JOURNAL OF RADIATION INDUSTRY

Technical paper

16(1) : 81-92 (2022)
https://doi.org/10.23042/radin.2022.16.1.81

고리 1호기 해체 시 원자로냉각재계통 방사능 재고량 평가 연구

박제호[1,*], 조서연[1], 김정수[2], 이찬복[3]

[1]스마트파워, [2]한국수력원자력 중앙연구원, [3]한국원자력연구원 원자로개발부

A Study on the Assessment of the Radioactivity Inventory Deposited in the Reactor Coolant System during the Decommissioning of Kori Unit 1

Jea-Ho Park[1,*], Seo-Yeon Cho[1], Jeong-Ju Kim[2] and Chan Bok Lee[3]

[1]SMART Power Co., Ltd. 210, Dongho-ro, Jongno-gu, Seoul 04607, Republic of Korea

[2]Korea Hydro & Nuclear Power Co., Central Research Institute, 70, 1312-gil, Yuseong-daero, Yuseong-gu, Daejeon 34101, Republic of Korea

[3]Korea Atomic Energy Research Institute, Reactor Development Department, Yusung P.O. Box 105, Daejeon 34057, Republic of Korea

Abstract The Kori-1 Nuclear Power Plant (NPP) in Korea, WH 2-Loop Pressurized Water Reactor (PWR), was permanently ceased on June 18, 2017. Prior to commencing the main decommissioning activities, a full system chemical decontamination operation (FSCDO) of primary systems will be performed to secure the safety of workers and to minimize the quantity of radioactive waste. In this study, the radioactivity inventory deposited in the reactor coolant system (RCS) during the decommissioning of Kori Unit 1 was investigated. The prediction results obtained from CRUDTRAN code and the measured values using survey meters in fields were compared and analysed. As a conclusion, the predicted values using CRUDTRAN code can be accepted with about 30% conservatism and applied for the full system chemical decontamination operation.

Key words: Kori Unit 1, Decommissioning, Full system chemical decontamination operation, Radioactivity inventory, CRUDTRAN code

1. 서 론

원전 해체 전 화학적 제염은 부품 및 배관 내부 표면에서 산화 피막과 금속산화물 침적물을 제거하는 과정이다. 본격적인 해체 활동을 시작하기 전에 작업자에 대한 방사선 피폭을 줄이고 방사성폐기물량을 최소화하기 위해 모든 주요 원자로냉각재계통(RCS, reactor coolant system)에 대해 이 과정을 수행한다[1]. 국내 최초의 상용 원전이며, 2017년 6월 18일 영구정지된 고리 1호기는 용량이 587-MWe인 웨스팅하우스사의 2-루프 가압경수로형으로 이제 해체 단계에 진입하였다[2]. 일차계통중 원자로압력용기(RPV, reactor pressure vessel), 증기발생기(SG, steam generators), 가압기(PZR, pressurizer), RCS 배관, 원자로냉각재펌프(RCP, reactor coolant pumps), 잔열제거계통(RHRS, residual heat removal system) 및 화학 및 체적제어계통(CVCS, chemical and volume control system)이 원

http://www.ksri.kr/

Copyright © 2022 by
Korean Society of Radiation Industry

*Corresponding author. Jea-Ho Park
Tel. +82-2-3210-0650 Fax. +82-2-2232-0651 E-mail. jeaho.park@smart-nuclear.com
Received 14 December 2021 Revised 17 March 2022 Accepted 28 March 2022

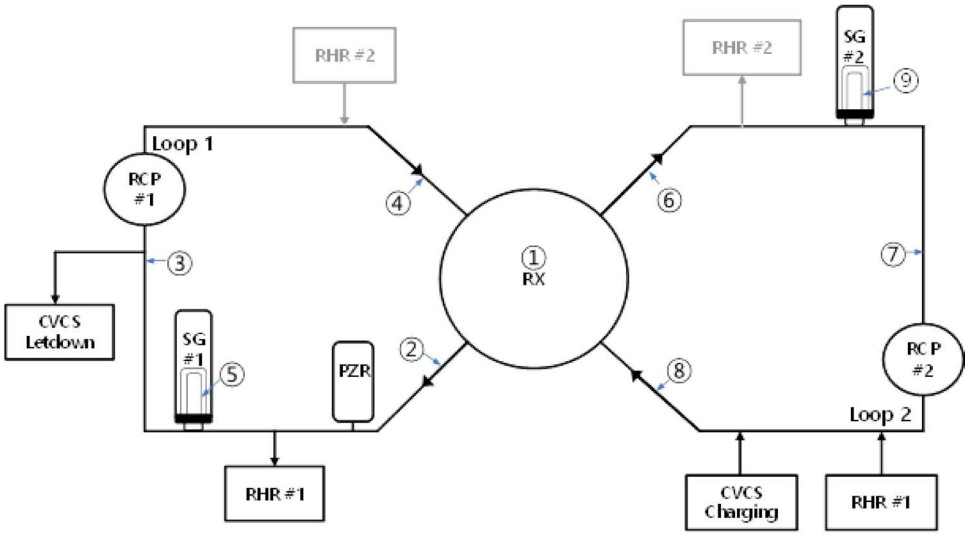

Fig. 1. Schematic diagram of WH 2-Loop PWR reactor coolant system [3].

자로냉각재계통의 제염에 포함된다. Fig. 1은 두 개의 루프를 지닌 WH형 PWR의 RCS 개략도를 보여주고 있다. 화학물질 주입 및 제염설비들은 RHRS 반환 라인에 연결된다[3].

원전의 운전 과정에서 냉각재는 고온고압 상태이며, 화학적으로 매우 활성화되어 계통표면과 상호작용을 통하여 부식, 침식 및 부식생성물의 계통표면 내 침적 등 여러 현상이 발생한다[4]. 부식생성물은 온도에 의존하여 용해된 상태로 존재하거나, 용해되지 않고 크러드(Crud, Chalk River Unidentified Deposit)라는 검은 입자 물질 형태로 나타난다. 부식발생율은 운전초기에 급격히 상승하며, 시간이 지남에 따라 일정한 평형상태에 도달한다. 생성된 부식생성물은 노심 내에서 중성자 조사에 의해 방사화되며, 용해된 상태로 혹은 입자 형태로 일차계통 전 영역으로 이동하여 표면에 침적한다. 원전 해체 작업을 개시하기 전에 일차계통이 지니고 있는 방사능에 대한 정보를 구하기 위하여, 영구정지 후 각 부품에 대한 실측작업을 수행하거나, 관련 코드를 이용하여 예측한다. 관련 코드로는 국내에서는 CRUDTRAN이 주요하게 활용되고 있다[5,6].

