

<연구논문>

# 중수로 원전 교류전원 완전상실 사고 시 일차측 열수송 펌프 밀봉 누설 영향에 대한 코드 분석

유선오<sup>†</sup>·조민기<sup>\*</sup>·이경원<sup>\*</sup>·백경록<sup>\*</sup>

## Code Analysis of Effect of PHTS Pump Sealing Leakage during Station Blackout at PHWR Plants

Seon Oh YU<sup>†</sup>, Min Ki CHO<sup>\*</sup>, Kyung Won LEE<sup>\*</sup> and Kyung Lok BAEK<sup>\*</sup>

(Received 23 January 2020, Revised 9 March 2020, Accepted 7 April 2020)

### ABSTRACT

This study aims to develop and advance the evaluation technology for assessing PHWR safety. For this purpose, the complete loss of AC power or station blackout (SBO) was selected as a target accident scenario and the analysis model to evaluate the plant responses was envisioned into the MARS-KS input model. The model includes the main features of the primary heat transport system with a simplified model for the horizontal fuel channels, the secondary heat transport system including the shell side of steam generators, feedwater and main steam line, and moderator system. A steady state condition was achieved successfully by running the present model to check out the stable convergence of the key parameters. Subsequently, through the SBO transient analyses two cases with and without the coolant leakage via the PHTS pumps were simulated and the behaviors of the major parameters were compared. The sensitivity analysis on the amount of the coolant leakage by varying its flow area was also performed to investigate the effect on the system responses. It is expected that the results of the present study will contribute to upgrading the evaluation technology of the detailed thermal hydraulic analysis on the SBO transient of the operating PHWRs.

**Key Words :** PHWR (중수로), Station Blackout (교류전원 완전상실), MARS-KS code (MARS-KS 코드), Thermal hydraulics (열수력), Loss of PHTS pump sealing (PHTS 펌프 밀봉 상실)

### 1. 서 론

2011년 일본의 후쿠시마 원전은 지진과 해일 등의 외부 제해와 그로 인한 내부 침수에 의해 발전소 내 전원이 완전히 상실되어 안전계통이 작동하지 않았고, 노심냉각 안전기능의 실패로 노심 용융, 수소 발생 등 중대사고로 전개되었다.<sup>(1)</sup> 비록 전원 상실에 대한 비상운전절차서가 구비되어 있었으나, 당시 상황을 고려하면 안전계통 고장 및 운전원 접근이 매우

제한적이었으므로 완화 조치 없이 사고는 계속 진행되었고 노심 및 계통의 냉각 실패 후 대형 사고로 진행된 것으로 평가되고 있다. 이러한 일본의 원전 사고 이후 대형 사고는 원자로형에 무관하게 발생 가능성을 재차 상기시켜 주어 모든 노형에서의 보다 철저한 안전운영과 정밀한 안전성 평가가 요구되고 있다. 또한 국제기구 및 원전 운영국가는 발전소 안전운영 및 안전성 향상을 위해 사고 대처/완화 설비의 신규 설치, 안전관련 사안에 관한 안전성 재평가 등의 노력을 하고 있으며<sup>(2)</sup> 이와 같은 대내외적인 원자력계의 환경 변화와 함께 원전의 안전운영에 대한 대국민 관심도 매우 높은 시기이다.

<sup>†</sup> 책임저자, 회원, 유선오(Korea Institute of Nuclear Safety)

E-mail: k378yso@kins.re.kr

TEL: (042)868-0586 FAX: (042)868-0168

<sup>\*</sup> Korea Institute of Nuclear Safety

원전 내 전원이 완전히 상실되고 운전원 조치가 없는 경우, 증기발생기는 핵연료 잔열에 대한 일차적인 피동형 열침원(passive heat sink) 역할을 한다. 중수로 원전의 경우 일차측 열수송 펌프에 의한 강제순환 유동은 전원 상실 후 노심과 증기발생기와 높이 차이와 냉각재 밀도 차이로 인한 자연순환 유동으로 천이되며, 노심 잔열은 증기발생기 세관(u-tube)에서 일차측 냉각재와 이차측 냉각수 간의 열전달을 통해 제거된다. 그리고 이차측 냉각수는 비등되어 주증기관을 통해 터빈으로 이동하는데, 이 때 복수기 진공은 상실되므로 증기는 복수기로의 이동보다는 주증기안전밸브를 통해 방출됨으로써 이차측 압력과 온도는 감소된다. 그러나 모든 전원이 상실됨에 따라 증기발생기로의 주급수 공급은 중단되고 주증기안전밸브를 통한 지속적인 주증기 방출로 인해 이차측 냉각수는 결국 고갈되어 증기발생기는 열침원으로써의 기능을 상실하게 된다.

만일 운전원 조치가 가능하여 주증기안전밸브를 수동으로 개방할 경우 이차측 압력과 온도는 더 빠르게 감소되어 일차측의 열제거량이 일시적으로 증가하고, 이로 인해 일차측 압력은 더 빠르게 감소될 수 있다. 이러한 일차측 압력 감소에도 불구하고 고압 안전주입이 가용하지 않을 경우 증기발생기 열제거 효과가 저하되어 연속적인 자연순환 유동은 간헐적 부력에 의한 유동(IBIF: Intermittent Buoyancy Induced Flow)이 된다.<sup>(3)</sup> 이 때 증기발생기 셸측에 충분한 냉각수가 있거나 추가 공급이 가능할 경우 일차측에서 형성된 연속적 또는 간헐적 자연순환 유동에 의해 노심은 냉각될 수 있다.

중수로 원전에 대한 종합효과 실증실험 설비인 RD-14M의 실험에서 이러한 IBIF 현상이 확인된 바 있어<sup>(4)</sup>, 원전에서도 유사한 현상이 발생할 수 있을 것으로 예상할 수 있다. 그리고 상기 일본 원전 사고와 같이 추가의 냉각수원이 가용하지 않고 운전원 조치가 없는 시간이 지속될 경우 증기발생기 냉각수는 결국 고갈되고 일차측 냉각재의 자연순환 유동은 붕괴되어 노심 잔열을 제거할 수 없게 되는 상황을 예상할 수 있다.

본 연구에서는 중수로 원전의 교류전원 완전상실을 분석 대상 사고로 선정하고 전원 및 안전계통의 복구 등 운전원의 사고완화 조치가 없는 조건에서의 상세분석을 위해 MARS-KS 코드<sup>(5)</sup>를 활용하여 중수로 원전 입력모델을 개발하였다. 이 코드는

RELAP5/MOD3와 COBRA-TF를 기반으로 개발된 계통 열수력 분야 규제검증코드이다. 그리고 사고 후 펌프의 밀봉 기능 상실에 의한 냉각재 누설 여부에 대해 원전 계통에 미치는 열수력학적 주요 영향 분석을 수행하여 원전의 안전기능 유지 및 안전성 확인을 위한 기반을 마련하였다.

