5&6. The result of case study is compared and analyzed.

1. 서 론

STARDOSE 전산코드는 원자력 발전소 설계 기준 사고 시 제어실과 소외선량 각각의 선량을 얻기 위해 설계된 전산코드이다. 입력파일인 input.dat와 libfile1.txt는 사용자가 계산하려는 대상에 따라 임의로 넣을 수 있으므로 많이 사용된다. 본 연구에서는 최신의 선량 환산 인자를 이용하여 APR-1400과 울진 5&6호기에 대한 case study를 하여 선량 환산 인자 변화에 따른 영향을 알아보고 그 결과를 분석하여 기존 STARDOSE 전산코드의 선량 환산 인자와 계산 절차의 타당성을 평가한다.

2. STARDOSE 전산코드

(1) 개 요

STARDOSE 전산코드는 원자로 설계기준 사고 시 원자로 제어실과 소외 선량을 얻기 위해 고안되었다. 이는 10 CFR 50과 10 CFR 21의 Appendix B에 있는 상황에 적용하기에 알맞다. 이 APR-1400의 모델은 control volume과 junction의 수나 배치에 있어서 유연성을 갖는다. 유연성을 최대로 하기 위해 유한차분 수치 해법을 사용했다. 참고문헌 1의 선원항을 고려해서 현실성을 높였다.

외부선량에 있어서, STARDOSE는 베타나 감마 선량을 계산하는 데 있어 외부 피폭 선량전환인자(DCF)를 사용했다. DCF의 단위는 $rem-m^3/Ci-\sec$이다. STARDOSE에서 control room에서의 외부 피폭 감마 선량을 계산하기 위해서 참고문헌 6으로부터 finite correlation factor를 사용했다. Control room안에서의 감마 피폭선량을 확립하기 위해서는 control room 안에서뿐만 아니라 외부에서의 감마 선원에 대해서도 고려를 해야한다. 이는 특히 TEDE를 계산할 때 중요하다. STARDOSE에서는 control room 밖에서의 감마 선원에 대해서 고려하지 않았다. 이를 보완하기 위해 외부에서의 선량을 구한 후 차폐효과를 고려한 인자를 사용해서 보정해 준다. 흡입으로 인한 피폭에 대해서는 각각의 영향을 받는 기관과 방사성 핵종에 대해 호흡 선량전환인자를 사용한다.

발전소 모델은 control volume, junction, core, environment의 4가지로 구성되어있다. 하나의 control volume은 Control Room(CR)을 가리킬 수 있다. 선량은 CR 안에서만 계산되거나 두 개의 environment location, 즉 Exclusion Area Boundary(EAB), Low Population Zone(LPZ)에서 계산될 수 있다.

환경에서의 방사성 핵종 확산은 다음과 같다. Control volume에서 환경으로 방사능이

누출될 때, 누출되는 방사능은 일반적으로 선량 분석 시 관련있는 부분인, 환경(EAB, LPZ)으로 나갈 수 있는 구멍이 있는 control room으로 계속해서 떠다닌다. 이동하는 동안 방사능의 농도는 intake junction(s), EAB, LPZ에 도달하는 시간만큼 줄어들 것이다. STARDOSE에서는 농도의 감소는 그 위치에서의 누출과 대응하는 χ/Q의 곱으로 나타난다. CR, EAB, LPZ의 각 영역의 누출지점에서 χ/Q가 존재하며, 확산 해석에서 구할 수 있다. STARDOSE에서의 모든 χ/Q는 $\sec/m^3$단위로 사용자가 입력해준다. 만약에 환경에 대해서 n개의 누출지점이 있고 i번째 누출지점에서의 방사능 누출율이 G_i (Ci/Sec)가 될 때 EAB, LPZ, CR에 각각 도달하는 방사능 농도는 $\sum_{i=1}^{M} G_i \cdot \chi/Q_{EAB,i}$, $\sum_{i=1}^{M} G_i \cdot \chi/Q_{LPZ,i}$, $\sum_{i=1}^{M} G_i \cdot \chi/Q_{CR,i}$ 가 된다. 위의 농도는 순간 농도이다.