2. 일차계통 방사능 재고량

2.1. CRUDTRAN 코드를 이용한 방사능 재고량 예측

CRUDTRAN 코드는 PWR 일차냉각계통의 용해성 및 입자성 부식생성물의 거동을 예측하기 위해 개발된 실험적 코드이다[7,8]. CRUDTRAN 코드에서는 PWR 일차냉각계통을 노심, 냉각재 및 증기발생기 3개의 주요 부분으로 나누어 고려한다. 부식생성물 이동의 주요 동력은 냉각수 온도 변화와 그에 따른 부식생성물 용해도의 변화에서 비롯된다. 물질의 용해도는 특정 온도에서 주어진 양의 용매에서 포화용액을 형성하는 데 필요한 물질의 양이다. 금속산화물의 질량이동속도는 용해도 Sol.와 금속산화물 농도[M^{n+}] 차이에 비례하며 k는 비례계수를 나타낸다[9].

$$\frac{d[M^{n+}]}{dt} = k(\text{Sol.} - [M^{n+}])$$

Sol.=[M^{n+}]인 경우 포화상태, Sol.>[M^{n+}]인 경우 미포화상태, Sol.<[M^{n+}]은 과포화상태를 나타낸다. 비화학량적(Non-Stoichiometric) 니켈페라이트는 대부분의 pH 범위에서 온도에 반비례하는 용해도를 나타낸다. Fig. 2와 3에 일차계통 내에서 부식생성물의 생성과 이동에 대한 도식적인 설명이 주어져 있다. 노심 외부(SG)에서는 냉각수의 온도가 상대적으로 낮아져 용해도(포화농도)가 커지며 미포화(Under-saturated) 상태가 되어, SG 표면의 부식생성물과 냉각수 내 미립자가 용해되어 냉각수 내에 있는 해당 부식생성물의 포화농도로 복원하려는 경향성이 나타난다. 반대로 노심 내부에서는 냉각수의 온도가 높아져, 용해도(포화농도)가 낮아지며 과포화(Super-

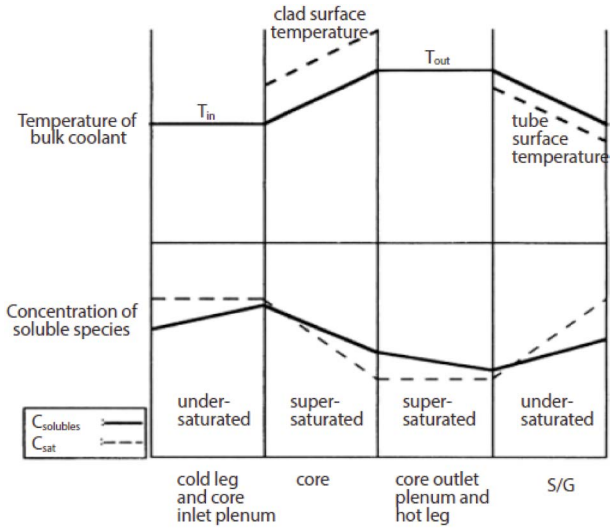

Fig. 2. Profile of coolant temperature and soluble species concentration in PWR primary circuit [8].

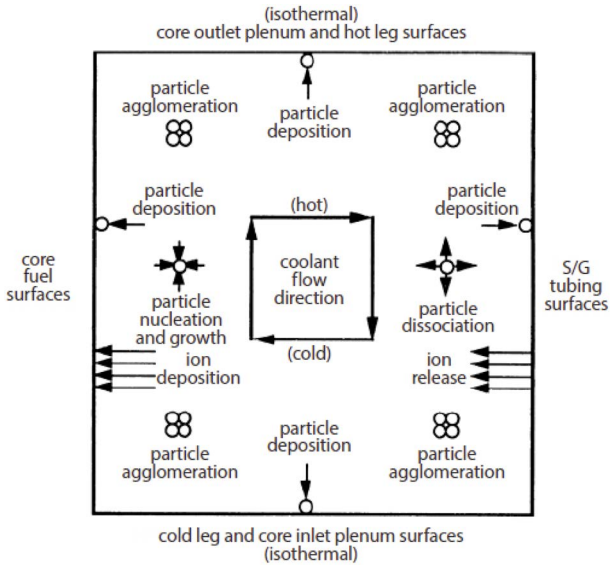

Fig. 3. Movement of corrosion products in a PWR primary system [8].

saturated) 상태가 되어, 크러드는 노심표면에 침적된다. 노심 내 침적물속의 방사성핵종은 확산에 의한 이온교환 과정을 통해 냉각재로 이동하며 일차계통 전 영역으로 전달된다.

부식생성물은 증기발생기 세관에서 생성되어 노심으로 이동하는 반면 방사화 부식생성물은 노심에서 증기발생기로 이동한다. 1차 냉각계통 내에서 부식생성물의 주요 이동 경로는 다음과 같다.

- 증기발생기 세관 표면에서 용해
- 증기발생기 경계층을 통하여 냉각재로 이동
- 냉각재로부터 노심 내 핵연료 표면 경계층을 통하여 핵연료 표면으로 이동
- 핵연료 표면에서 부식생성물의 침적, 침전, 결정화

반면, 방사화 부식생성물의 이동 경로는 다음과 같이 구분된다.

- 노심 내 핵연료 표면에서의 용해
- 핵연료 표면 경계층을 통하여 냉각재로 이동
- 냉각재로부터 증기발생기 세관 표면 경계층을 통하여 세관 표면으로 이동
- 증기발생기 세관 표면에서의 결정화

이러한 물리적 과정을 반영하여 CRUDTRAN 코드에는 용해성 부식생성물의 이동 및 입자성 부식생성물의 이동에 대한 균형방정식(Balance equation)이 구현되어 있으며, 철의 용해도에 대한 모델식이 사용되었다[8].