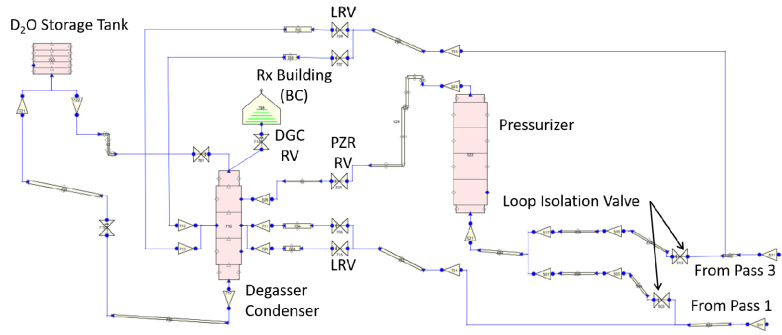
## 2. 중수로 원전 계통 모델링

중수로 원전의 주요 계통에는 일차측 열수송 계통(PHTS: Primary Heat Transport System), 이차측 열수송 계통(SHTS: Secondary Heat Transport System), 주 감속재 계통(MS: Moderator System) 그리고 사고 완화를 위한 안전계통 등으로 구성되어 있다. 본 장에서는 중수로 계통의 일반<sup>(6,7)</sup>과 MARS-KS ver. 1.5 코드를 활용한 주요 계통의 모델링을 기술한다.

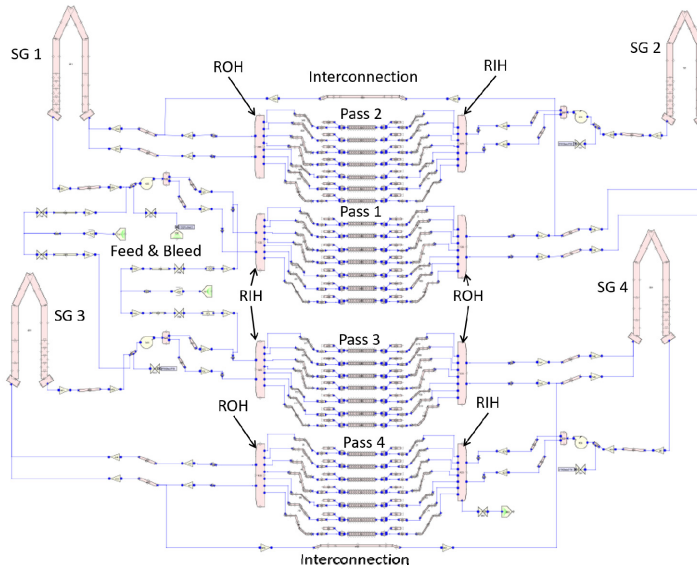
### 2.1 일차측 열수송 계통

중수로 원전 PHTS는 Fig. 1과 같이 원자로 입/출구 모관(RIH/ROH: Reactor Inlet/Outlet Header), 자관(feeder), 수평핵연료채널, PHTS 펌프, pass 간 상호연결배관, 증기발생기 입/출구 plenum, u-tube, 가압기, 탈기용축기, feed-bleed 계통, 중수충수계통 등과 이를 연결하는 배관으로 구성된다.

수평핵연료채널은 12개의 연료 다발이 들어있는 압력관(PT: Pressure Tube), CO<sub>2</sub> gap 그리고 칼란드리아 관(CT: Calandria Tube)으로 구성되며, 총 380개 채널은 2개 loop (loop 당 2개 pass)를 구성하여 Calandria vessel 내 중수(D<sub>2</sub>O)인 감속재에 잠겨있다. 가동 중 교류전원 완전상실로 인해 PHTS 펌프가 정지되고 제1정지계통에 의해 원자로는 정지된다. 안전계통 작동이 가용하지 않을 경우 핵연료에서 지속적으로 발생하는 잔열은 냉각재의 계통 내 자연순환 유동과 증기발생기에서의 열전달에 의해 제거된다. 이 때 전산해석코드는 모든 채널을 모델링하는데 있어 메모리 및 계산 성능에 한계가 있으므로 적절한 채널 grouping이 필요하다. 참고문헌<sup>(8)</sup>에 의하면 전산해석코드를 활용한 자연순환 유동 모의 시 채널 grouping에 민감도를 보이고 있어 pass 당 적어도 2개 이상의 평균 채널로 모델링할 것을 권고하고 있다. 따라서 본 연구에서는 Fig. 2와 같은 grouping scheme에 따라 채널을 pass 당 7개의 그룹(그룹 당 11~16 channels)으로 하여 총 28개의 평균



(a) Upper part of PHTS



(b) Lower part of PHTS

Fig. 1 Nodalization of Primary Heat Transport System

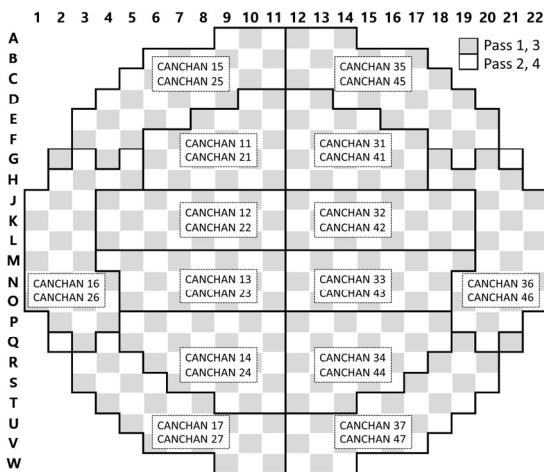


Fig. 2 Grouping scheme of fuel channels

채널을 CANCHAN component로 모델링하였다. 이때 코드의 CANCHAN은 CANDU 원전의 수평핵연료채널 모의를 위해 CATHENA 코드의 기체 임계속도 상관식과 성층유동양식 천이에 관한 실험을 반영한 체적 모델이다.<sup>(9)</sup> 그리고 노심 출력은 정상 출력운전의 103%에서 잔열 수준으로 감소하고 각 pass의 평균 채널 출력은 채널의 위치, 개수, 그리고 출력을 고려하여 Table 1과 같이 하였으며 축방향의 출력 분포는 sine 형태를 적용하였다.