(2) 구 조

(가) Input, Execution, Output

STARDOSE는 두 가지 방법으로 실행할 수 있다. 두 가지 방법 모두 Libfile1.txt을 준비하기 위해 에디터가 사용된다. 선량계산을 실행하기 전에 non-safety related GUI 버전이 input.dat, config.out을 만드는데 사용된다. output파일에는 EDITTIME.RUN 파일과 RESULTS.OUT 파일이 포함된다.

safety related application에 STARDOSE를 사용하는 경우에 에디터로써 Libfile1.txt파일과 input.dat파일을 만들고 STARDOSE.exe를 실행시키면 결과가 도출된다.

(나) LIBFILE1.txt

첫 번째 줄에는 동위원소의 개수와 동위원소 그룹의 개수를 적어준다.

나머지 부분에는 각 줄마다 각각의 동위원소들의 정보가 들어가는데 18가지 item으로 구성된다. 18가지 item중에서 0이라고 입력하는 item은 dummy input이다.

(다) INPUT.DAT

이 파일은 발전소 모델을 구성하는데 필요한 구문과 관련 핵종으로 되어있다. core object와 environment object는 단지 하나만 존재해야 하지만 junction object와 control volume object는 여러 개 있어도 상관이 없다. edit time input block은 edit_time으로 시작되어 end_edit_time으로 끝난다. 시간은 공백으로 구분한다. participating input block은 participating_isotopes로 시작되고 end_participating_isotopes로 끝나는데 관련된 isotope들은 공백으로 구별해주되 다른 group들은 줄을 바꿔 구별해주는 것이 좋다.

(라) Environmental Object Input block

site boundary와 LPZ에서의 호흡률에 대한 정보만을 포함하고 있다.

(마) CONFIG.OUT

이 파일은 core와 control volume, junction, Environment 가 어떻게 연결되어 있는지 보여주고 관여된 핵종들의 목록을 보여준다. 또한 다양한 object 주소들이 주어져 있고 input.dat파일의 해석을 검토하는 방법을 제공한다.

(바) EDITTIME.RUN

이 파일은 각 edit가 끝나고 실행될 때마다 다시 생성된다. 그 실행시간은 plant모델을 작게 하거나 재순환 loop를 피하고 핵종 수를 줄이고 제거율의 갑작스런 변화를 피하고 edit 수를 제한하면 줄일 수 있다.

(사) RESULT.OUT

이 파일은 계산결과를 제공한다. Environment에 대해서 small dose block은 EAB와 LPZ location에서의 네 가지 선량을 제공하기 위해 확장된다. 그리고 Dose summary block 바로 위에는 총 선량이 제공된다. 또한 환경에 대한 방사능과 dose compilation block은 air_space activity를 포함하고 있지만 EAB와 LPZ location에서의 선량을 제공한다. Environment의 경우에 air_space activity는 현재의 방사능을 나타내는 것이 아니라 노출된 방사능의 합을 나타낸다.

3. 계산 가정과 절차

(1) APR-1400

(가) 선원항

격납 건물로 누출되어지는 방사선 원항은 NUREG-1465 방사선원항을 사용하였다. 이 방사선원항은 격납건물로부터의 누출에 적용할 수 있다. 노심내 Iodine의 구성 비율은 다음과 같다.

Iodine Composition :	elemental	0.0485
	organic	0.0015
	particulate	0.95

(나) 방사성붕괴

본 연구에서 방사성 붕괴 영향이 고려되었다.

(다) 격납건물 설계누설률

본 연구에서 기술 설계자료를 바탕으로, 사고 후 24시간동안의 APR-1400의 격납건물 설계누설률은 0.15 [vol%/day]로 설정되었다. 24시간 이후의 누설률은 설계누설률의 50%에 해당하는 0.075 [vol%/day]로 설정되었다. 이는 보수적인 가정이라 할 수 있다.