고리 1호기의 총 수명은 1978년 4월 29일부터 2017년 6월 18일까지 14,295일이며, 운전은 12,010일, 유지보수에는 2,285일이 소요되었다(Table 1). 32주기의 핵설계가 적용되었으므로 한 주기당 총 449일이며, 평균 운전일수는 375.3일, 평균 유지보수 일수는 73.7일이다. 32주기 전체에 대한 실제 계산에서는 한 주기당 375일의 운전과 74일의 유지보수를 가정하였다(Table 2). 개별 주기에 대하여 연소 단계별로 부분운전 35일, 68일, 68일, 68일, 68일, 34일, 34일 및 유지보수 74일을 적용하였다. 따라서 계산이 최종 종결되는 시점은 2017년 6월 18일에서 74일의 유지보수를 더 고려한 시점으로 2017년 8월 21일에 해당한다.

1998년의 17차 유지보수 기간 동안에 증기발생기의 교체가 이루어졌다. 신규 증기발생기는 총 6,860일의 운전기간 동안에 16주기의 핵설계가 적용되었고, 주기당 평균 운전일수는 373.8일, 평균 유지보수 일수는 58.5일이다. 실제 계산에서는 한 주기당 총 432일로, 374일의 운전과 58일의 유지보수를 가정하였다(Table 3). 각 주기에 대하여 단계별로 부분운전 34일, 68일, 68일, 68일, 68일, 34일, 34일 및 유지보수 58일을 적용하였고, 계산의 최종시점은 2017년 6월 18일에서 58일의 유지보수를 더 고려한 시점으로 2017년 8월 5일에 해당한다.

CRUDTRAN 코드의 입력문 작성을 위해서는 총 11가지 종류의 변수집단을 결정해야 하며, 고리 1호기의 해석

Table 1. Maintenance history of Kori Unit 1

Maintenance	Operation start	Maintenance start	Maintenance stop	Operation period	Maintenance period	Events
1	1978-04-29	1978-10-24	1979-01-02	178	70	
2	1979-01-02	1979-10-27	1980-01-12	298	77	
3	1980-01-12	1981-01-30	1981-05-10	384	100	
4	1981-05-10	1982-04-17	1982-06-29	342	73	
5	1982-06-29	1983-04-07	1983-06-04	282	58	
6	1983-06-04	1984-07-08	1984-10-05	400	89	
7	1984-10-05	1985-08-14	1985-11-01	313	79	
8	1985-11-01	1986-10-11	1986-12-15	344	65	
9	1986-12-15	1988-01-15	1988-07-11	396	178	Change of condenser heat pipe
10	1988-07-11	1989-03-28	1989-07-12	260	106	
11	1989-07-12	1990-10-19	1991-01-14	464	87	
12	1991-01-14	1991-12-31	1992-03-13	351	73	
13	1992-03-13	1993-05-01	1993-07-06	414	66	
14	1993-07-06	1994-07-15	1994-09-13	374	60	
15	1994-09-13	1996-01-14	1996-03-31	488	77	
16	1996-03-31	1997-03-30	1997-06-08	364	70	
17	1997-06-08	1998-06-19	1998-09-06	376	79	**Change of SG**
18	1998-09-06	1999-09-05	1999-10-29	364	54	
19	1999-10-29	2000-10-15	2000-11-18	352	34	
20	2000-11-18	2001-11-16	2001-12-12	363	26	
21	2001-12-12	2003-01-29	2003-02-28	413	30	
22	2003-02-28	2004-02-26	2004-03-21	363	24	
23	2004-03-21	2005-03-08	2005-05-10	352	63	
24	2005-05-10	2006-05-05	2006-06-10	360	36	
25	2006-06-10	2007-06-09	2008-01-09	364	214	Equipment maintenance for lifetime extension
26	2008-01-09	2008-11-20	2008-12-09	316	19	Start of continued operation
27	2008-12-09	2009-12-16	2010-01-08	372	23	
28	2010-01-08	2011-01-13	2011-02-01	370	19	
29	2011-02-01	2012-02-01	2012-03-01	365	29	
30	2012-03-01	2013-04-12	2013-10-05	407	176	Change of Header
31	2013-10-05	2014-02-25	2014-04-17	143	51	
32	2014-04-17	2015-04-25	2015-06-07	373	43	
33	2015-06-07	2016-06-23	2016-07-30	382	37	
34	2016-07-30	2017-06-18		323		**Permanent Shutdown**

Lifetime: 14,295 days, Operation: 12,010 days (84%), Maintenance: 2,285 days (16%)

Table 2. Average operation and maintenance period during 32 cycles

Item	Operation (days)	Maintenance (days)
Total	12,010	2,285
Average/Period	375.3	73.7
Evaluation	**375**	**74**

Table 3. Average operation and maintenance duration during 16 cycles in second half of life time

Item	Operation (days)	Maintenance (days)
Total	6,860	878
Average/Period	373.8	58.5
Evaluation	**374**	**58**

에 적용한 변수값은 Table 4에 예시하였다. 동일 주기 내에서 연소 단계에 따라 변화하는 변수값에는 보론의 농도, 수산화리튬(LiOH)의 농도, 질량유량, 노심 입구 및 출구의 온도가 있으며, Table 5에 제시하였다. 노심 출력은

Table 4. Input variables for estimation of radioactive inventories of Kori Unit 1