RIH는 PHTS 펌프로 부터 냉각재를 받아 입구 자관을 통해 핵연료채널로 전달한다. 그리고 채널을 통과한 냉각재는 출구 자관을 거쳐 ROH로 흐른다. 이때 원자로 자관과 모관은 각각 PIPE와 BRANCH component로 모델링하였다. 그리고 증기발생기

**Table 1** Number of channels and power of averaged channels per pass

Averaged channel*	Number of channels	Power ratio, [%]
CANCHAN X1	12	3.66
CANCHAN X2	12	3.70
CANCHAN X3	11	3.45
CANCHAN X4	14	4.23
CANCHAN X5	16	3.34
CANCHAN X6	15	3.51
CANCHAN X7	15	3.11
Total	95	25.0

\* X: pass number, 1~4

셸측으로의 열전달을 위한 Incoloy 800의 u-tube는 13개의 cell로 구성된 1개의 PIPE component로 모델링하였다.

교류전원이 완전히 상실되면 PHTS 펌프 밀봉 기능이 상실되어 냉각재가 누설될 수 있다. 냉각재의 밀봉 누설을 모의하기 위해 가상의 밸브를 PHTS 펌프 흡입구 앞에 연결하여 전원 상실과 동시에 밸브가 개방되도록 하였다. 이 때 밸브는 펌프 배관 단면적과의 비가 약  $1.0 \times 10^{-4}$  (지름 4.7 mm에 해당)의 크기로 하였다. 그리고 이 가상 밸브의 단면적 또는 그로 인한 냉각재의 누설량에 대한 민감도 분석(3.4절)을 수행하였다.

가압기는 pass 1과 pass 3의 ROH 하류에서 분기된 배관에 연결되며, 이 때 냉각재 상실사고(LOCA: Loss of Coolant Accident)와 같은 감압 사고가 발생하는 경우 파단 loop와 비파단 loop를 상호 격리시

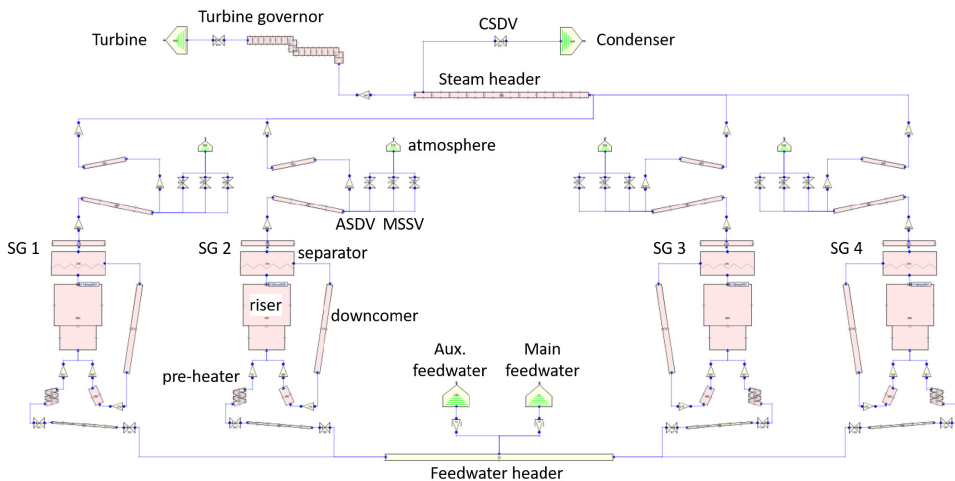
키기 위해 가압기를 계통에서 격리하는 밸브가 설치되어 있다. 계통의 압력은 가압기 상부의 증기 압력과 하부의 전기 히터 제어에 의해 조절되며, PHTS 과압 방지를 위해 가압기 상부에 증기방출밸브가 설치되어 있다.

액체방출밸브(LRV: Liquid Relief Valve)는 PHTS 과압 방지 수단을 제공하여 운전 중 계통 압력이 일정 값 이상으로 상승하는 것을 방지하고 비정상적인 과도 압력을 제한한다. LRV는 ROH 하류에서 분기되어 탈기응축기로 향하는 배관 상에 2개씩 설치되어 있으며, ROH 압력이 개방 설정치를 초과하면 냉각재를 탈기응축기로 방출시킨다. 그리고 탈기응축기의 과압 방지를 위해 원자로건물 대기로의 방출밸브가 설치되어 있다.

**2.2 이차측 열수송 계통**

Fig. 3은 중수로 원전 SHTS의 개략도를 보여준다. 추기 계통은 급수가열기를 통해 흐르는 복수를 가열하기 위해 필요한 증기를 터빈의 추기단에서 급수가열기로 보내는데, 급수가열기 출구의 냉각수 최종온도는  $459.85 \text{ K}^{(6)}$ 이며, 이를 경계조건으로 하여 증기발생기 주급수의 입구 온도로 설정하였다. 정상 출력운전 중 주급수는 증기발생기 당 평균 약  $265.0 \text{ kg/s}$ 의 유량으로 셸측으로 공급되며, 증기발생기 압력은 약  $4.7 \text{ MPa(a)}$ 로 유지된다.

노심 잔열이 증기발생기 u-tube에서 셸측으로의 열전달에 의해 제거되면서 급수는 비등되고 증기는 습



**Fig. 3** Nodalization of Secondary Heat Transport System

분분리기와 증기발생기 출구 노즐을 거쳐 주증기 모관으로 향하게 된다. 그리고 주증기는 터빈제어밸브를 통해 터빈으로 공급되는데, 이 때 주증기 유량은 전 출력 정상운전 조건하에서 약 1,063 kg/s이고, 증기발생기 출구 노즐에서의 증기 온도는 약 533.15 K이다. 증기발생기 내 열전달을 위한 셀 체적은 2개의 cell로 구성된 PIPE component로 모델링하였다.

증기발생기 습분분리기에서 응축된 냉각수는 강수관(downcomer)를 거쳐 셀측으로 재순환 되는데, 이 때 downcomer 유량과 증기발생기 출구 증기유량의 비로 정의되는 재순환 유량비는 정상 운전시 약 5.1이다.<sup>(6)</sup> 재순환 유량비는 일반적으로 정상 출력 운전 계산에서 증기발생기 냉각수의 질량유량 결정을 위한 목표 값으로 사용되며, 본 연구에서는 이 값을 모의하기 위해 downcomer와 증기발생기 셀측 하단을 연결하는 junction 정보를 조절하였다.

등급 4 전원이 상실되면 주급수 펌프는 정지되고, 보조급수 펌프는 등급 3 전원에 의해 자동으로 작동된다. 그러나 교류전원이 완전히 상실된 경우에는 보조급수 펌프는 가용하지 않게 된다.

