Radiation Shielding Analysis for Conceptual Design of HIC Transport Package

HIC 전용 운반용기 개념설계를 위한 방사선 차폐해석

Chun-Hyung Cho, Kang-Wook Lee, Yun-Do Lee, Byung-Il Choi, Heung-Young Lee
Nuclear Environment Technology Institute, 150 Duck-Jin Dong, Yusung-Ku, Daejeon

조천형, 이강욱, 이연도, 최병일, 이흥영
원자력환경기술원, 대전광역시 유성구 덕진동 150번지

Abstract

KHNP(Korea Hydro and Nuclear Power Ltd., Co.) is developing a HIC transport package which is satisfying domestic and IAEA regulations and NETEC(Nuclear Environment Technology Institute) is conducting a conceptual design. In this study, the shielding thickness was calculated using the data from radionuclide assay program which is currently using in nuclear sites and Micro Shield code. Considering the structural safety, carbon steel was chosen as shielding material and the shielding thickness was calculated for 500 R/hr and 100 R/hr at HIC surface, respectively. Through the shielding analysis, it was evaluated that the regulation limit is satisfied when the shielding thickness is 22 cm for 500 R/hr and 17 cm for 100/hr.

Key word : HIC, Spent Resin, Shielding Analysis, Type B Package, Micro Shield

요 약

현재 HIC는 차폐용기를 이용하여 소내 중간저장시설로 운반되고 있으나, 차폐용기가 국내 방사성폐기물 운반관련 규정에 부합하는지에 대한 논란이 있어왔다. 이에 따라 한국수력원자력(주)에서는 국내 규정 및 IAEA 규정을 만족하는 HIC 전용 운반용기 개발을 추진 중에 있으며, 원자력환경기술원에서는 이를 위한 개념설계를 수행 중에 있다. 본 연구에서는 원전 현장에서 활용중인 방사성핵종분석 프로그램 자료와 Micro Shield 전산코드를 활용하여 법적기준을 만족하는 차폐체의 두께를 계산하고자 하였다. 차폐체는 구조적 안전성을 고려하여 탄소강으로 결정하였으며, 차폐체의 두께를 HIC 표면선량율 500 R/hr와 100 R/hr의 경우로 각각 나누어 계산하였다. 계산결과 표면선량율이 500 R/hr일 경우 차폐체의 두께가 22 cm, 표면선량율이 100 R/hr일 경우는 차폐체의 두께가 17 cm 일 때 법적 제한치를 만족 하는 것으로 평가 되었다.

중심단어 : HIC, 폐수지, 차폐해석, B형용기, Micro Shield

1. 서 론

폐수지는 화학 및 체적계통, 사용후연료 저장조, 붕소 회수계통, 붕소열 재생계통, 폐기물처리계통 등에서 발생되며 건조처리 설비(SRDS : Spent Resin Dry System)를 이용하여 건조시킨 후 고전전성 용기(HIC : High Integrity Container)에 저장하고 있다[1]. 현재 HIC는 차폐용기를 이용하여 소내 중간저장시설로 운반되고 있으나, 차폐용기가 국내 방사성폐기물 운반관련 규정에 부합하는지에 대한 논란이 있어왔다. 이에 따라 한국수력원자력(주)에서는 국내 규정 및 IAEA 규정을

만족하는 HIC 전용 운반용기 개발을 추진 중에 있으며, 원자력환경기술원에서는 이를 위한 개념 설계를 수행 중에 있다.

폐수지의 방사능은 운전조건. 교환주기 등에 따라 다를 것으로 예상되나, 고선량 폐수지의 경우 A형 운반물에 허용되는 최대방사능인 A_2값을 초과할 것으로 예상되는바, 과학기술부고시 제 2001-23 호에 따라, HIC 전용운반 용기는 B형으로 개발하기로 결정되었다. 방사선원항으로는 원전 현장에서 활용중인 방사성핵종분석 프로그램 자료를 활용하였으며, 건조된 폐수지에 방사성핵종이 균일하게 분포된 것으로 가정하였다. 차폐체는 B형 운반용기 기술기준을 만족시키는 구조적 안전성을 고려하여 탄소강으로 결정하였으며, 작업자들의 편의성과 현장여건 등을 고려하기 위하여 차폐체의 두께를 HIC 표면선량율 500 R/hr와 100 R/hr의 경우로 각각 나누어 계산하였다. 차폐계산은 Micro Shield 전산코드를 사용하였으며, 향후 MCNP 코드를 이용하여 계산결과를 검증 비교할 계획이다.