(라) 살수시스템에 의한 방사성 핵종의 살수제거율(spray lambda)

Organic Iodine과 Noble Gas를 제외한 핵종 그룹에 대하여 살수 시스템에 의한 제거를 고려하였다.

표 1. 살수시스템에 의한 살수제거율

Time After Accident [sec]	Spray Removal Rate [1/hr]
30 - 200	3.0
200 - 1830	1.8
1830 - 2000	6.5
2000 - 2800	8.0
2800 - 3600	7.7
3600 - 6510	7.45
6510 - 7300	4.0
7300 - 9000	2.6
9000 - 10800	2.2
10800 - 21600	1.8
21600 -	0.9

(마) 살수지역과 비살수지역 사이의 혼합률

표 2. 살수지역과 비살수지역 사이의 혼합률

Time after accident(sec)	Mixing Rate (unsprayed vol/hr)	Mixing Rate (cfm)
80 - 600	2.0	26,100
600 - 1830	8.9	116,145
1830 - 4230	10.9	142,245
4230 - 6630	6.8	88,740
6630 - 7530	2.0	26,100
7530 - 9930	9.6	125,280
>9930	2.0	26,000

(바) 대기확산인자

AZAP 전산코드를 사용하여 부지특성에 따른 대기확산인자를 도출하였다. 사용된 부지는 Beaver Valley 1977년 자료이며, 이는 미국 원전부지의 80~90% 부지의 대기확산인자보다 큰 값을 나타내는 기상자료라고 알려져 있다.

표 3. 부지특성 대기확산인자(X/Q) [$\sec/m^3$]

Time interval	EAB	LPZ
0 - 2hr	8.921×10^{-4} (700m)	N/A
2 - 8hr	N/A	5.770×10^{-5}
8 - 24hr	N/A	3.935×10^{-5}
24 - 96hr	N/A	1.714×10^{-5}
96 - 720hr	N/A	5.202×10^{-6}

(사) 격납건물 자료

Containment : 살수지역(75%) + 비살수지역(25%) (두 지역모두 필터는 없다.)

AIR volume : 2350000 + 783000 [ft^3]

WATER volume : 118400 + 0 [ft^3]

(아) 핵종 그룹

본 연구의 핵종 그룹은 NUREG-1465에서 제시한 핵종그룹을 기초로 고려하였다.

(자) 보조건물 Emergency HVAC system

LOCA가 진행되는 동안 ESFAS는 VY 시스템을 작동시키게 되고, 방사선원항은 이를 통하여 환경으로 누출되어진다. 보조건물은 좌우로 2곳이 존재한다. 각각의 보조건물의 free volume과 HVAC flow rate는 다음 표 4와 같다.

표 4. 보조건물의 free volume과 HVAC flow rate

Area	Volume(ft^3)	HVAC Flow Rate(cfm)
Aux.Bldg Controlled Area I	2.3×10^6	25,400×2
Aux.Bldg Controlled Area II	1.43×10^6	22,300×2

보수적인 고려를 위하여, 각 보조건물의 HVAC ACU 두 개 중의 하나만 작동한다고

가정하였다. 또한, 각 VY 시스템의 필터 효율은 99%로 가정하였다. 물리적으로 별개의 공간인 두 건물이지만, 평가의 단순화를 위하여 $3.76\times10^{6}[ft^{3}]$의 volume을 가진 하나의 공간으로 가정하였다. 이러한 가정들을 통하여 보조건물로부터 환경으로 누출되어지는 Flow Rate는 47700[*cfm*] 으로 고려할 수 있다.

(차) 방사성 핵종의 누출 경로

이러한 junction들의 개념도는 다음과 같이 나타낼 수 있고, 그 각각의 junction에 해당하는 입력자료(Flow Rate)는 다음과 같이 정리 될 수 있다.