이차측의 대기증기방출밸브(ASDV: Atmospheric Steam Discharge Valve), 복수기증기방출밸브(CSDV: Condenser Steam Discharge Valve), 그리고 주증기안전밸브(MSSV: Main Steam Safety Valve)는 주증기 방출을 통한 이차측 과압 보호를 위해 설치되어 있다.

각 증기발생기 주증기관에 설치된 4개의 ASDV는 사고 모의를 위해 항상 닫힘 상태를 유지하도록 모델링하였다. 과도 시 주증기 압력 증가로 CSDV는 개방될 수 있으나, 전원 상실에 의한 복수기순환수펌프의 운전불능과 복수기 진공 상실로 인해 Fail-close 모드인 밸브는 과도 기간 동안 닫힘 상태를 유지하도록 하였다.

MSSV는 주증기 계통 과압 보호와 증기발생기를 통한 급속 냉각(crash cooling)의 두 가지 기능을 하며, 증기발생기 당 4개씩 총 16개가 설치되어 있다. 과도 기간 중 주증기 압력이 5.11~5.24 MPa(a)이 되면 각 밸브는 개방되고 주증기 압력이 감소하면 스프링에 의해 자동으로 닫힌다. 이 때 밸브의 개방 설정값은 증기발생기 셀측의 과압에 대한 보수성을 고려하여 최대 설정치에 불확실도를 고려하거나, 연료 건전성에 대한 보수성을 고려하여 최소 설정치에 불확실도를 고려할

수 있다. 본 연구에서는 전자의 경우를 밸브 개방 설정값으로 하였고, 각 증기발생기의 주증기 압력이 설정값을 초과하면 자동으로 개방되도록 하였다.

증기발생기로부터 생성된 증기는 주증기관을 통해 터빈제어밸브와 비상정지밸브를 거쳐 터빈으로 향한다. 본 연구에서는 입력모델의 단순화를 위해 상기 밸브를 1개의 VALVE component로 모델링하여 정상 출력운전시에는 터빈제어밸브로 제어 기능을, 과도 시에는 비상정지밸브로 정지 기능을 수행하도록 하였다. 터빈은 일정한 압력과 온도의 경계 조건으로 하였다.

### 2.3 주 감속재 계통

중수로 원전은 중수로 채워진 Calandria vessel 부분이 있어서 경수로 원전과 가장 차별이 되는 형상 및 특징을 갖고 있다. 중수는 핵분열 과정에서 방출된 속중성자(fast neutron)를 열중성자(thermal neutron)로 감속시키는 역할을 하며, 이 과정에서 Calandria vessel 내부에는 상당한 양의 열에너지가 발생하여 감속재인 중수로 전달된다. 주 감속재 계통은 이 열에너지를 제거하기 위한 냉각순환 펌프와 열교환기로 구성되어 있다.<sup>(6,10)</sup> 냉각순환 펌프는 일반적으로 약 940 L/s의 유량으로 운전되고 냉각에 필요한 100%의 유량 성능을 갖는다. 그리고 정상 출력운전 시 등급 4 전원을, 비상 시에는 비상디젤발전기를 통해서 전원을 공급받는다.

본 연구에서는 Fig. 4와 같이 PIPE component로 모델링한 Calandria vessel 내에서 핵연료채널로부터 전달되는 열에너지와 중성자 감속 과정에서 발생하는 에너지 메커니즘을 모의하기 위해 가상의 열구조물을 적용하여 감속재 출구온도를 정상 출력운전 온도인 342.15 K를 유지하도록 하였다. 그리고 등급 4 전원 상실시 냉각순환 펌프는 정지되므로 주 감속재 계통은 가용하지 않도록 하였다.

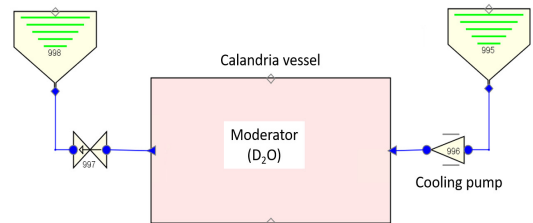


Fig. 4 Nodalization of Moderator System

### 3. 해석결과

#### 3.1 정상 출력운전 모의 결과

앞 장의 중수로 계통 모델링과 주요 기기 작동 논리, 그리고 초기 조건 및 경계 조건을 활용하여 정상 출력운전 상태를 모의하였다. Table 2는 정상 출력운전시 주요 열수력 변수에 대한 코드 계산결과와 목표 값(TV: Target value)<sup>(6)</sup>과의 비교를 보여준다. 계통의 압력, 온도, 수위, 재순환 유량비 등의 계산 값은 목표 값을 충분히 모의하고 정상 출력운전 상태에 안정적으로 도달하는 것을 확인하였다.

**Table 2** Steady-state conditions for normal power operation

Parameters	MARS-KS	Target Value	diff, [%]
Pressure of RIH, [MPa(a)]	11.42	11.42	0.00
Pressure of ROH, [MPa(a)]	10.00	10.0	0.00
Temperature of RIH, [K]	541.15	541.15	0.00
Temperature of ROH, [K]	583.44	583.15	0.05
Quality of ROH, [%]	4.9	4.9	0.00
$\Delta P$ of PHTS pumps, [MPa(d)]	1.83	1.80	1.67
Level of Pressurizer, [m]	12.48	12.48	0.00
Flowrate of coolant, [kg/s]	1,903.10	1,903	0.01
Flowrate of steam, [kg/s]	1,067.72	1,063	0.44
Steam Temperature of SGs, [K]	534.76	533.15	0.30
Pressure of SGs, [MPa(a)]	4.82	4.7	2.55
Level of Separators, [m]	2.5	2.5	0.00
Recirculation ratio of SGs	5.1:1	5.1:1	0.00
Outlet Temperature of Moderator, [K]	342.16	342.15	0.00

#### 3.2 교류전원 완전상실 모의를 위한 계통 모델링

본 연구에서는 가동 중인 중수로 원전에서 교류전원이 완전히 상실된 후 전원 및 안전계통의 복구 등 운전원의 사고 완화 조치가 없는 경우를 기본 사건으로 하였다. 주요 사건 경위의 모의를 위해 다음과 같은 가정을 반영하여 과도 입력모델을 작성하였다.

- 과도상태 계산은 0.0초부터 시작하여 60.0초 간 정상 출력운전을 유지한 후 교류전원이 완전히 상실된다.
- 제1정지계통에 의한 원자로 정지 후 출력은 잔열 수준으로 유지되고 PHTS 펌프, 감속재 냉각 순환 펌프, 그리고 주급수 펌프와 같은 대형 펌프는 정지된다.