2. 차폐해석 모델링

2.1. 운반용기 기술기준

방사성물질 운반용기 관한 기술기준은 "방사선안전관리등의 기술기준에 관한 규칙" 및 "방사성물질등의 포장 및 운반에 관한 규정"에 잘 나타나 있다[2,3]. 용기의 설계/제작시 기술기준의 준수여부를 확인하기 위하여 정상조건 및 비정상조건에 대한 입증시험이 실시되어야 한다. 정상조건에 대한 입증시험으로는 살수시험, 자유낙하시험, 압축시험 및 관통시험 등이 있으며, 운반사고조건에 대한 입증시험으로는 기계적시험, 열시험 및 침수시험 등이 있다. 방사선 차폐에 관련된 규정으로는, 사업소 내의 운반인 경우, 방사선량이 운반물 외부 표면으로부터 10 cm 떨어진 위치에서 10 mSv/hr, 운반차량 외부표면에서 2 m 떨어진 위치에서 0.1 mSv/hr 이내 이어야 한다.

현재까지 각 원전에서 발생된 HIC의 표면 선량율 측정치를 조사한 결과 최대 표면 방사선량율은 고리본부의 427 R/hr로 나타났으나, 발생되는 HIC 용기의 약 90%이상이 표면선량율 100 R/hr 이하인 것을 고려하여, 표면선량율 500 R/hr 와 100 R/hr의 두 가지 경우에 대하여 차폐해석을 수행하였다.

2.2. 방사선원항의 결정

방사성물질내 핵종별 방사능농도를 결정하는 방법에는 방사성물질을 직접 시료채취 하여 화학분석 등을 통해 방사능농도를 알아내는 직접법과 감마 핵종분석장치를 이용하여 방사성물질내 감마 핵종농도를 측정하고 알파 및 베타핵종은 척도인자(Scaling Factor)를 이용하여 방사성물질내 핵종별 농도를 추정하는 간접법이 있다. 방사성폐기물내 핵종별 농도를 정확히 알기 위해서는 직접법을 이용하여야 하지만 측정장비, 인력 및 통계학적 자료처리 등 현실적으로 많은 어려움이 있어 본 연구에서는 척도인자를 통한 방법을 이용하였다.

현재 각 원전에서는 "척도인자 및 선량-핵종농도 환산 (SF-CALW)" 프로그램을 활용하여 폐기물내 핵종 및 농도를 산출하고 있다. 이를 그대로 적용할 경우 핵종분석자료의 획득은 용이하나, 수지내 방사성핵종의 양이 과대평가되는 경향이 있음을 알 수 있었다. 예를 들어 울진의 최대표면선량율 드럼의 경우 SF-CALW를 이용하여 산출된 폐수지내 총 방사능량은 789 Ci 이고 이때 측정된 표면 선량율은 334 R/hr 이었다. 그러나 Micro Shield를 이용하여 동일한 핵종별 방사능량에 대하여 역으로 HIC의 표면선량율 계산한 결과 650 R/hr로서 실측치보다 약 1.95배 정도 높게 나타났다. 따라서 본 연구에서는 SF-CALW에서 얻어진 핵종별 농도분포는 이용하되, 알고자하는 표면선량율에 일치하도록 핵종별 방사능량을 조절하여 방사선원항으로 사용하였다. 표 1에는 표면선량율 500 R/hr와 100 R/hr에 해당하는 방사성핵종의 양을 표시하였으며, HIC내 총 방사능량은 표면 선량률이 500 R/hr의 경우 583.5 Ci, 100 R/hr인 경우 118.3 Ci인 것으로 나타났다. 법규상 각 핵종별 방사능농도의 A_2에 대한 비의 합계가 1을 초과하면 B형 운반물로 규정되므로, HIC의 표면선량률이 500 R/hr 및 100 R/hr인 경우 모두 위의 기준을 초과하여, HIC 전용운반용기는 B형 운반물로 분

류된다.