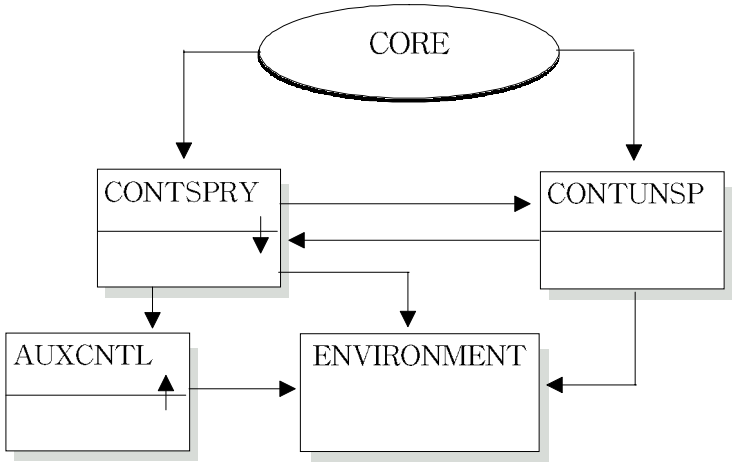

그림 1. APR-1400 LOCA 사고시 누출 경로

(2) 울진 5&6호기

(가) 선원항

LOCA가 일어날 때, 최고 출력 상태의 노심 재고량에서 100%의 불활성 기체와 25%의 iodine이 격납건물 내의 대기로 누출된다고 가정한다. 이 방사선원항은 격납건물로부터의 누출에 적용할 수 있다.

또한 elemental, particulate, organic iodine 각각에 대해 격납건물 대기 내의 iodine이 91%, 5%, 4% 라고 가정한다.

(나) 방사성 붕괴

격납 건물 내의 holdup 동안의 방사성 붕괴 영향이 고려되었다.

(다) 격납 건물 설계 누설율

기술 설계자료를 바탕으로, LOCA 후 24시간동안의 격납건물 설계누설률은 0.10%/day (4.167E-5/hr)로 설정되었다. 24시간 이후 30일까지의 누설률은 0.05%/day (2.083E-5/hr)로 설정되었다.

(라) 살수 계통 작동

살수로 인해, iodine의 elemental과 particulates 형태의 제거율은 각각 $20hr^{-1}$와 $0.43hr^{-1}$으로 가정한다. organic 형태의 iodine의 제거는 가정하지 않는다. 격납 건물 대기 내의 iodine 제염 계수 DF는 7.10으로 가정된다.

(마) 대기확산인자

AZAP 전산코드를 사용하여 부지특성에 따른 대기확산인자를 도출하였다.

표 5. 대기확산인자(X/Q) [sec/m^3]

Time interval	EAB	LPZ
0 - 2hr	7.313×10^{-4}	3.237×10^{-5}
2 - 8hr	N/A	3.237×10^{-5}
8 - 24hr	N/A	2.313×10^{-5}
24 - 96hr	N/A	1.116×10^{-5}
96 - 720hr	N/A	3.916×10^{-6}

(바) 격납 건물 살수/비살수 영역

최대 격납 건물 영역은 $2.859\times10^{6}ft^{3}$이다.

보수적 결과를 얻기 위해 살수 영역은 최대 격납 건물 영역의 75%로 가정한다. 이에 따라 계산한 결과는 다음과 같다.

격납 건물 영역 : $2.859\times10^{6}ft^{3}$

살수 영역 : $2.144\times10^{6}ft^{3}$

비살수 영역 : $7.148\times10^{5}ft^{3}$

(사) 살수지역과 비살수지역 사이의 혼합률

격납 건물 내의 살수/비살수 영역사이의 자연 순환으로 인한 혼합률은 시간당 비살수 영역에서 2번의 turnover가 있다고 가정하여 다음과 같이 계산한다.

$$\frac{2\times7.148\times10^{5}}{hr} = 2.383\times10^{4}cfm$$

(아) 방사성 핵종의 누출 경로

이러한 junction들의 개념도는 다음과 같이 나타낼 수 있고, 그 각각의 junction에 해당하는 입력자료(Flow Rate)는 다음과 같이 정리 될 수 있다.