- PHTS 펌프 밀봉 기능 상실 모의를 위해 펌프 흡입구 앞에 연결된 가상 밸브는 전원 상실 직후 개방된다.
- 가압기 surge line 상의 loop 격리밸브는 LOCA 신호에 의해 닫히는데, 고장 시 불확실 모드<sup>(6)</sup>를 고려하여 정상 출력운전시의 상태 즉 Fail-open 모드로 가정한다. 참고로 PHTS 펌프 밀봉 기능 상실로 냉각재가 누설되나, 계통 압력은 LOCA 신호 발생 압력 이상으로 유지되어 상기 가정은 타당한 것으로 평가되었다.
- 과도 기간 동안 가압기 방출밸브는 정상 출력운전 상태인 닫힘을 유지하고, LRV는 압력 설정치에 의해 최초 개방 후 고정되며, 탈기응축기 방출밸브는 압력 설정치에 따라 작동 가능하다.
- 전원 상실로 터빈 비상정지밸브는 닫히고, ASDV와 CSDV는 닫힘 상태를 유지하며, MSSV는 주증기 압력에 따라 개폐를 반복한다. 이 때 운전원의 MSSV 개방을 통한 급속 냉각은 고려하지 않는다.
- 과도상태 계산은 참고문헌<sup>(6,11)</sup>에 따라 최대 모관 압력, 최대 압력관 온도(PPTT: Peak Pressure Tube Temperature), 최대 피복관 온도(PCT: Peak Cladding (Sheath) Temperature)가 다음과 같은 과압 한도, 채널 건전성, 핵연료 건전성 기준을 초과하는 시점에서 60초 후 종료한다.
  - 최대 모관 압력  $\geq 13.0$  MPa(a) 또는,
  - 최대 압력관 온도  $\geq 873.15$  K (600°C) 또는,
  - 최대 피복관 온도  $\geq 1,073.15$  K (800°C)

#### 3.3 사고 시 주요 열수력 변수의 거동 분석

교류전원 완전상실로 인해 주급수 공급은 즉시 중단되며 보조급수 공급이 불능인 상태가 지속되면서 증기발생기 주증기 압력은 MSSV 개방 설정치까지 빠르게 증가하였고 밸브는 개폐를 반복하였다. 주급수 공급 중단과 주증기 방출로 인해 증기발생기 수위는 계속 감소하여 Fig. 5와 같이 약 5,500초에 정상 출력운전 수위의 1.0%에 이르러 증기발생기 냉각수는 결국 고갈되었다. 이후 증기발생기를 통한 열제거 기능이 상실되면서 채널 내 잔열 제거 능력 또한 저하되었으며, 일차측 압력과 온도는 상승하였고 LRV 개방 상태 유지로 인해 탈기응축기 압력 및 수위 상승으로 이어지게 되었다.

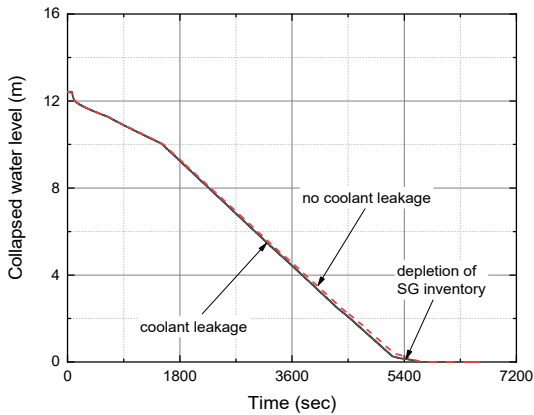
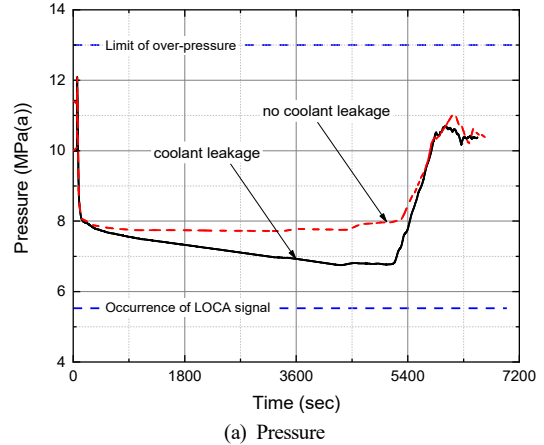


Fig. 5 Collapsed water level of steam generator

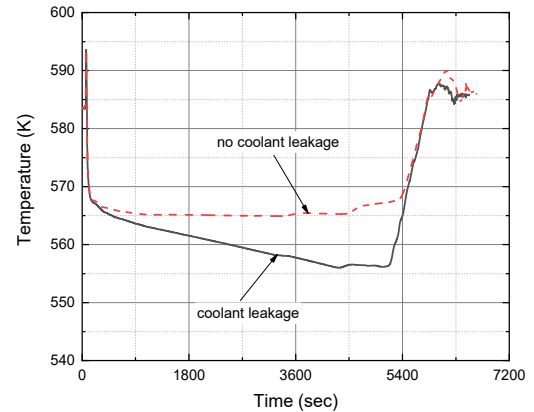
Fig. 6은 과도 기간 동안 ROH 압력과 온도 거동을 보여준다. 교류전원이 완전히 상실되면 터빈 비상정지밸브가 닫히고 CSDV는 닫힘 상태를 유지하는데, 노심은 제1정지계통 동작 전까지 정상운전 출력을 유지한 후 정지된다. 이 때 원자로 출력과 냉각재 열제거율과의 불균형으로 인해 PHTS 압력과 온도는 일시 증가하나, 노심 출력 감소, LRV 개방, 그리고 증기발생기를 통한 열제거로 PHTS 압력과 온도는 감소하였다. 이후 계통은 정상 출력운전 상태의 압력과 온도 이하로 유지되다가 증기발생기 냉각수 고갈로 인한 이차측으로의 열제거 기능이 저하되면서 압력과 온도는 빠르게 상승하였다. PHTS 펌프 밀봉 누설을 고려하는 경우 고온고압의 냉각재가 계통 밖으로 방출되는 효과로 인해 과도 기간 동안 압력과 온도는 서서히 감소하여 노심 냉각에 유리하게 작용하는 것으로 평가되었다. PHTS는 LOCA 신호 발생 압력 이상으로 유지되어 loop 격리와 고압 안전주입은 발생하지 않았고, 최대 모판 압력은 과압 한도를 초과하지 않은 것으로 평가되었다. 또한 주 감속재 계통의 냉각순환 펌프 정지로 감속재 온도는 증가하였으나, 최종 상승폭은 약 10.0 K로 과냉각 상태를 유지하였으며, 이는 Calandria vessel 내 감속재의 큰 체적 용량 때문인 것으로 평가된다.

