

방사성폐수지 처리를 위한 연속식 상용 제염시스템 차폐 설계 및 평가

장 한¹ · 양남희¹ · 정원선¹ · 조영수² · 이경진^{1,*}

¹조선대학교 원자력공학과, ²(주)휴비스 워터

Design and Evaluation of Shielding for the Continuous Common Decontamination System for Radioactive Spent Resin Disposal

Han Jang¹, Nam-Hee Yang¹, Won-Seon Jeong¹, Young-Su Cho² and Geong-Jin Lee^{1,*}

¹Department of Nuclear Engineering, Chosun University, Gwangju 61452, Republic of Korea

²Huvis Water Co., Ansan 15599, Republic of Korea

Abstract - If the continuous common decontamination system of radioactive spent resin designed by Huvis Water Co., Ltd is actually operated, the radioactive spent resin with the considerably-high radioactivity level would be handled, so that the radiation shielding is essential to the treatment facilities, and its performance should be secured as well. When designing the shielding or calculating the thickness of shielding wall, the dose at the point of interest should be calculated by assuming the case without the shielding material, and then the shielding material and the thickness of shielding are decided. In the treatment facilities, the treatment system as a source term is divided into three processes, and out of them, from the SKID 1 with ⁶⁰Co and ¹³⁷Cs as source term to the work zone were set up as the point of interest. For the calculation of dose rate, the point kernel method was used. In accordance with the shielding design standard, the shielding material and its thickness were decided, so that the dose rate at the point of interest after shielding could be less than 1 mSv · week⁻¹. Regarding the shielding materials, the concrete, steel, and lead that would be generally used the most in reality, were decided. The thicknesses of shielding meeting the standard value at all the points of interest were like 30 cm for concrete, and 3 cm for lead. Considering the optimization of radiation protection, it should be set up as the above values or up. The shielding material and its thickness should be selected by considering the economic feasibility and many efficiencies.

Key words : Radioactive spent resin, Decontamination system, Shielding (material), Dose rate

서 론

원자력발전산업에서 이온교환 수지는 원전 가동 중 방사성 오염물 제거 및 화학적 조절 등 계통수질 관리 목적으로 사용되고 있으며, 운전 종료 후 1차 계통수 및 사용후핵연료 수조수의 세정, 방사성폐수처리 등에도 화학적 처리를 위해 사용

되고 있다. 또한 증기발생기 취출수 계통의 탈염탑에서 취출수 재사용과 오염확산방지 목적으로 사용되고 있다(Hamodi *et al.* 2012). 발전소에서 사용하는 이온교환수지는 2차 방사성폐기물로 발생되며, 국내 4개 원자력발전소에 대한 최종안전성분석보고서(FSAR)에 따른 연간 방사성폐수지 발생량은 Table 1과 같다(한국수력원자력 2001; 한국수력원자력 2003; 한국수력원자력 2010; 한국수력원자력 2011). 이러한 방사성폐수지 폐기물 양을 줄이기 위한 일부 연구가 이루어지고 있다. 현재 방사성폐수지 제염 및 감용을 위해 개발된 기술

* Corresponding author: Geong-Jin Lee, Tel. +82-62-230-7167, Fax. +82-62-232-9218, E-mail. kjblee@Chosun.ac.kr

은 산/탈착용액 이용 기술(Yang *et al.* 2006; Choi *et al.* 2014; 대한민국특허청 2012), 초음파수산화 처리 기술(Kim *et al.* 2009), 초음파 이용(Sung 2015), 폐수에 존재하는 방사성핵종 제거기술(Son *et al.* 2019), 또 최근에는 저준위 방사성폐기물과 혼합하여 고준위 방사성폐기물을 줄이는 혼합기법이 제안되고 있다(Kessel and Kim 2016; Kamaruzaman *et al.* 2018).

한편, 월성원전은 국내 두 번째 원전이자 국내 첫 번째 중수로 원전으로 냉각재 및 감속재를 중수를 사용하기에 중성자 조사에 의해 생성된 ³H의 양은 가압경수로에 비해 많고, 또한 감속재 냉각재 계통, 환형기체 계통, 핵연료 손상 등에 의해 ¹⁴C 핵종이 발생된다(Moir *et al.* 1994). 따라서 중수로 원전 내 여러 계통으로부터 발생된 폐수지 내에는 ¹⁴C 핵종이 다량 함유되어 있으며(Yang *et al.* 2006), 현재 4기가 가동되고 있는 국내 중수로 원전 방사성폐수지 저장조에는 약 10~20 ci·m⁻³ 정도의 ¹⁴C이 함유되어 있는 것으로 알려졌다(산업통상자원부 2018).