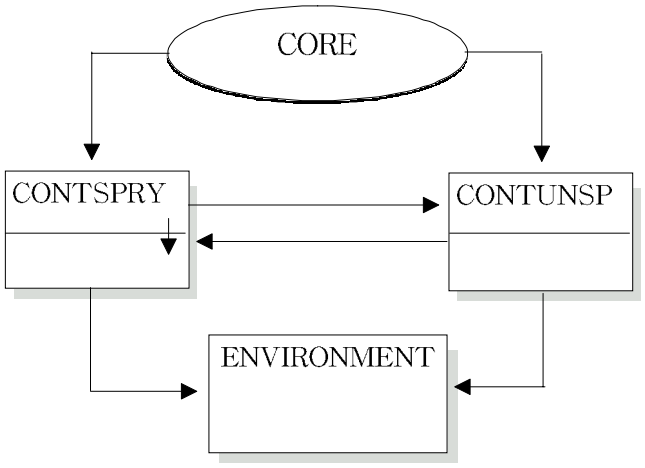

그림 2. 울진 5&6호기 LOCA 사고시 누출 경로

4. 선량 전환 인자 수정

본 연구에서는 기존의 STARDOSE 전산코드에 사용된 선량 전환 인자 대신에 ICRP-68과 ICRP-72를 참조한 최신의 선량 전환 인자를 사용하여 개선된 결과를 계산하였다.

(1) ICRP-68

ICRP 61이 출판된 이후로 ICRP는 호흡기에 대한 개정된 kinetic과 dosimetric 모델을 발간하였다. 이 보고서의 주된 목적은 이 새로운 모델의 사용하는 작업자에 대한 선량 전환 인자의 값을 주는 것이다. ICRP 56, 67, 69에서 새로운 biokinetics 모델이 ICRP 30 이후로 선택된 방사성 핵종에 대해서 유도된다. 개정된 biokinetics 모델과 자료가 성인에 대해 주어진 것이 이 보고서에서 주어진 선량 환산 인자를 계산하기 위해 ICRP-30에서 주어진 것들을 대신해서 사용된다. 계산에 사용된 조직과 방사선 가중 인자는 ICRP-60에서 추천된 것들이다. 그러므로 이 보고서는 ICRP-61을 대신한다. 적당한 때가 되면 해부학적이고 생물학적인 자료와 더 새로운 biokinetics 모델을 고려한 완전한 ICRP-30의 개정판이 출판될 것이다.

(2) ICRP-72

이 보고서는 ICRP-56, 67, 69, 71에 나온 31개의 방사성핵종의 섭취나 호흡으로 인한 대중의 구성원에 대한 연령에 따른 committed effective dose coefficient의 편집판이다. 또한 이 보고서는 ICRP-68에서 작업자에 대해 선량 전환 인자가 주어진 추가적인 60개의 방사성 핵종에 대한 committed effective dose coefficient 값을 준다. 이 보고서는 장기와 조직에 대한 committed equivalent dose 값을 주지는 않는다. 이 ICRP dose coefficient는 IAEA와 EU에 채택되었다. IAEA와 EU에서 주어진 작업자에 대한 값은 ICRP-68에서 주어진 값과 같다.

(3) 수정 사항

STARDOSE 전산코드의 libfile1.txt에 들어있는 선량 전환 인자는 호흡으로 인한 갑상선 선량 전환인자, 외부피폭 전신 선량 전환 인자, 외부피폭 피부 선량 전환 인자, 호흡으로 인한 committed effective dose equivalent 등 총 4가지이다. 여기서 ICRP-68과 ICRP-72를 통해 개선할 선량 전환 인자는 호흡으로 인한 갑상선 선량 전환인자와 호흡으로 인한 committed effective dose equivalent이다. 기존의 선량 전환 인자와 비교하여 변화된 부분을 단위를 고려하여 개선하였다. AMAD는 1micron으로 가정하였고, committed effective dose equivalent는 50년을 기준으로 가정하였으며, 각 핵종의 absorption type을 고려하여 개선하였다. 다음 그림 3~6에서 볼 수 있듯이 호흡으로 인

한 갑상선 선량 전환 인자는 기종의 선량 전환 인자와 차이가 난 핵종이 비교적 많았으나, committed effective dose equivalent는 기존의 값과 차이가 나는 핵종이 그다지 많지 않았다.