Fig. 7은 가압기의 수위 거동을 보여준다. PHTS 펌프 밀봉 누설을 고려하지 않은 경우 과도 기간 동안 수위는 거의 일정하게 유지되는 반면, 밀봉 누설을 고려한 경우에는 가압기 내 냉각재는 개방된 loop 격리밸브를 통해 loop으로 이동하여 수위는 감

소되었다. 그리고 증기발생기 냉각수 고갈로 인해 일차측 열제거율이 저하되고 압력이 상승하면서 냉각재는 가압기로 재유입되어 수위는 상승하였다.



(a) Pressure



(b) Temperature

Fig. 6 Pressure and temperature of ROH

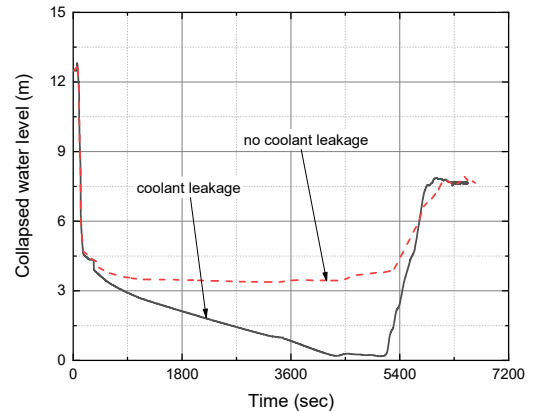


Fig. 7 Collapsed water level of pressurizer



전원 상실 직후 모관 압력은 상승하여 냉각재는 LRV를 통해 탈기응축기로 이동하였고, Fig. 8과 같이 탈기응축기는 모관 압력까지 빠르게 가압되었다. 과도 기간 동안 LRV는 열림 고정 상태이므로 탈기응축기는 Fig. 6(a)의 모관 압력으로 유지되었다. 그리고 PHTS 펌프 밀봉 누설 여부와 관계없이 증기발생기 냉각수 고갈로 인한 PHTS 압력 상승으로 탈기응축기 방출밸브가 개방되어 냉각재가 원자로건물 대기로 방출되었다.

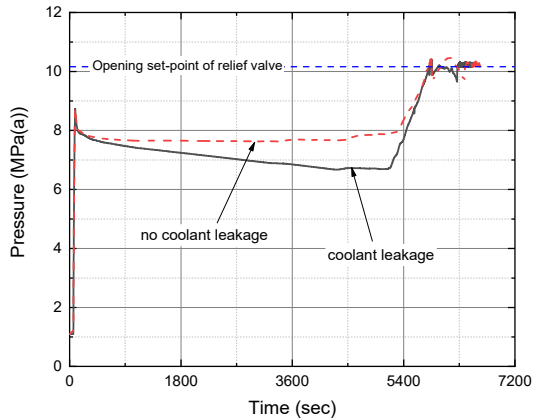


Fig. 8 Pressure of degasser condenser

Fig. 9는 PHTS 펌프의 냉각재 질량유량 거동을 보여준다. PHTS 펌프로의 전원공급 중단에 의해 냉각재 유량은 급격히 감소하였다. 펌프 밀봉 누설을 고려하지 않은 경우 계통 내 냉각재는 정상 출력운전 상태의 약 5.0% 유량이 형성되었다. 이는 펌프 정지에 의한 강제순환 유동 상실 후 핵연료채널과 증기발생기 간의 thermosiphoning에 의한 연속적인 자연순환 유동이 형성되어 핵연료채널이 적절히 냉각되고 있음을 볼 수 있다. 그러나 이차측 재고량 고갈 이후 냉각재는 유량 감소, 정체, 교란, 그리고 역류 등 간헐적 자연순환 모드가 되고 결국 일차측 냉각재 유동은 거의 형성되지 않아 핵연료채널 냉각이 원활하지 않게 되었음을 볼 수 있다. 펌프 밀봉 누설을 고려한 경우 PHTS와 밀봉 누설 밸브와의 압력차에 의해 상기 자연순환보다 큰 유동이 형성되었고 냉각재 압력과 온도는 감소하였다. 그리고 이차측 재고량 고갈과 함께 밀봉 누설에 의한 일차측 재고량도 계속 감소하여 냉각재 유량은 더 빠른 시점에 급감하였고, 이후 유동은 심하게 교란되어 결국 노심 냉각은 원활하지 않게 되는 것으로 평가되었다.

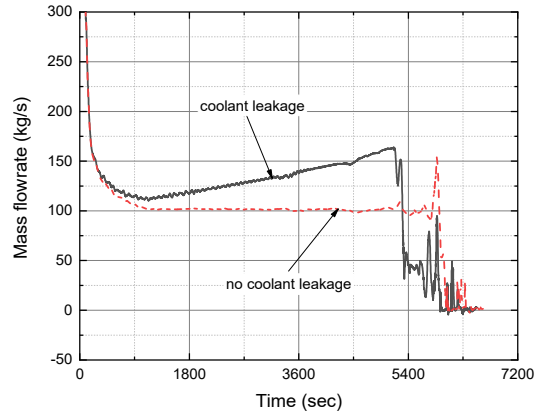


Fig. 9 Mass flowrate of PHTS pump

Fig. 10은 ROH에서의 기포율 거동을 보여준다. PHTS 펌프 밀봉 누설을 고려한 경우 과도 기간 동안 모관 내 냉각재의 기포율은 일차측 재고량 감소와 채널 내 유량 증가 효과로 인하여 펌프 밀봉 누설을 고려하지 않은 경우에 비해 더 큰 값으로 예측되었다. 그러나 증기발생기 냉각수 고갈 이후에는 PHTS 펌프 밀봉 누설 여부와 관계없이 기포율은 급격히 증가하였다. 기포는 u-tube 상부와 같은 높은 위치로 이동하여 냉각재 유동 저항을 증가시켰고 일차측 열제거 기능이 저하되면서 핵연료채널 냉각에 영향을 미치는 것으로 평가되었다.