이렇듯 현재 국내 중수로에서 발생된 방사성폐수지는 ¹⁴C 농도가 처분 제한치보다 높아 기존 처리방법으로 처리가 곤란하여 발전소 내 임시저장고에 보관하며, 이렇게 보관되고 있는 방사성폐수지는 폐기물 저장공간의 부족을 초래하고 장기 저장에 따른 악취발생 및 화재위험, 발전소 운영 및 정비 업무 수행에 지장을 초래한다(대한민국특허청 2012).

Table 1. Annual production of spent resins based on the Final Safety Analysis Report (FSAR)

Nuclear power Plant	Volume (L·yr ⁻¹)
Shin Kori 3&4	71,360
Shin Wolsong 1&2	44,500
Yonggwang 5&6	55,640
Ulchin 5&6	55,640

이에(주)휴비스워터는 방사성폐수지를 처분운송 조건에 적합하고 처분 대상 폐기물량을 최소화하기 위한 ¹⁴C의 탈착기술과 탈착 분리된 폐수지의 안정화 처리기술을 개발하여 상용화하고자 한다. 이러한 방사성폐수지 연속식 상용 제염시스템이 상용화에 이르러 실질적으로 운영되게 된다면, 상당히 높은 방사능 준위를 가지는 방사성폐수지를 취급하기 때문에 처리시설의 방사선차폐는 필수적이고 그 성능이 확보되어야 한다.

원자력안전법에서 방사선(능) 취급 시설에 대한 차폐벽 및 차폐물 설치를 요구하고 있으며, 그 기준은 Table 2와 같다(원자력안전위원회 2018).

처리시설에서 선원향인 제염시스템은 크게 세 공정으로 나눌 수 있다. SKID 1은 mesh 분리조 및 초음파 분리조에 해당하고 SKID 2는 혼상수지분리조 및 ¹⁴C 탈착조, SKID 3은 ¹⁴C 침전조에 해당한다. 전체 처리시스템은 면적은 21.5m²이다(Fig. 1).

Table 2. Design criteria of shielding materials

Type	Criterion
Places where people always access the inside of use facilities, etc.	1 mSv·week ⁻¹
Areas in which people live near the boundary of use facilities, etc.	0.1 mSv·week ⁻¹

Table 3. Nuclide of radioactive spent resin

Nuclides	Radioactivity (MBq)*
⁶⁰ Co	37
¹³⁷ Cs	1850
¹⁴ C	5550

*The actually measured values of radioactive spent resin at Wolsong Nuclear Power Plant.