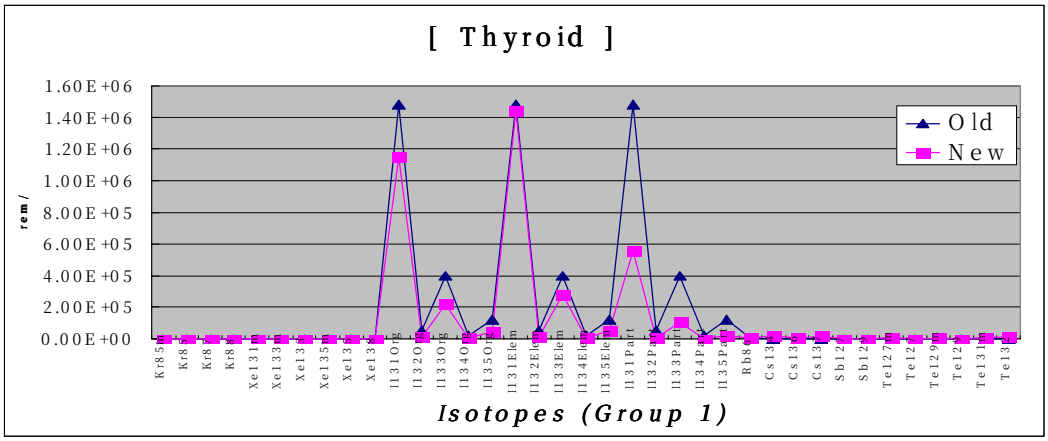

그림 3. 갑상선 선량 환산 인자 비교 (1)

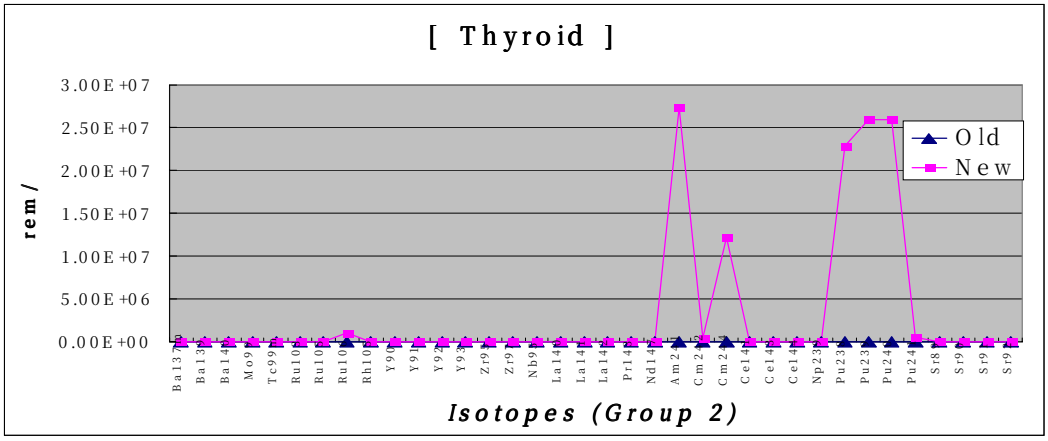

그림 4. 갑상선 선량 환산 인자 비교 (2)