(1) Calculation parameter	Input data	Reference
DAYS - duration of operation (day)	35 days, 68 days, etc. 449 days/period	Time periods with same operation conditions, e.g. power or water chemistry, for CRUDTRAN evaluation
IN - time step size of numerical calculation (day)	0.1	CRUDTRAN recommendation (fixed)
NTMA - number of time step per printing output	10	CRUDTRAN results print (recommended)
NTS - number of meshes in numerical integration of solubility by temperature (normally $1 < nts < 50$)	10	CRUDTRAN recommendation (fixed)
BETAC - crud transport factor in CRUDTRAN	0.02	CRUDTRAN recommendation (fixed)
BETAA - activity transport factor in CRUDTRAN	0.002	CRUDTRAN recommendation (fixed)
(2) Plant operating condition	**Input data**	**Reference**
BORON - concentration of boron (ppm)	955, 775, 595, 415, 235, 145, 55 etc.	EPRI Guidelines[a]: Basis operation
ALIT - concentration of LiOH (ppm)	2.2 etc.	EPRI Guidelines[a]: Basis operation
CH2 - hydrogen content (cc (kg-H_2O)$^{-1}$)	34	EPRI Guidelines[a]: Basis operation
FLOW - coolant flow rate (kg-H_2O day^{-1})	7.23×10^8	FSAR of Kori Unit 1[b]
ONOFF - coolant flow on or off (1 or 0)	1	Coolant flow during normal operation, no flow during Maintenance
P1 - % power for calculation of neutron activation	100	100% power
TIN - core inlet temperature (°C)	282	FSAR of Kori Unit 1[b]
TOUT - core outlet temperature at full power (°C)	320	FSAR of Kori Unit 1[b]
DTBL1 - temperature differences across boundary layer in core at full power (°C)	18	Data from CRUAS-1 PWR in France
DTBL3 - temperature difference across boundary layer in SG at full power (°C)	−5.4	Data from CRUAS-1 PWR in France
FPUR - bypass flow rate of purification system (kg-H_2O day^{-1})	6.5×10^5	FSAR of Kori Unit 1[b]
DEN - density of average coolant (kg m^{-3})	963.05	Value at average temperature of primary coolant
VIS - viscosity of average coolant (nsec m^{-2})	3.0919×10^{-7}	Value at average temperature of primary coolant
(3) Output print option	**Input data**	**Reference**
INPRIN = print of input data and detailed output, on or off (1 or 0)	1	CRUDTRAN results print (recommended)
(4) Initial conditions	**Input data**	**Reference**
IH - initial crud inventory in core (kg-Fe)	1.0×10^{-20}	No Crud in case of new fuels
IC - initial crud inventory in SG (kg-Fe)	1	Existing small amount of Crud due to Preconditioning/Prefilming of Tube before first operation or installation of new SG
AH1 - initial cobalt-60 activity in core (Ci)	0	No activity on the surface of new fuels
AH2 - initial cobalt-58 activity in core (Ci)	0	No activity on the surface of new fuels
AC1 - initial cobalt-60 activity in SG (Ci)	0	No activity on the surface of new Tubes
AC2 - initial cobalt-58 activity in SG (Ci)	0	No activity on the surface of new Tubes
AD1 - initial cobalt-60 activity in purification system (Ci)	0	No activity in case of first operation
AD2 - initial cobalt-58 activity in purification system (Ci)	0	No activity in case of first operation
(5) Option	**Input data**	**Reference**
IREF = refuelling of fuel assemblies, on or off (1 or 0)	1	1/3 fuel replacement/period
IPAR = particulate precipitation in coolant, on or off (1 or 0)	0	CRUDTRAN recommendation (fixed)
NRF = No. of refuelling times	32	32 periods/Lifetime
RF(i) = Refuelling time (day)	375, 824 (= 375 + 449), 1273 (= 824 + 449), 1722 (1273 + 449), ...	375 days normal operation and 74 days maintenance

Table 4. Continued

(6) Plant geometry	Input data	Reference
DE1 - hydraulic diameter of core fuel channel (m)	1.48×10^{-2}	FSAR of Kori Unit 1[b]
DE3 - hydraulic diameter of SG tube (m)	1.69×10^{-2}	FSAR of Kori Unit 1[b]
AR1 - surface area of core (m^2)	2523	FSAR of Kori Unit 1[b]
AR3 - surface area of SG (m^2)	10237	FSAR of Kori Unit 1[b]
AF1 - coolant flow area in core (m^2)	2.715	FSAR of Kori Unit 1[b]
AF3 - coolant flow area in SG (m^2)	2.04	FSAR of Kori Unit 1[b]
(7) Diffusion coefficients	**Input data**	**Reference**
DSOL - diffusion coefficient of soluble (m^2 sec^{-1})	1.08×10^{-8}	CRUDTRAN recommendation (fixed)
DPAR - diffusion coefficient of particulate (m^2 sec^{-3})	6.9×10^{-10}	CRUDTRAN recommendation (fixed)
(8) Radioactivity parameters	**Input data**	**Reference**
ALPH1 - cobalt-60 production rate in core ^{60}Co Ci/(kg-Fe day %power)	2.8×10^{-3}	Data from CRUAS-1 PWR in France[c]
ALPH2 - cobalt-58 production rate in core ^{58}Co Ci/(kg-Fe day %power)	8.4×10^{-2}	Data from CRUAS-1 PWR in France[c]
LAMD1 - decay constant of cobalt-60 (day^{-1})	3.6×10^{-4}	Constant
LAMD2 - decay constant of cobalt-58 (day^{-1})	9.78×10^{-3}	Constant
(9) Recoil release	**Input data**	**Reference**
RR58 - fractional recoil release of cobalt-58 produced by (n,p)	2.5×10^{-1}	Data from CRUAS-1 PWR in France[c]
RR60 - fractional recoil release of cobalt-60 produced by (n,p)	0.0	Data from CRUAS-1 PWR in France[c]
(10) Crystal growth and dissolution	**Input data**	**Reference**
HCRYSC - crystal growth coefficient of corrosion product in core (m sec^{-1})	6.0×10^{-5}	CRUDTRAN recommendation (fixed)
HCRYSA - crystal growth coefficient of activity in SG (m sec^{-1})	6.0×10^{-6}	CRUDTRAN recommendation (fixed)
HDISSC - dissolution coefficient of corrosion product in SG (m sec^{-1})	6.0×10^{-5}	CRUDTRAN recommendation (fixed)
HDISSA - dissolution coefficient of activity in core (m sec^{-1})	6.0×10^{-6}	CRUDTRAN recommendation (fixed)
(11) Other parameters	**Input data**	**Reference**
CR - corrosion rate of SG tube (kg day^{-1})	4.9×10^{-2}	CRUDTRAN recommendation (fixed)

[a]PWR Primary Water Chemistry Guidelines : Revision 3, EPRI TR-105714, 1995.
[b]Korea Hydro & Nuclear Power Co. LTD., Final Safety Analysis Report of Kori unit 1, Kori Unit 1 Nuclear Power Plant (2014).
[c]Lee CB. 2002. Evaluation of CRUDTRAN Code to Predict Transport of Corrosion Products and Radioactivity in the PWR Primary Coolant System. International Conference on Water Chemistry in Nuclear Reactors Systems, 22-26 Avignon, France.