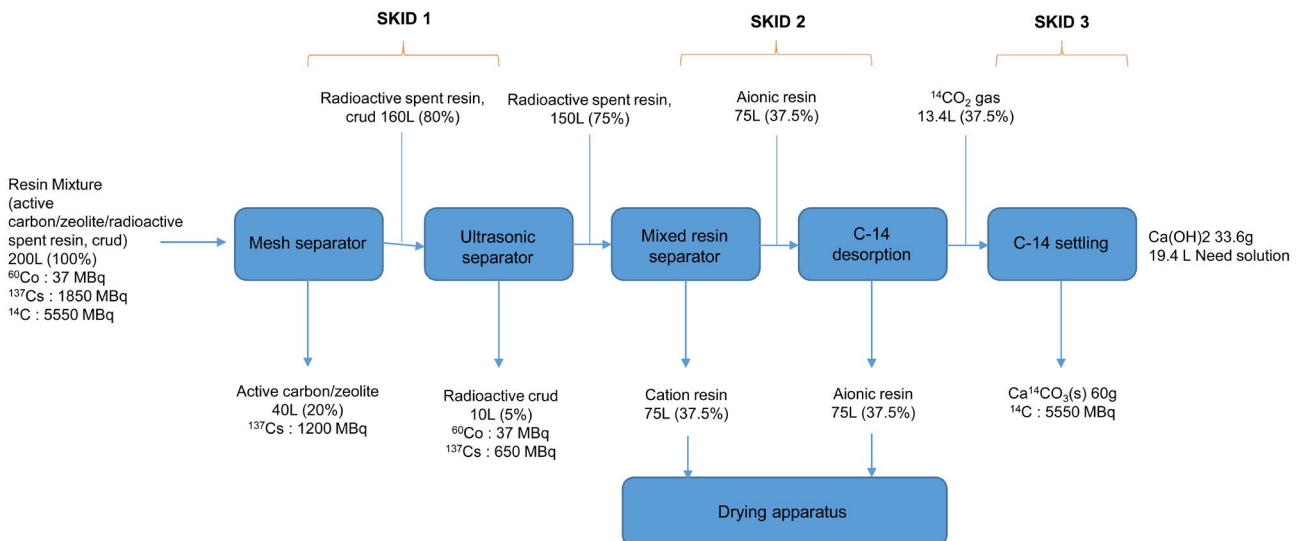


Fig. 1. Process diagram of radioactive spent resin and its mass balance.

또한, 처리해야 할 방사성폐수지의 핵종 정보는 Table 3과 같고, 이는 월성 원자력발전소 방사성폐수지에 대한 실측값이다.

따라서 본 연구에서는 방사성폐수지 연속식 상용 제염시스템 시설의 차폐 설계를 수행하고 설계 기준치에 부합하는 차폐체와 두께를 비교하고자 한다.

재료 및 방법

1. 차폐 관심지점 설정

차폐 관심지점은 Fig. 2와 같이 작업구역으로 설정하였다. 각각의 공정(SKID 1, 2, 3)을 선원향으로 보고 선원향으로부터 작업구역 ①, ②, ③, ④까지 거리는 Table 4와 같다.

각 SKID별 선원향은 Fig. 1을 참조하면 된다. Fig. 1을 보면 알 수 있듯이 SKID 2와 3은 선원향이 베타방출체인 ¹⁴C으로 외부피폭에 대한 영향을 고려하지 않아도 되므로 차폐 계산에는 제외시켰다. SKID 1의 선원향은 ⁶⁰Co, ¹³⁷Cs이다. 따라서, SKID 1으로부터 관심지점까지 선량율을 계산하고 차폐 설계를 하고자 한다.

2. 차폐 계산

먼저, 차폐체가 없는 경우를 가정하여 관심지점에서의 선량

율을 계산하고, 그 다음 차폐체를 정하고 차폐 두께를 결정하기로 한다. 차폐체는 실무에서 가장 많이 이용하는 납, 콘크리트를 대상으로 하고 차폐 계산은 다음과 같은 식을 이용한다.

$$I = BI_0e^{-\mu t} \tag{1}$$

I: 차폐 후 선량율(mSv·week⁻¹)

*I*₀: 차폐 전 선량율(mSv·week⁻¹)

B: Buildup factor

μ: 선형감쇄계수(cm⁻¹)

t: 차폐체 두께(cm)

상기 식을 통하여 차폐 후 선량율 *I*가 차폐물 설계 기준값보다 작은 값이 나오도록 차폐 물질의 종류와 두께를 결정한다.

Buildup factor *B*는 차폐체 산란선에 의한 기여분으로 협의 범이 아닌 경우 고려해주어야 한다. Buildup factor는 차폐 물질의 두께에 따라 변하나 차폐 물질의 두께를 정해야 하는 과정, 즉 두께를 모르는 과정에서는 그 값을 정할 수가 없다. 따라서, 먼저 차폐 두께 *t*를 임의로 설정하고 *B* 값을 다시 찾은 후 식(1)을 이용하여 *I* 값이 차폐물 설계 기준에 부합하는지 확인하는 작업으로 실행하였다.

결 과

1. 차폐체가 없는 경우 선량 계산 결과

SKID 1으로부터 관심지점까지 선량율을 계산하고 차폐 설계를 하고자 하였다. 관심지점 ①, ②, ③, ④에서 선량율은 Table 5와 같다.

차폐물 설계 기준에 따라 각 관심지점에서 차폐 후 선량율이 1 mSv·week⁻¹보다 작은 값이 되도록 차폐 물질을 정하고

Table 4. Distance to Shielding point-of-interest

Point-of-interest	Distance to each SKID (mm)		
	SKID 1	SKID 2	SKID 3
①	605	1386	2328
②	1166	600	1166
③	500	1500	2500
④	2500	1500	500