2.3. 기하학적 모델링

차폐해석을 위하여 방사성폐수지는 높이 약 110.3 cm, 지름 약 114.4 cm이며, 방사성핵종들이 균일하게 분포하는 원통형 체적선원으로 가정하였다. 폐수지는 양이온 건조수지(밀도 : 0.68 g/cm^3)를 기준하였으며, 입력된 폐수지의 화학적 조성은 표 2에 나타내었다[4]. 운반용기의 차폐체는 구조적 안전성을 고려하여 탄소강(밀도 : 7.85 g/cm^3)으로 선정하였으며, 화학적 조성은 표 3에 나타내었다.

표 3-1 HIC 표면선량률에 따른 핵종별 방사능량(Ci)

핵종	방사능 농도(Ci)	
	표면선량 500 R/hr 경우	표면선량 100 R/hr 경우
Ag-110m	87.52326919	17.74120322
C-14	27.94104247	5.663724825
Ce-144	0.02784213	0.005643675
Co-58	28.35822598	5.74828905
Co-60	116.761565	23.66788479
Cs-134	38.81788481	7.868490165
Cs-137	9.537300856	1.93323666
Fe-55	105.6575402	21.41706896
H-3	24.30975783	4.927653615
I-129	0.00001369	0.000002775
Mn-54	27.42254808	5.55862461
Nb-94	0.023352328	0.00473358
Ni-63	97.19232668	19.7011473
Sr-90	3.242682294	0.657300465
Tc-99	0.00112924	0.0002289
Zr-95	16.76262881	3.397830165
Total	583.5791095	118.2930627

표 2. 양이온 건조수지의 화학적 조성

	화학조성 (wt. %, 건량기준)						
	C	H	O	S	B	Fe	Na
양이온수지	45.5	4.30	32.7	13.6	2.4	0.5	1.0

표 3. 탄소강의 화학적 조성

	C	Si	Mn	P	S	Ni	Cr	Mo	Cu	Nb	V	Fe
화학조성 (wt.%)	0.043	0.151	0.886	0.019	0.006	3.942	0.279	0.206	0.455	0.033	0.027	93.952

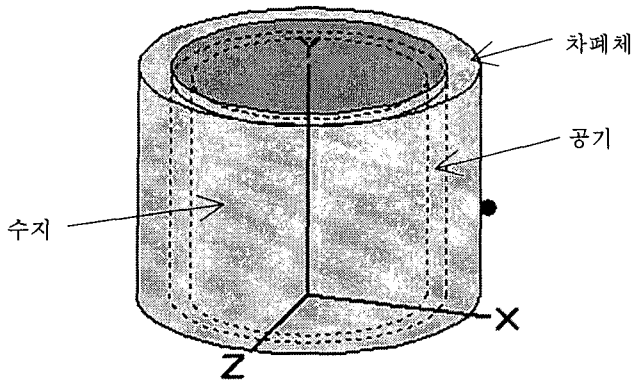

그림 1. 차폐해석을 위한 기하학적 모델링

3. 차폐해석 결과

3.1. 방사선원항의 검증

SF-CALW의 핵종분포비율을 이용하여 표면선량율에따라 변환된 핵종농도의 타당성을 검증하기 위하여 각 원전의 실측치와 비교하였다. 실측치로는 HIC 용기 표면과 현재 사용 중인 차폐용기의 표면 및 1m 떨어진 거리에서 측정된 표면선량율을 이용하였다. 울진, 영광, 고리로부터 얻은 실측 데이터 중, 임으로 한 개씩을 선정하여 계산값과 비교하였으며, 이 결과를 표 2에 나타내었다. 표 2에 나타난 바와 같이 울진의 경우는 계산값과 측정치와의 차이가 컷으나, 영광, 고리의 경우는 1 m 떨어진 지점에서 측정값과 계산값이 유사하게 나타났다. 따라서 표면선량율에 맞추어 핵종별 방사능량을 조정하여 사용한 방사선원항이 어느 정도 타당성을 가짐을 알 수 있었다.