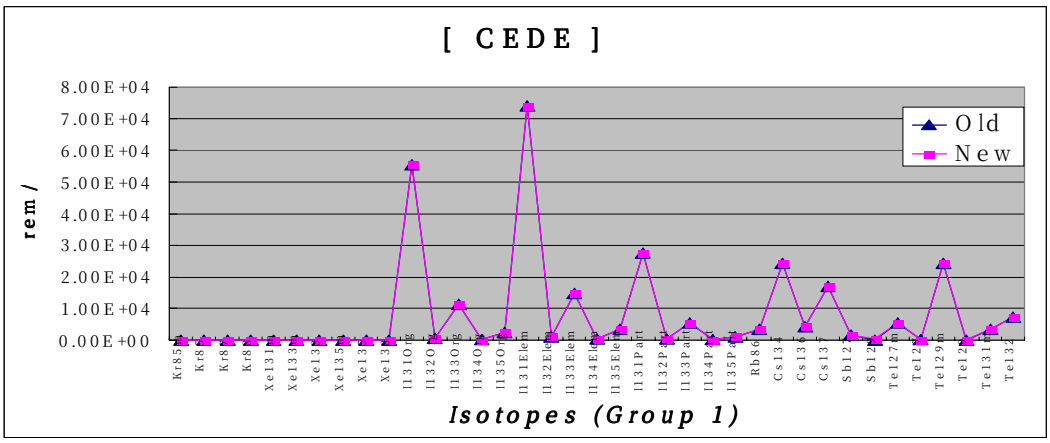

그림 5. CEDE 선량 환산 인자 비교 (1)

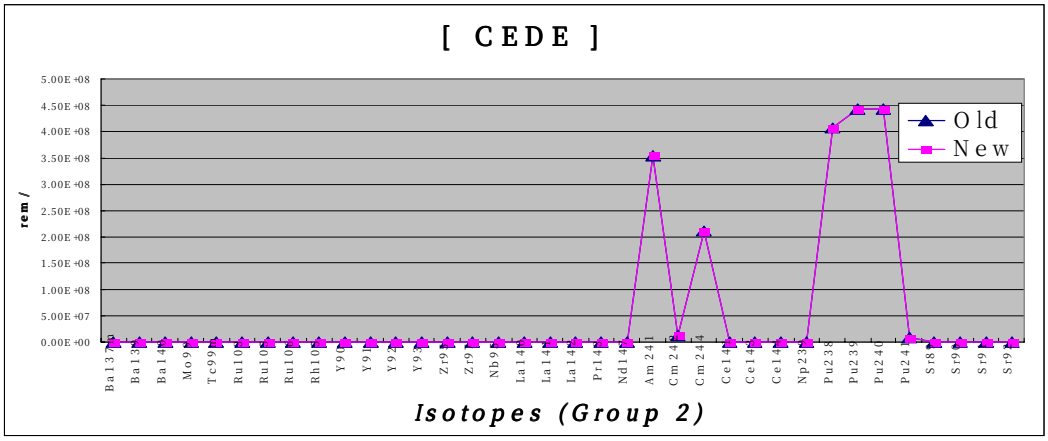

그림 6. CEDE 선량 환산 인자 비교 (2)

5. 계산 결과

STARDOSE 전산코드를 이용하여 각각의 경우에 대해 계산한 결과 다음의 표들로 요약이 되었다.

표 6. APR-1400 기존 DCF 계산 결과 (단위 : rem)

구 분	Thyroid	Whole body	Skin	CEDE
2시간 EAB dose	2.23E+002	2.96E+000	5.16E+000	5.91E+000
30일 LPZ dose	2.72E+002	1.11E+000	2.20E+000	1.01E+001

표 7. APR-1400 새로운 DCF 계산 결과 (단위 : rem)

구 분	Thyroid	Whole body	Skin	CEDE
2시간 EAB dose	7.93E+001	2.96E+000	5.16E+000	5.93E+000
30일 LPZ dose	1.64E+002	1.11E+000	2.20E+000	1.01E+001

표 8. 울진 5&6호기 기존 DCF 계산 결과 (단위 : rem)