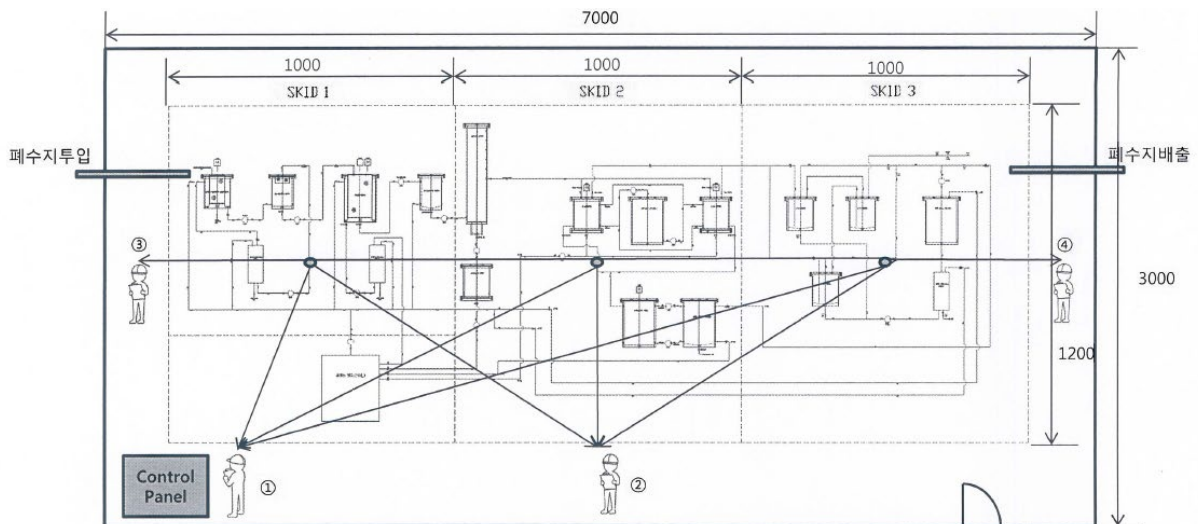


Fig. 2. Decontamination system point-of-interest setup.

Table 5. Dose rate at point-of-interest

Point-of-interest	Dose rate (mSv · week ⁻¹)
①	5.09
②	1.37
③	7.46
④	0.3

Table 6. Half value layer and linear attenuation coefficient by shielding material*

Nuclides	Concrete		Iron		Lead	
	HVL (cm)	μ_{con} (cm ⁻¹)	HVL (cm)	μ_{iron} (cm ⁻¹)	HVL (cm)	μ_{Pb} (cm ⁻¹)
⁶⁰ Co	6.2	0.11	2.1	0.33	1.2	0.58
¹³⁷ Cs	4.8	0.14	1.6	0.43	0.65	1.06

*NCRP Report 49. 1997. Structural Shielding and Evaluation for Medical Use of X-Rays and Gamma-Rays up to 10 MeV.

Table 7. Build up factor (B) for concrete

	Thickness (cm)	μt	B factor	
			1173 keV	1332 keV
⁶⁰ Co	10	1.1	2.07	2.03
	20	2.2	3.41	3.3
	30	3.3	5.00	4.79
	Thickness (cm)	μt	B factor	
			662 keV	
¹³⁷ Cs	10	1.4	2.81	
	20	2.8	5.36	
	30	4.2	8.70	

두께를 결정해야 한다. 관심지점 ④는 기준치보다 낮은 값이므로 제외시켰다.

선형감쇄계수 μ 는 반가층(HVL : Half Value Layer)의 역수이므로 선원별 차폐 물질별로 구할 수 있다(Table 6).

2. 차폐 물질별 선량 계산 결과

2.1 콘크리트 차폐

차폐 물질 중 가장 구하기 쉽고 경제적인 콘크리트에 대한 결과이다. 콘크리트 두께 t 를 10, 20, 30 cm로 가정했을 때 ⁶⁰Co 과 ¹³⁷Cs 에너지별 B 값은 Table 7과 같다. ⁶⁰Co 감마선 에너지는 1.17 및 1.33 MeV이고, ¹³⁷Cs 감마선 에너지 0.662 MeV이므로 각 에너지에 대한 B 값을 내삽하여 구하였다.

구해진 B 값을 식(1)에 대입하여 관심지점에서의 선량율을 구하였다. 콘크리트 10 cm 두께일 때 관심지점 ②는 기준치에 만족하지만 관심지점 ①, ③은 만족하지 못한 결과를 가져왔다.