전 과정에서 100%로 동일하게 가정하였다.

Table 6에는 초기 두 주기에 대하여 CRUDTRAN 입력문의 예를 제공하였으며, 두 번째 주기에 대한 입력문을 반복하여 총 32주기까지 작성하면 전체 입력문을 완성할 수 있다.

CRUDTRAN의 계산 결과로는 증기발생기와 노심에서의 크러드 양과 노심 및 증기발생기에서의 방사성 핵종인 ^{60}Co과 ^{58}Co의 표면방사능 및 냉각재에서의 방사능 농도가 주어진다. 대부분의 결과가 초기에 급속히 증가하며, 매 주기마다 운전 시 증가하고 유지보수 시 감소하는 싸이클의 형태를 나타내나, 증기발생기에서의 크러드 양과 ^{60}Co 표면 방사능의 경우, 증가하는 기울기는 점차 감소하지만 지속적으로 증가하는 형태를 보여주고 있다 (Fig. 4).

영구정지 후 최종 계산시점에서의 방사능 재고량은 표면방사능 (Table 7)에 증기발생기의 내부표면적 10,237

Table 5. Parameters in each operation phase per one cycle

Operation duration (days)	Cumulative operation (days)	Boron concentration (ppm)	LiOH (ppm)	Flow rate (kg-H_2O day^{-1})	T_in (°C)	T_out (°C)
35	35	955	2.2	0.723×10^9	282	320
68	103	775	2.2	0.723×10^9	282	320
68	171	595	2.2	0.723×10^9	282	320
68	239	415	2.2	0.723×10^9	282	320
68	307	235	2.2	0.723×10^9	282	320
34	341	145	1.3	0.723×10^9	282	320
34	375	55	0.8	0.723×10^9	282	320
74	449	2000	0.63	1.15×10^9	286	323.2

Table 6. Sample of CRUDTRAN input file

```
Kori1 case for CRUDTRAN
35.,0.1,10,10,0.02  ,0.002
  955.,2.2,34.0, 0.723e9 ,1,100.,282.,320.,18. ,-5.4,6.5e5,963.05,3.0919e-7
1.0e-20,1.,0.,0.,0.,0.,0.,0.
1,0
32,375.,824.,1273.,1722.,2171.,2620.,3069.,3518.,3967.,4416.,4865.,5314.,5763.,6212.,6661.,7110.,7559.,8008.,8457.,8906.,9355.,9804.,
  10253.,10702.,11151.,11600.,12049.,12498.,12947.,13396.,13845.,14294.,
1
1.48e-2,1.69e-2,2523.,10237.,2.715,2.04
1.08e-8,6.9e-10
2.800e-3,8.40e-2,3.6e-4,9.78e-3
0.25 ,0.0
6.e-5,6.e-6,6.e-5, 6.e-6
0.049
68.,0.1,10,10,0.02  ,0.002
  775.,2.2,34.0, 0.723e9 ,1,100.,282.,320.,18. ,-5.4,6.5e5,963.05,3.0919e-7
68.,0.1,10,10,0.02  ,0.002
  595.,2.2,34.0, 0.723e9 ,1,100.,282.,320.,18. ,-5.4,6.5e5,963.05,3.0919e-7
68.,0.1,10,10,0.02  ,0.002
  415.,2.2,34.0, 0.723e9 ,1,100.,282.,320.,18. ,-5.4,6.5e5,963.05,3.0919e-7
68.,0.1,10,10,0.02  ,0.002
  235.,2.2,34.0, 0.723e9 ,1,100.,282.,320.,18. ,-5.4,6.5e5,963.05,3.0919e-7
34.,0.1,10,10,0.02  ,0.002
  145.,1.3,34.0, 0.723e9 ,1,100.,282.,320.,18. ,-5.4,6.5e5,963.05,3.0919e-7
34.,0.1,10,10,0.02  ,0.002
  55.,0.8,34.0, 0.723e9 ,1,100.,282.,320.,18. ,-5.4,6.5e5,963.05,3.0919e-7
74.,0.1,10,10,0.02  ,0.002
2000.,0.63,34.0, 1.15e9 ,0,  0.,286.,323.2,18. ,-5.4,6.5e5,963.05,3.0919e-7

35.,0.1,10,10,0.02  ,0.002
  955.,2.2,34.0, 0.723e9 ,1,100.,282.,320.,18. ,-5.4,6.5e5,963.05,3.0919e-7
68.,0.1,10,10,0.02  ,0.002
  775.,2.2,34.0, 0.723e9 ,1,100.,282.,320.,18. ,-5.4,6.5e5,963.05,3.0919e-7
68.,0.1,10,10,0.02  ,0.002
  595.,2.2,34.0, 0.723e9 ,1,100.,282.,320.,18. ,-5.4,6.5e5,963.05,3.0919e-7
68.,0.1,10,10,0.02  ,0.002
  415.,2.2,34.0, 0.723e9 ,1,100.,282.,320.,18. ,-5.4,6.5e5,963.05,3.0919e-7
68.,0.1,10,10,0.02  ,0.002
  235.,2.2,34.0, 0.723e9 ,1,100.,282.,320.,18. ,-5.4,6.5e5,963.05,3.0919e-7
34.,0.1,10,10,0.02  ,0.002
  145.,1.3,34.0, 0.723e9 ,1,100.,282.,320.,18. ,-5.4,6.5e5,963.05,3.0919e-7
34.,0.1,10,10,0.02  ,0.002
  55.,0.8,34.0, 0.723e9 ,1,100.,282.,320.,18. ,-5.4,6.5e5,963.05,3.0919e-7
74.,0.1,10,10,0.02  ,0.002
2000.,0.63,34.0, 1.15e9 ,0,  0.,286.,323.2,18. ,-5.4,6.5e5,963.05,3.0919e-7

.....
.....

-1,-1,-1,-1,-1,-1
```