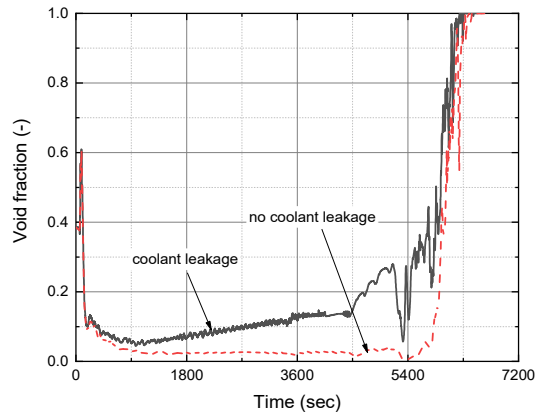


Fig. 10 Void fraction of ROH

Fig. 11은 PCT의 거동을 보여준다. 증기발생기 셀측에 냉각수가 존재하는 동안에는 증기발생기를 이용한 연속적인 자연순환 유동 또는 고온고압의 냉각재 누설을 통해 핵연료채널은 적절히 냉각되고 있다. 증기발생기 냉각수가 고갈된 이후에도 최대



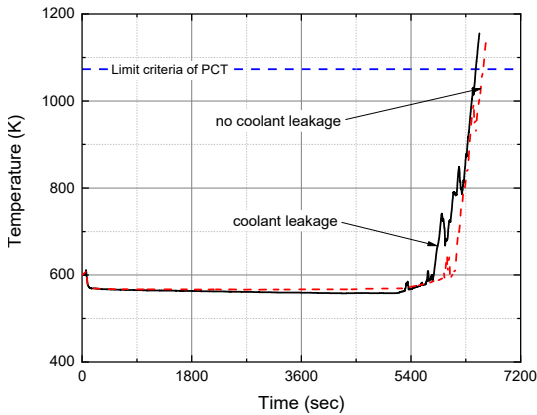


Fig. 11 Peak cladding temperature

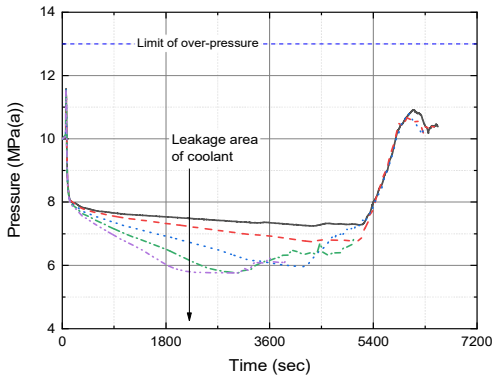
압력관 온도는 채널 건전성 기준 이하로 유지하였다. 그러나 PCT는 빠르게 증가하여 핵연료 건전성 기준을 초과하였고, 이로써 핵연료의 손상 가능성을 예상할 수 있다. 핵연료 건전성 기준 초과 관점에서 PHTS 펌프 밀봉 누설을 고려한 경우 PCT 제

한값 도달 시간이 빨라지는 것으로 예측되었다. 이는 일차측 재고량 고갈 이후에도 계속되는 일차측 재고량 감소와 채널 유량 감소에 의한 기포율 급증이 증기발생기 u-tube에서의 열체거울에 영향을 준 것으로 평가되므로 냉각재 밀봉 누설량에 대한 민감도 분석을 수행하였다.

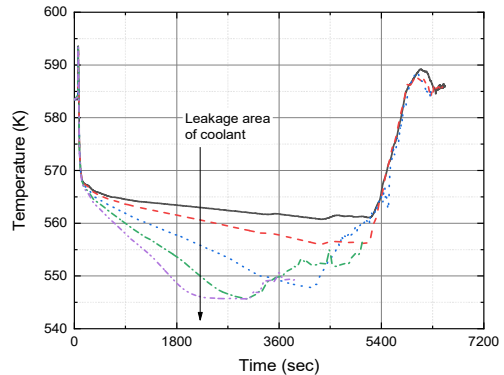
### 3.4 민감도 분석

전원 상실에 의한 PHTS 펌프의 밀봉 기능이 상실되어 냉각재가 누설될 수 있는데, 이 때 냉각재 누설량에 대해 불확실성을 고려할 수 있다. 본 절에서는 냉각재 밀봉 누설 단면적을 변수로 하여 냉각재 누설량 변화에 대한 계통 영향을 기술한다. Table 3은 민감도 분석을 위한 PHTS 펌프 흡입구 앞에 연결된 가상의 밸브 정보를 보여준다.

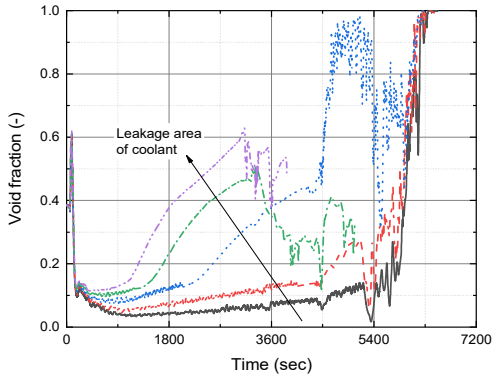
Fig. 12는 냉각재의 밀봉 누설량에 따른 ROH에서의 주요 열수력 변수와 PCT 거동을 보여준다. 냉각재의 누설 유동 단면적이 증가할수록 일차측 재고



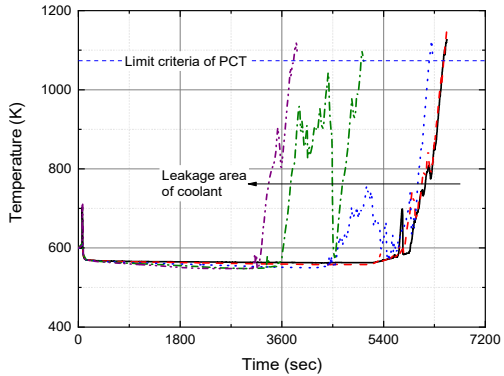
(a) Pressure of ROH



(b) Temperature of ROH



(c) Void fraction of ROH



(d) PCT

Fig. 12 Effect of leakage area of coolant

량은 더 빠르게 감소하며, 이에 비례하여 모관 내 압력과 온도는 더 빠르게 감소하고 기포율 또한 더 빠르게 증가함을 정량적으로 확인할 수 있다. 그리고 일차측과 이차측 재고량이 지속적으로 감소하여 u-tube를 통한 열제거가 저하되면서 모관 내 압력과 온도는 급격히 증가하였고 기포율 급증 후 냉각재는 유량 감소, 정체, 역류의 복잡한 유동 양상으로 심한 교란을 겪게 되었다. 계통 내 기포율 증가로 핵연료채널과 u-tube 내 유동 저항은 상승하였고 PCT는 핵연료 건전성 기준값까지 급격히 증가하였다.