콘크리트 20 cm 두께로 차폐했을 경우에도 관심지점 ②를

Table 8. Dose rate at points of interest according to the thickness of the concrete

Thickness (cm)	Dose rate at the point of interest (mSv · week ⁻¹)		
	①	②	③
10	3.53	0.94	5.17
20	1.67	0.45	2.46
30	0.68	0.19	1.00

Table 9. Build up factor (B) for lead

	Thickness (cm)	μt	B factor	
			1173 keV	1332 keV
⁶⁰ Co	1	0.58	1.23	1.24
	2	1.16	1.43	1.44
	3	1.74	1.61	1.62
	Thickness (cm)	μt	B factor	
			662 keV	
¹³⁷ Cs	1	1.06	1.30	
	2	2.12	1.41	
	3	3.18	1.72	

Table 10. Dose rate at points of interest according to the thickness of the lead

Thickness (cm)	Dose rate at the point of interest (mSv · week ⁻¹)		
	①	②	③
1	2.38	0.64	3.49
2	0.96	0.26	1.41
3	0.44	0.12	0.65

제외하고 관심지점 ①, ③은 여전히 기준치보다 높은 선량율로 나타났다.

콘크리트 30 cm 두께로 차폐했을 경우에는 관심지점 ①, ②, ③ 모두 기준치에 만족하는 값으로 나타났지만 관심지점 ③의 경우 기준치에 상응하는 값 1 mSv이므로 콘크리트만으로 차폐할 경우 관심지점 ③은 30 cm 이상의 두께로 차폐하는 것이 적절할 것으로 생각된다(Table 8).

2.2 납 차폐

비교적 가격이 비싸지만 차폐 효과가 높은 납에 대한 결과이다. 납의 두께 t 를 1, 2, 3 cm로 가정했을 때 ⁶⁰Co과 ¹³⁷Cs 에너지별 B 값은 Table 9와 같다.

구해진 B 값을 식(1)에 대입하여 관심지점에서의 선량율을 구하였다. 납의 두께가 1 cm일 때 관심지점 ②는 기준치에 만족하지만 관심지점 ①, ③은 만족하지 못한 결과를 가져왔다. 납의 두께가 2 cm일 때 관심지점 ①과 ②는 기준치에 만족하

는 값을 보였지만 관심지점 ③은 여전히 기준치보다 높은 선량율로 나타났다.

납의 두께가 3cm일 때는 관심지점 ①, ②, ③ 모두 기준치인 1mSv의 약 1/2에 해당하는 값으로 나타났다(Table 10).

고 찰

원자력발전소의 2차 계통에서 금속 및 부식성 음이온을 제거하는 데 사용된 이온교환수지 폐기물(폐수지)은 발생량이 많고 수분이 다량 포함되어 있어 처리가 곤란하므로 장기간 보관하는 방안은 비효율적이며(Kim *et al.* 2009), 또한 발전소 폐기물 건물 내 여유공간의 부족 및 악취발생과 화재위험성으로 폐기물 건물 운전 및 정비 수행에도 지장을 초래하므로 시급한 처리가 필요하다(Sung 2015).

특히 중수로형 원전에서 발생하는 방사성폐수지에는 ^{14}C 이 함유되어 있으며 농도측정결과 중저준위 폐기물의 처분 제한치보다 높은 것으로 나타났다. 이에 폐수지 저장탱크에 대한 관리를 기존의 중저준위 방사성폐기물 처리방법에서 고준위 방사성폐기물 처리방법으로 전환하였으나, 관리상 어려움과 취급 비용이 증가하는 등의 문제가 발생하고 있으며, 최적 방안이 도출되기 전까지 폐수지를 대형 저장탱크에 저장·관리하고 있다. 그러나 원자력발전소 저장탱크의 용량부족이 예상되어 이에 대한 대처방안이 시급히 요구되고 있다(대한민국 특허청 2011).

이에 (주)휴비스위터에서는 중수로 원전에서 발생하는 방사성폐수지를 처분 조건에 적합토록 ^{14}C 분리·제거 및 안정화시킬 수 있는 시스템을 개발하였고, 본 연구에서는 해당 처리 설비 및 제염시스템에 대한 차폐 설계안을 제시하였다. 계산결과 보수적으로 평가했을 경우 차폐체 두께는 콘크리트 30cm, 납 3cm 이상으로 설정하는 것이 방사선방호 최적화 측면에서 적절할 것으로 분석되었다. 납은 얇은 두께에도 큰 차폐효과를 보이므로 공간의 활용성 측면에서 유리할 것으로 생각된다. 다만 경제성 및 여러 효율성을 고려해서 차폐체를 선택해야 한다. 추가적으로 방사성폐수지 제염처리시설은 선원을 직접 다루는 작업인 만큼 작업자 피폭에 대한 방사선방호 및 안전관리 방안 등이 검토되어야 할 것이다.