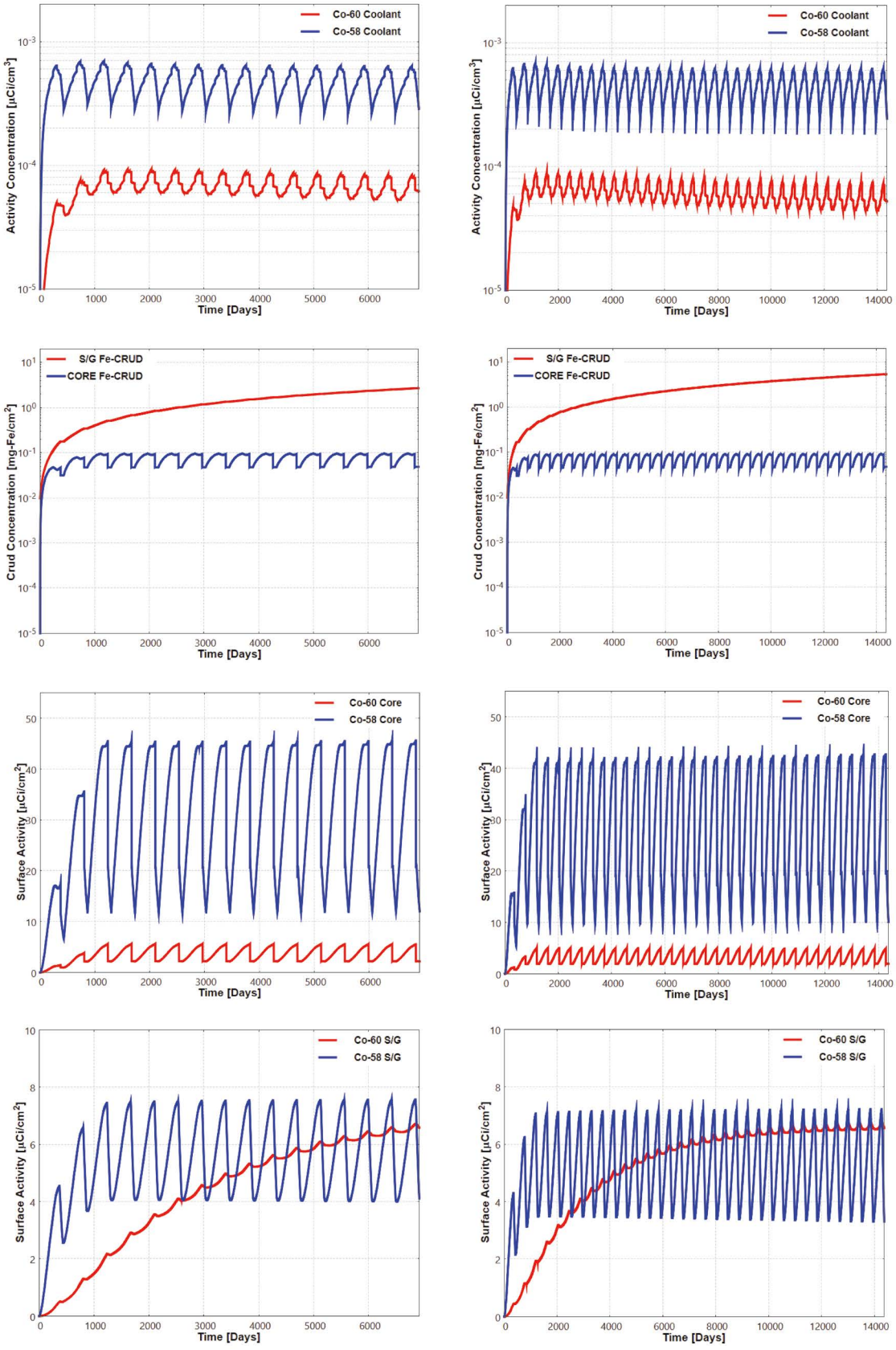

Fig. 4. Results of CRUDTRAN evaluation for Kori Unit 1.

Table 7. Crud concentration and surface activities after permanent shutdown of Kori Unit 1

Cycle	SG Fe-CRUD (mg-Fe cm^{-2})	CORE Fe-CRUD (mg-Fe cm^{-2})	^{60}Co SG (μCi cm^{-2})	^{58}Co SG (μCi cm^{-2})	^{60}Co Core (μCi cm^{-2})	^{58}Co Core (μCi cm^{-2})	^{60}Co Cool (μCi cm^{-3})	^{58}Co Cool (μCi cm^{-3})
16	**2.69**	4.87×10^{-2}	**6.58**	**4.11**	2.16	12.0	6.17×10^{-5}	2.85×10^{-4}
32	5.39	$\mathbf{5.05\times10^{-2}}$	7.00	3.39	**2.20**	**10.6**	5.54×10^{-5}	2.40×10^{-4}

Table 8. Radioactive inventories after permanent shutdown of Kori Unit 1

Nuclides	SG inventory (Bq) (After 16 periods of operation in the second half of lifetime, 2017.08.05.)	Core inventory (Bq) (After total 32 periods of operation during lifetime, 2017.08.21.)
^{58}Co	1.562×10^{13}	$\mathbf{9.895\times10^{12}}$
^{60}Co	$\mathbf{2.501\times10^{13}}$	2.054×10^{12}
Total	4.063×10^{13}	1.195×10^{12}

(m^2)과 노심의 내부표면적 2,523 (m^2)을 곱하여 구한다. 후반기 16주기 가동 후 증기발생기 및 전체 32주기 가동 후 노심의 방사능 재고량은 Table 8와 같다. 증기발생기에서의 방사능 재고량이 더 큰 것을 확인할 수 있으며, 증기발생기에서는 ^{60}Co이, 노심에서는 ^{58}Co이 방사능 재고량에 더 주요한 요소임을 확인할 수 있다.

2.2. 실측을 통한 방사능 재고량 평가

먼저 고리 1호기의 영구정지 후 일차계통에서 냉각수를 제거하고, 주요기기 및 배관표면에서 서베이미터를 이용하여 접촉선량율을 측정하였고, 선량-방사능(DTA) 환산계수 프로그램이 내장된 MicroShield 코드를 이용하여 방사능을 도출하였다. Table 9는 2017년 6월의 결과이며[10], Table 10은 2021년 7월 7일의 결과이다[11]. RCS 방사능 재고량이 증기발생기에서 가장 크게 나타나는데, 이는 증기발생기의 단면적이 월등히 크기 때문이다.