Table 3과 Fig. 13과 같이 핵연료 건전성 관점에서 case 2~4의 경우 PCT 제한값 도달 시간에 미치는 영향은 미미하나, case 5~6의 경우에서는 PCT 제한값 도달 시간이 현저히 짧아지는 것을 볼 수 있다. 즉, 냉각재의 밀봉 누설 유동 단면적 비가 약  $2.0 \times 10^{-4}$  이상에서는 PCT 제한값 도달 시간에 민감한 영향이

Table 3 Calculation matrix for sensitivity analysis

Case	유동 단면적 비*, [-]	PCT 제한값 도달 시간 비**, [-]
1	0.0	1.00
2	$5.0 \times 10^{-5}$	0.98
3	$1.0 \times 10^{-4}$	0.98
4	$2.0 \times 10^{-4}$	0.94
5	$3.0 \times 10^{-4}$	0.76
6	$4.0 \times 10^{-4}$	0.58

\*: PHTS 펌프 배관(A0) 대비 밀봉 누설 유동 단면적의 비 (A<sub>case</sub>/A<sub>0</sub>)

\*\* : Case 1의 PCT 제한값 도달 시간과의 비 (TPCT of case/TPCT of case 1)

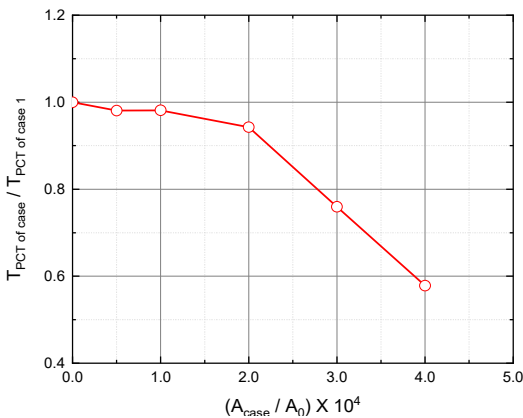


Fig. 13 Effect of coolant leakage area on time to reach PCT criteria

있는 것으로 평가되었다. 따라서 본 민감도 분석을 통해 교류전원 완전상실과 같은 고온고압 사고 조건에서 펌프 밀봉의 중요성이 확인된 바, PHTS 펌프 밀봉 건전성과 냉각재 밀봉 누설량에 대한 정밀한 분석이 필요할 것으로 사료된다.

#### 4. 결 론

본 연구는 가동 중인 중수로 원전에서 교류전원이 완전히 상실된 후 전원 및 안전계통의 복구와 같은 운전원의 사고 완화 조치가 없는 가상의 사고를 대상으로 PHTS 펌프를 통한 냉각재 밀봉 누설 여부에 대한 계통의 주요 열수력 변수 거동을 MARS-KS 코드를 활용하여 고찰하였다.

정상 출력운전 모의를 통해 주요 열수력 변수는 목표 값으로의 안정적인 수렴을 보여주어 중수로 원전 계통 및 주요 기기의 작동 논리는 적절하게 모델링되었음을 확인하였다. 전원 상실 후 주급수 공급 중단과 MSSV 반복 개폐에 의해 이차측 재고량은 지속적으로 감소하였다. 이차측 재고량이 고갈되기 전 PHTS 펌프 밀봉 누설은 고온고압의 냉각재가 계통에서 방출되고 채널 내 유량이 증가하는 효과로 인하여 노심 냉각에 유리하게 작용하였다. 그러나 이차측 재고량 고갈 이후에는 일차측 재고량의 지속적인 감소와 기포율 급증으로 PCT 제한값 도달 시간이 밀봉 누설을 고려하지 않은 경우보다 더 빠르게 예측되어 PHTS 펌프 밀봉 누설은 노심 냉각에 불리하게 작용하는 것으로 평가되었다.

PHTS 펌프 밀봉 기능 상실에 의한 냉각재 누설량 변화에 대해 민감도 분석을 수행한 결과, 밀봉 누설 유동 단면적과 PHTS 펌프 배관 단면적과의 비가 특정값 이상에서는 PCT 제한값 도달 시간에 영향이 있어, 일차측 재고량 감소가 핵연료 건전성에 영향을 줄 수 있음을 정량적으로 확인하였다. 그리고 교류전원 완전상실과 같은 고온고압의 사고 조건에서 발생가능한 냉각재 재고량 감소 요인과 함께 PHTS 펌프 밀봉 건전성과 냉각재 밀봉 누설량에 대한 정밀한 분석 필요성을 확인하였다.

본 연구결과는 가동 중 중수로 원전의 교류전원 완전상실 시 계통 열수력 상세분석을 위한 평가기반 고도화에 기여할 것으로 기대된다.

## 후 기

본 연구는 원자력안전위원회의 재원으로 한국원자력안전재단의 지원을 받아 수행한 원자력안전연구사업의 연구결과입니다. (No. 1805003)

## 참고문헌

- (1) IAEA, 2015, "The Fukushima Daiichi Accident," International Atomic Energy Agency, Vienna, *Pub-1710*.
- (2) OECD, 2016, "Five Years after the Fukushima Daiichi Accident: Nuclear Safety Improvements and Lessons Learnt," Nuclear Energy Agency, Paris, *No. 7284*.
- (3) Harwood, C. and Baschuk, J., 2015, "Assessment of thermal hydraulic phenomena for external water make-up," *35th Annual Conference of CNS*, Saint John, Canada, May 31-June 3, pp.1-12.
- (4) Ingham, P. J., Luxat, J. C., Melnyk, A. J., and Sanderson, T.V., 2000, "Natural circulation in an integral CANDU test facility," *IAEA-TECDOC-1149*, pp.201-212.
- (5) KINS, 2018, "MARS-KS Code Manual," Korea Institute of Nuclear Safety, Daejeon, *KINS/RR-1822*.
- (6) KHNP, 2018, "Final Safety Assessment Report of Wolsong 3,4 units," Korea Hydro & Nuclear Power Co., Ltd.
- (7) KHNP, 2018, "Technical Specification of Wolsong 3,4 units," Korea Hydro & Nuclear Power Co., Ltd.
- (8) Zhou, F. and Novog, D.R., 2017, "RELAP5 simulation of CANDU Station Blackout accidents with/without water make-up to the steam generators," *NUCL ENG DES*, Vol. 318, pp.35-53. doi:http://dx.doi.org/10.1016/j.nucengdes.2017.04.014
- (9) USNRC, 2000, "Improvements of RELAP5/MOD3. 2.2 Models for the CANDU Plant Analysis," U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington DC, *NUREG/IA-0189*.
- (10) KINS, 2018, "Status of experimental and computational analysis on moderator flow of PHWR," Korea Foundation of Nuclear Safety, Seongnam, *NSTAR-18NS21-67*.
- (11) KINS, 2019, "Analysis of PHWR system behaviors during SBO accident using MARS-KS code," Korea Foundation of Nuclear Safety, Seongnam, *NSTAR-19NS13-131*.