표 2. 원전별 실측값 및 계산값의 비교

드럼번호	HIC 표면 (R/h)		HIC운반용기 (mR/h)			
			표면		1m 이격	
	측정값	계산값	측정값	계산값	측정값	계산값
U1-2002-R05-0002 (울진)	307.7	300	60.3	260.9	7	87.3
Y1-01-HIC-005 (영광)	28	22	35	19.1	7	6.39
K11-2002-R05-0002 (고리)	25	22	35	9.233	5	4.054

3.2. 표면선량 500 R/hr 에서의 차폐두께

고리에서 측정된 HIC 용기표면 최대선량율이 427 R/hr 이었음을 고려하여, 최대면선량율을 500 R/hr로 설정하여 차폐두께를 계산하였다. 차폐체는 탄소강으로 된 원통형 용기를 가정하였으며, 운반용기 표면 및 표면으로부터 1 m, 2 m 떨어진 지점에서의 선량율을 차폐두께를 1 cm 씩 증가

시켜 가면서 계산하였다. 표 3에 나타난 바와 같이 표면선량율 기준인 10 mSv/hr 보다 2 m 떨어진 지점에서의 기준인 0.1 mSv/hr 가 차폐두께에 더 큰 영향을 주는 것으로 나타났으며, 이에 따라 표면선량율 500 R/hr 에서의 차폐두께는 22 cm로 결정되었다.

표 3. 표면선량율 500 R/hr 기준 차폐해석 결과

Shield Thickness (cm)	Dose Rate at Surface (mSv/hr)	Dose Rate at 1m (mSv/hr)	Dose Rate at 2m (mSv/hr)
19	1.456	0.5314	0.2326
20	0.9811	0.3635	0.1601
21	0.6621	0.2478	0.1103
22	0.4474	0.1703	0.0760
23	0.3027	0.1167	0.0524
24	0.2050	0.0800	0.0362

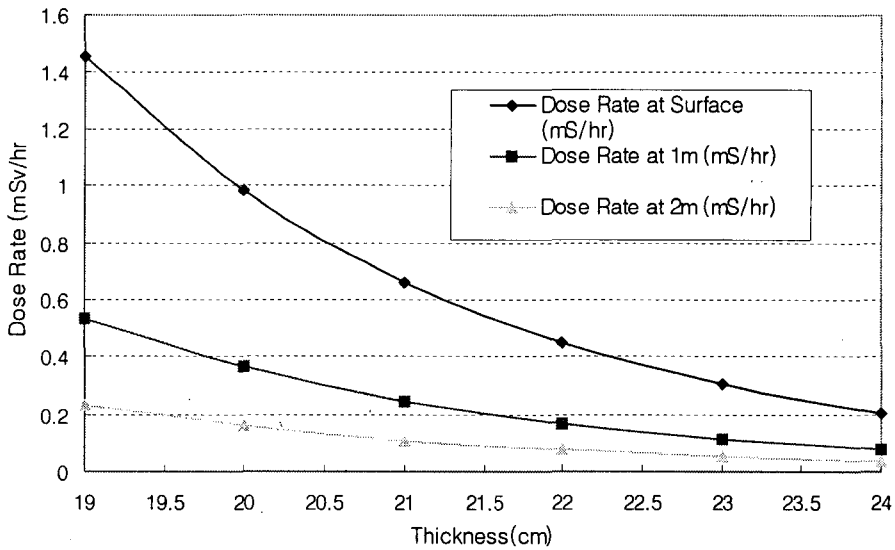

그림 2. 차폐체 두께 및 측정위치에 따른 선량율 (표면선량 : 500 R/hr)

3.3. 표면선량 100 R/hr 에서의 차폐두께

현장 작업자들의 편의성과 작업공간 등을 고려하여, 최대면선량율을 100 R/hr에 대한 차폐두께를 계산하였다. 500 R/hr의 경우와 마찬가지로, 차폐체는 탄소강으로 된 원통형용기를 가정하였고, 운반용기 표면 및 표면으로부터 1 m, 2 m 떨어진 지점에서의 선량율을 차폐두께를 1 cm 씩 증가시켜 가면서 계산하였다. 표 4에 나타난 바와 같이 표면선량율 100 R/hr에서의 차폐두께는 17 cm로 결정되었다.