구 분	Thyroid	Whole body	Skin	CEDE
2시간 EAB dose	2.49E+002	2.78E+000	4.85E+000	8.98E+000
30일 LPZ dose	1.72E+002	4.80E+000	1.45E+001	6.32E+001

표 9. 울진 5&6호기 새로운 DCF 계산 결과 (단위 : rem)

구 분	Thyroid	Whole body	Skin	CEDE
2시간 EAB dose	1.73E+002	2.78E+000	4.85E+000	8.98E+000
30일 LPZ dose	1.30E+003	4.80E+000	1.45E+001	6.32E+001

계산 결과를 비교해 보면, 갑상선 선량을 제외하고는 기존의 선량 전환 인자를 사용한 계산 결과와 새로운 선량 전환 인자를 사용한 계산 결과가 거의 같다. 전신 외부 피폭 선량과 피부 외부 피폭 선량에 대한 선량 환산 인자는 수정되지 않았기 때문이고, committed effective dose equivalent 역시 위의 그림에서 볼 수 있듯이 큰 변화는 없었기 때문이라고 분석할 수 있다. 게다가 울진 5&6호기의 경우에는 계산에 포함된 핵종이, committed effective dose equivalent의 선량 전환 인자의 변화가 없는 iodine과 불활성 기체뿐이어서 변화가 없는 것으로 분석할 수 있다. 다만 갑상선 선량 전환 인자의 경우에만 비교적 큰 변화가 있었다.

또한 모든 계산 결과가 미국의 10CFR50의 기준인 전신 선량 25rem과 갑상선 선량 300rem의 제한치를 만족한다. 그리고 새로운 선량 전환 인자를 사용했을 시에도 큰 결과의 차이가 없었으므로 STARDOSE에 쓰인 선량 전환 인자와 계산 절차는 타당하다고 할 수 있겠다.

6. 결론

본 연구에서는 STARDOSE 전산 코드에 대해 APR-1400과 울진 5&6호기 각각에 대

해 중대사고 중 하나인 LOCA에 대한 input.dat 파일을 작성하고, 최신의 선량전환인자와 각각의 노심 재고량을 이용한 libfile1.txt를 만들어 각각의 사례연구를 하고 그 결과를 비교, 분석하였다.

계산 결과는 선량 전환 인자의 변화에 큰 영향 없이 수행되었다. 또한 10CFR50의 선량 제한치를 만족하는 결과가 나왔으므로 STARDOSE의 선량 전환 인자와 계산 절차는 타당하다고 할 수 있다.

참 고 문 헌

1. 통상산업부 · 과학기술처, “차세대원자로 기술개발(Ⅰ), 차세대원전 기본요건”, 차세대원자로기술개발사업단, 1994.

2. 한국원자력안전기술원, “방사학적 규제지침 정립에 관한 연구”, KINS/HR-148, 기초전력공학공동연구소, 1996.

3. 한국원자력안전기술원, “차세대원자로 상세안전요건 및 안전규제지침 개발”, KINSj/GR-144, 1997.

4. J. J. DiNunno, et al., "Calculation of Distance Factors for Power and Test Reactor Sites," Technical Information Document(TID)-14844, U. S. Atomic Energy Commission, 1962.

5. U. S. NRC, "Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in U. S. Commercial Nuclear Power Plants," WASH-1400 (NUREG-75/014), 1975.

6. H. E. Collins, et al., "Planning Basis for the Development of State and Local Government Radiological Emergency Response Plans in support of Light Water Nuclear Power Plants," NUREG-0396, 1978.

7. U. S. NRC, "Criteria for Preparation and Evaluation of Radiological Emergency Response Plans and Preparedness in support of Nuclear Power Plants," NUREG-0654, 1980.

8. U. S. NRC, "Proposed Issuance of Final NUREG-1465, Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants," SECY-94-300, 1994.

9. U. S. NRC, "Results of evaluation of emergency planning for evolutionary and advanced reactors," SECY-97-020, 1997.

10. STARDOSE User's manual, PSAT CI09.06 REV.0, 1998.