결 론

본 연구는 방사성폐수지를 처분운송 조건에 적합하고 처분 대상 폐기물량을 최소화하기 위해 (주)휴비스위터에서 개발한 ‘방사성폐수지 연속식 상용 제염시스템’ 차폐 설계안을 제시하였다.

향후 방사성폐수지 연속식 상용 제염시스템과 같은 폐수

지 제염 자동화시스템이 발전소에 구축된다면 소내 저장공간의 이용률 제고 및 폐기물 부피 감용, 처분비용 절감에 기여할 것으로 판단되며, 본 연구가 제염시스템 차폐 설계에 기초 자료로 활용될 것으로 기대한다.

사 사

본 연구는 산업통상자원부(MOTIE)와 한국에너지기술연구원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다 (No. 20151520302100, 20184030202180).

참 고 문 헌

- 대한민국특허청. 2011. 공개특허공고 10-2011-0116428호. 중수로형 원자력발전소의 고준위 방사성 폐수지 발생감소를 위한 폐수지 처리시스템.
- 대한민국특허청. 2012. 등록특허공고 10-1172247호. 방사성폐수지제염 및 장치.
- 산업통상자원부. 2018. C-14 함유 원전 폐수지 처리 및 안정화 기술 20151520302100.
- 원자력안전위원회. 2018. 원자력안전법. 원자력안전위원회 규칙. 방사선안전관리에 대한 기술기준.
- 원자력안전위원회. 2018. 원자력안전법. 제55조 허가기준.
- 한국수력원자력. 2001. 울진 5, 6호기 최종안전성분석보고서 (FSAR).
- 한국수력원자력. 2003. 영광 5, 6호기 최종안전성분석보고서 (FSAR).
- 한국수력원자력. 2010. 신고리 3, 4호기 최종안전성분석보고서 (FSAR).
- 한국수력원자력. 2011. 신월성 1, 2호기 최종안전성분석보고서 (FSAR).
- Choi YK, An SG, Kim DH, Cho JH, Park HS and Ahn HJ. 2014. ^{14}C Removal Technology for Treatment of Spent Resin from Nuclear Power Plants: A Review. Transactions of the Korean Nuclear Society Autumn Meeting. Pyeongchang, Republic of Korea.
- Hamodi N, Papadopoulou K, Lowe T and Abram T. 2012. Thermal Analysis and Immobilisation of Spent Ion Exchange Resin in Borosilicate Glass. *NJGC*. **2**(3):111-120.
- Kamaruzaman NS., Kessel DS and Kim CL. 2018. Management of Spent Ion-Exchange Resins from Nuclear Power Plant by Blending Method. *JNFCWT*. **16**(1):65-82
- Kessel DS and Kim CL. 2016. U.S. Policy and Current Practices for Blending Low-Level Radioactive Waste for Disposal. *JNFCWT*. **14**(3):235-243.
- Kim KS, Son SH, Song KM, Han JH, Han KD and Do SH. 2009. Treatment of Spent Ion-Exchange Resins from NPP by Su-

- percritical Water Oxidation (SCWO) Process. *JNFCWT*. **7**(5):175-182.
- Moir DL, Ross KJ, Chen JD, Tarr AW, Bialal EL, Boivin WA, Doern DC, Hoffman DL and Ross PM. 1994. Determination of ^{14}C in Spent Moderator Ion-Exchange Resin from Bruce Nuclear Generating Station A. *J. Radioanal. & Nucl. Chem.* **182**(1):69-81.
- Son YJ, Lee SY, Jung JY and Kim CL. 2019. Development of Chemical and Biological Decontamination Technology for Radioactive Liquid Wastes and Feasibility Study for Application to Liquid Waste Management System in APR1400. *JNFCWT*. **17**(1):59-73.
- Sung GH. 2015. Research and Development for Decontamination System of Spent Resin in Hanbit Nuclear Plant. *J. Radiat. Ind.* **9**(4):217-221.
- Yang HY, Won JS, Choi YK, Park GI, Kim IT, Kim KW, Song KC and Park HS. 2006. Ion Adsorption Characteristics of IRN-150 Mixed Resin and Removal Behavior of ^{14}C Radionuclide from Spent Resin by Stripping Solutions. *JNFCWT*. **4**(4):373-384.

Received: 17 May 2019

Revised: 1 June 2019

Revision accepted: 11 June 2019