표 4. 표면선량율 100 R/hr 기준 차폐해석결과

Shield Thickness (cm)	Dose rate at surface (mSv/hr)	Dose rate at 1m (mSv/hr)	Dose rate at 2m (mSv/hr)
10	11.1200	3.3930	1.3870
11	7.3680	2.3070	0.9506
12	4.8920	1.5690	0.6519
13	3.2560	1.0680	0.4472
14	2.1720	0.7270	0.3069
15	1.4510	0.4954	0.2107
16	0.9720	0.3379	0.1448
17	0.6521	0.2306	0.0995
18	0.4382	0.1575	0.0685

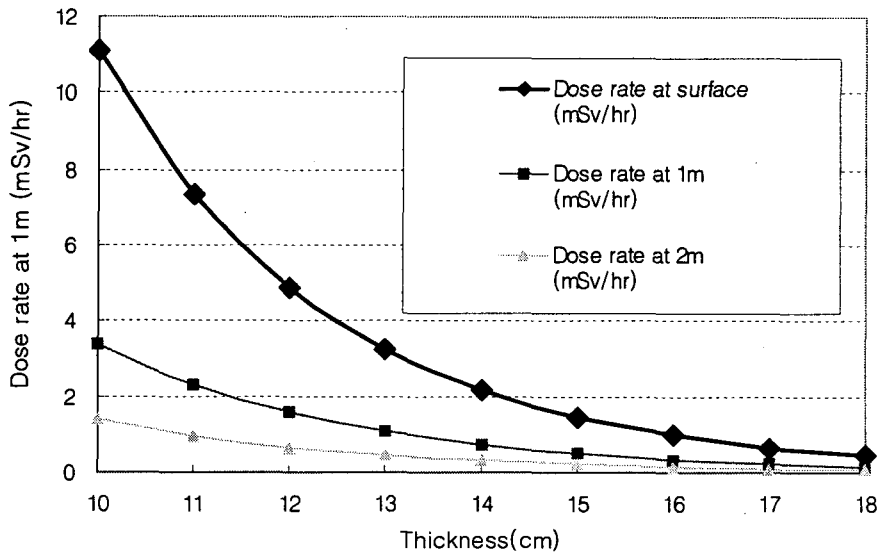

그림 3. 차폐체 두께 및 측정위치에 따른 선량율 (표면선량율 : 100 R/hr)

4. 결론 및 향후계획

현재 원전에서 활용중인 SF-CALW 프로그램의 핵종분포 비율과 Micro Shield 차폐계산 코드를 이용하여 HIC 운반을 위한 용기의 차폐두께를 계산할 수 있었다. 원전 현장의 실측치와 비교를 통해 방사선원항의 타당성을 확인하였고, 운반용기의 활용성 측면을 고려하여 표면선량율 500 R/hr과 100 R/hr를 기준으로 하여 차폐해석을 각각 수행하였다. 차폐계산결과 두 경우 모두 운반용기 표면에서의 선량기준 보다는 2 m 떨어진 지점에서의 표면선량율이 차폐두께에 더 큰 영향을 미치는 것으로 나타났으며, 이에 따라 탄소강 차폐체의 두께는 500 R/hr의 경우 22 cm, 100 R/hr의 경우 17 cm 로 가각 결정되었다.

향후 MCNP 코드를 이용하여 계산결과를 비교 검증할 계획이며, 방사선원항, 즉, 폐수지내 핵종분포, 핵종별 방사능량 및 폐수지의 물성치 등에 대해 좀더 면밀한 연구가 필요할 것으로 사료된다.

5. 참고문헌

[1] 전력연구원, "방사성폐기물 유리화 기술개발(I)", 중간보고서, TM.96NJ17.1998.600, 1998
[2] 과학기술부령 제30호, "방사선안전관리등의 기술기준에 관한 규칙", 2001
[3] 과학기술부고시 제2001-23호, "방사성물질등의 포장 및 운반에 관한 규정", 2001
[4] 원자력환경기술원, "중·저준위 방사성폐기물 유리화 기술개발(I)", 최종보고서,TR.96NJ17.J2000.3, 2003