2.3. 예측 및 실측을 통해 구한 방사능 재고량 비교

고리 1호기 해체 전에 수행하는 전계통화학제염운전 시에는 오염되지 않은 새로운 냉각재가 충수되며, 노심에서 이미 핵연료도 제거되었기 때문에, 증기발생기에서의 방사능 재고량을 비교하는 것만이 의미가 있다. 앞 절에서 도출한 CRUDTRAN의 예측 결과를 이용하여 2021년

Table 9. Contact dose rate and activity in major components and piping of RCS (2017.06.)

Component	Contact radiation dose rate (mSv hr^{-1})	Activity (Bq)
SG U-tube	0.24	$\mathbf{1.91\times10^{13}}$
PZR	1.1	5.64×10^{12}
PZR Surge Line	1.1	1.81×10^{10}
RCS Cold Leg	0.7	6.76×10^{10}
RCS Hot Leg	0.7	8.49×10^{10}
RCP Suction Leg	0.7	8.15×10^{10}
CVCS	3.0	4.12×10^{11}
RHRS & Water Chamber	0.5	1.31×10^{11}
SG Water Chamber	0.2	7.32×10^{11}
Total	–	2.63×10^{13}

Table 10. Contact dose rate and activity in major components and piping of RCS (2021.07.07.)

Component	Contact radiation dose rate (mSv hr^{-1})	Activity (Bq)
PZR	0.2	7.59×10^{11}
PZR Surge Line	0.1	1.03×10^{9}
SG Hot Leg A	0.4	1.55×10^{10}
SG Hot Leg B	0.5	1.94×10^{10}
SG Cold Leg A	0.3	9.27×10^{9}
SG Cold Leg B	0.35	1.08×10^{10}
RCP Suction Leg A	0.45	1.68×10^{10}
RCP Suction Leg B	0.45	1.68×10^{10}
SG Water Chamber A	0.12	1.68×10^{11}
SG Water Chamber B	0.15	2.09×10^{11}
SG U-Tube A	0.14	$\mathbf{5.88\times10^{12}}$
SG U-Tube B	0.14	$\mathbf{5.88\times10^{12}}$
CVCS Piping Line	0.2	1.74×10^{10}
RHRS Piping Line	0.07	1.08×10^{10}
Total		1.30×10^{13}

7월 7일까지 붕괴한 방사능을 구하면, ^{58}Co의 기여는 거의 미미해지며, ^{60}Co만이 방사능 재고량의 대부분을 차지

한다(Table 11). 이는 ^{58}Co의 반감기가 70.86일로 ^{60}Co의 반감기 5.271년(1,924.85일)에 비해 상대적으로 훨씬 짧기 때문이다.

상기 예측결과를 2017년 6월의 실측치 1.91×10^{13} (Bq) 및 2021년 7월 7일의 실측치 1.176×10^{13} (Bq)과 비교하면 CRUDTRAN을 사용하여 얻은 예측치가 약 30% 정도 보수적이며, 이를 향후 전계통화학제염운전 시 기준 방사능 재고량으로 사용할 수 있을 것으로 판단한다.

Table 11. SG activities predicted from CRUDTRAN code

Nuclides	SG inventory (Bq) (After 16 periods of operation in the second half of lifetime, 2017.08.05.)	SG inventory (Bq) (Measured, 2021.07.07.)
^{58}Co	1.562×10^{13}	1.42151×10^{7}
^{60}Co	**2.501×10^{13}**	**1.49878×10^{13}**
Total	4.063×10^{13}	1.49878×10^{13}

2.4. 전계통화학제염운전 시 방사능 재고량 제거율

화학제염 운전 시 시간에 따른 산화막 제거율은 한국수력원자력이 오염된 RCP 시료에 대해 화학적 오염제거 실험을 수행하여 구하였다[12]. 전체 화학제염 실험은 한 주기가 6시간의 산화 및 10시간의 환원운전 공정으로 이루어지며, 3주기 동안 총 48시간 동안 수행되었다(Table 12).

매 주기 후 선량률 및 표면방사능을 기준으로 측정된 산화막 제거율(OLRR, Oxide layer removal rate)과 제염계수(Decontamination factor)를 Table 13과 Table 14에 제시하였고, 시간적 변화를 Fig. 5에 나타내었다.

만약 전계통화학제염운전(FSCDO)을 미래 어느 특정 시점인 2023년 3월 27일에 수행한다고 가정하면, 증기발생기의 ^{60}Co 방사능은 1.1913×10^{13} (Bq)으로 감소하며, 운전시간에 따라 제염에 의해 제거되는 방사능 재고량은 이 값에 OLRR을 곱함으로써 예측할 수 있다(Fig. 6). 여기에서는 표면방사능을 기준으로 한 OLRR을 사용하였

Table 12. Properties of the chemical decontamination experiment

Operation	Chemical concentrations	Temperature	Duration
Oxidation process	Permanganic acid 200 ppm + Nitric acid 2.5 mM	95°C	6 hr
Deoxidation process	Oxalic acid 2000 ppm	95°C	10 hr

Table 13. Oxide layer removal ratios based on dose rate

	Dose rate (mSv hr^{-1})	Dose rate difference (mSv hr^{-1})	Cycle DF	Cycle removal ratio	Total DF	Total removal ratio
Initial	0.650					
1 Cycle	0.235	0.415	2.765957447	0.638461538	2.765957447	0.63846154
2 Cycle	0.057	0.178	4.122807018	0.757446809	11.4035088	0.91230769
3 Cycle	0.0011	0.0559	51.81818182	0.980701754	590.909091	0.99830769

Table 14. Oxide layer removal ratios based on surface activity

	Surface activity (Bq cm^{-2})	Surface activity difference (Bq cm^{-2})	Cycle DF	Cycle removal ratio	Total DF	Total removal ratio
Initial	177076					
1 Cycle	59922	117154	2.955108307	0.661602928	2.955108	0.6616029
2 Cycle	12223	47699	4.90239712	0.796018157	14.4871	0.9309731
3 Cycle	275	11948	44.44727273	0.977501432	643.913	0.9984470

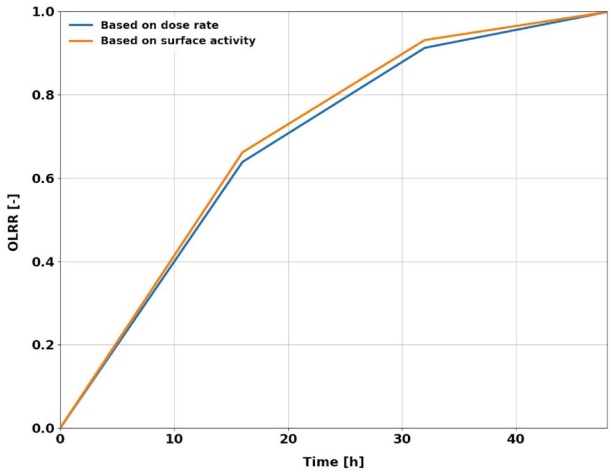

Fig. 5. Oxide layer removal ratios during field test performed by KHNP.

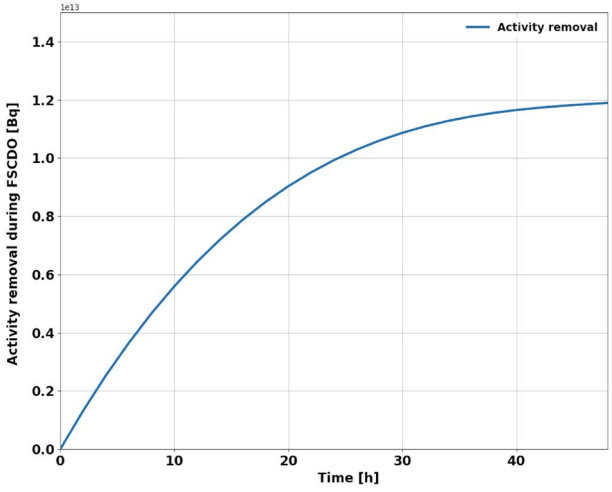

Fig. 6. Activity removal during FSCDO at 2023.03.27.

고, 주기 중간의 값들을 구하는 데는 3차 정확도의 스플라인(Spline) 보간법을 적용하였다.

3. 결 론

본 연구에서는 고리 1호기 해체 시 방사능 재고량에 대하여 검토하였다. 예측값을 구하는 데는 CRUDTRAN 코드를 사용하였으며, 고리 1호기의 유지보수 이력 데이터와 설계자료들을 활용하여 입력문을 구성하였다. 증기발생기에서의 예측결과와 서베이미터를 이용한 측정결과를 비교 분석하였고, 예측결과가 측정결과보다 약 30%의 보수성을 지닌 것을 나타났다. 오염시편을 이용한 화학제염 현장시험을 통해 획득한 산화·환원공정에 대한 산화막 제거율을 적용하여, 해체 전에 통상 수행하는 전계통화학제염운전 시 방사능 재고량의 제거율을 예측할 수 있음을 보였다.

본 논문에서는 고리 1호기의 주기당 평균적인 운전일수 및 유지보수 일수를 고려하여 선원항을 도출하였으나, 향후에는 각 주기의 실제적인 운전일수 및 유지보수 일수를 고려한 계산을 수행할 예정이다. CRUDTRAN 코드의 입력자료에 대한 민감도를 분석하고, 계산결과의 보수성에 대한 연구가 더 필요할 것으로 사료된다.

사 사

본 연구는 산업통상자원부의 재원으로 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원(No. 20191510301310)을 받아 수행되었다.

참고문헌

1. Ocken H. 1999. Decontamination handbook, EPRI Report, 57-73, TR-112352 (1999). https://www.epri.com/research/products/TR-112352
2. World Nuclear Association and IAEA Power Reactor Information System. 2020. Reactor Database in South Korea for permanent shutdown reactor, Kori 1. 2016-2021 World Nuclear Association Information Library. Available from: http://www.nuclear.org/reactor/default.aspx/KORI-1.
3. Cho SY, Kim BS, Bang YS and Kim KY. 2021. Flow Characteristics Analysis for the Chemical Decontamination of the Kori-1 Nuclear Power Plant. *J. Nucl. Fuel Cycle Waste Technol.* **19**:51-58. https://doi.org/10.7733/jnfcwt.2021.19.1.51
4. Song JS, Yoon TB and Lee SH. 2015. A Study on Corrosion Product Behavior Prediction for Domestic PWR Primary System by using CRUDTRAN. *J. Nucl. Fuel Cycle Waste Technol.* **13**:253-262. https://doi.org/10.7733/jnfcwt.2015.13.4.253
5. Yoon TB. 2015. A Study on Corrosion Product Behavior and Mechanism in Domestic Nuclear Power Plants by Using CRUDTRAN. Master's Degree. Chosun University. https://oak.chosun.ac.kr/handle/2020.oak/11888
6. Song JS, Cho HJ, Jung MY and Lee SH. 2017. A Study on the Application of CRUDTRAN Code in Primary Systems

of Domestic Pressurized Heavy-Water Reactors for Prediction of Radiation Source Term. *NET* **49**:638-644. https://doi.org/10.1016/j.net.2016.11.005

7. Lee CB. 1990. Modeling of corrosion product transport in PWR primary coolant. PhD Thesis, Nuclear Engineering Department, MIT. http://hdl.handle.net/1721.1/13984
8. Lee CB. 2002. Evaluation of CRUDTRAN Code to Predict Transport of Corrosion Products and Radioactivity in the PWR Primary Coolant System. International Conference on Water Chemistry in Nuclear Reactors Systems, 22-26 Avignon, France. https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/34/056/34056182.pdf?r=1
9. Maeng WY, Choi BS, Yeon JW, Kang DW, Lee HB and Wang CS. 2009. Nuclear water chemistry Handbook. KAERI. Dongwha.
10. Kim HS. 2017. Development of decontamination technology of reactor coolant system and dismantled equipment for NPP Decommissioning. Annual Report.
11. Kim HS. 2021. Development of Full System Decontamination Demonstration Technology for Light-Water Nuclear Power Plant. 3rd year 2nd progress check meeting.
12. Korea Hydro & Nuclear Power Co. LTD. 2018. Field test results using contaminated specimens.