

새로운 응축열전달계수 상관식이 적용된 MARS-KS를 활용한 원자로건물 피동냉각계통 열제거 성능의 수치적 연구

장영준* · 이연건*[†] · 김신** · 임상규***

*제주대학교 에너지공학과, **중앙대학교 에너지시스템공학부, ***한국수력원자력 중앙연구원
(2018년 10월 11일 접수, 2018년 11월 16일 수정, 2018년 11월 20일 채택)

Numerical Study of the Heat Removal Performance for a Passive Containment Cooling System using MARS-KS with a New Empirical Correlation of Steam Condensation

Yeong-Jun Jang* · Yeon-Gun Lee*[†] · Sin Kim** · Sang-Gyu Lim***

*Department of Nuclear and Energy Engineering, Jeju National University,

**School of Energy System Engineering, Chung-Ang University

***Central Research Institute, Korea Hydro and Nuclear Power Co.

(Received 11 October 2018, Revised 16 November 2018, Accepted 20 November 2018)

요 약

피동원자로건물냉각계통(PCCS)은 사고 발생 시 원자로건물로 방출된 열을 제거하여 원전의 건전성을 보장하기 위해 설계되었다. PCCS의 열제거 성능은 증기-공기 혼합물의 응축열전달에 의해 결정된다. 본 연구에서는 응축열 전달계수의 예측 정확도를 향상시키기 위해 새로운 상관식을 이식한 MARS-KS 코드를 사용하여 PCCS의 열제거 성능을 평가하였다. MARS-KS 코드에 사용된 새로운 상관식은 압력, 벽면과냉도, 비응축성 기체 질량분율 및 응축튜브의 종횡비와 같은 열전달계수에 영향을 미치는 변수들을 이용하여 개발하였고, 이는 MARS-KS 코드의 기본 응축 모델인 Colburn-Hougen 모델을 대체하여 적용되었다. 대형파단 냉각재상실사고 발생 시 PCCS의 운전 에 따른 다양한 열수력학적 변수들을 분석하였고, 열제거 성능 평가를 위해 새로운 상관식이 적용된 MARS-KS 코드의 원자로건물 압력거동 계산결과와 기존의 응축모델을 이용한 해석결과를 비교하였다.

주요어 : 피동원자로건물냉각계통, MARS-KS 코드, 새로운 상관식

Abstract - The passive containment cooling system (PCCS) has been designed to remove the released decay heat during the accident by means of the condensation heat transfer phenomenon to guarantee the safety of the nuclear power plant. The heat removal performance of the PCCS is mainly governed by the condensation heat transfer of the steam-air mixture. In this study, the heat removal performance of the PCCS was evaluated by using the MARS-KS code with a new empirical correlation for steam condensation in the presence of a noncondensable gas. A new empirical correlation implemented into the MARS-KS code was developed as a function of parameters that affect the condensation heat transfer coefficient, such as the pressure, the wall subcooling, the noncondensable gas mass fraction and the aspect ratio of the condenser tube. The empirical correlation was applied to the MARS-KS code to replace the default Colburn-Hougen model. The various thermal-hydraulic parameters during the operation of the PCCS following a large-break loss-of-coolant-accident were analyzed. The transient pressure behavior inside the containment from the MARS-KS with the empirical correlation was compared with calculated with the Colburn-Hougen model.

Key words : PCCS, MARS-KS code, condensation heat transfer, empirical correlation

[†]To whom corresponding should be addressed.

Tel : +82-64-754-3647 E-mail: yeongun2@jejunu.ac.kr

1. 서론

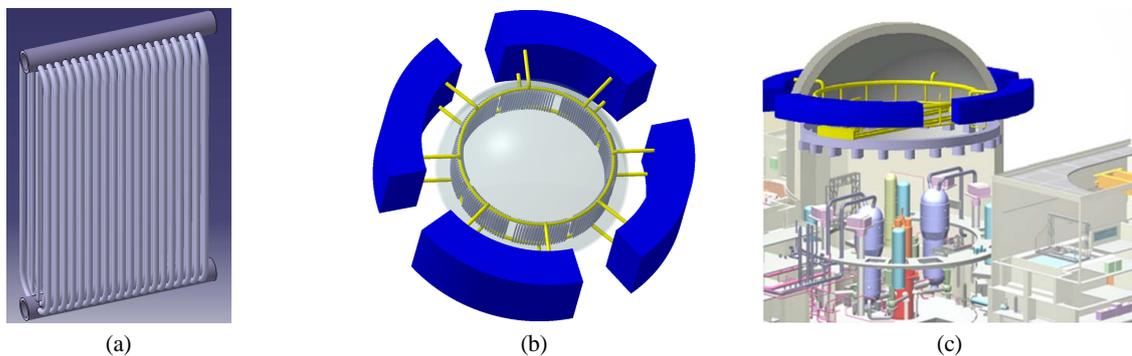
후쿠시마 사고 및 최근 경주 지진 이후, 원자력 분야에서는 전원이 상실된 상황에서 원전의 건전성을 유지시켜줄 수 있는 피동냉각시스템의 중요성이 대두되고 있다. 특히, 가압경수형 원전의 원자로건물은 방사성 물질을 소내에 가두어 두기 위한 최후의 물리적 방벽이기 때문에 이 원자로건물의 중요성이 더욱 강조되고 있다.

iPOWER와 같은 국내 차세대 원전에서 채택할 예정인 피동안전계통인 원자로건물 피동냉각계통(Passive Containment Cooling System; PCCS)은 냉각재상실사고나 주증기관파단사고 등의 사고 발생 시 응축열전달을 통해 원자로건물로 방출되는 에너지를 제거하고 원자로건물의 건전성을 유지하기 위한 피동안전계통이다. PCCS 열교환기는 원자로건물 상부 돔 근처에 환형으로 위치하며 길이 5~6 m의 수직 전열관으로 구성된 bundle 형태이다. 이 bundle들은 1개의 train을 구성하며 총 4개의 train으로 구성되고 있다. 그리고 train은 원자로건물 외부에 위치하는 원자로건물냉각수 탱크(Passive Containment Cooling Tank; PCCT)와 연결되어 있다. 냉각재상실사고가 발생하면 격납용기 하부에서 증기가 방출되고 상부의 원자로건물 피동냉각계통 전열관 외벽에서 응축 및 냉각된다. Figs. 1은 일반적인 PCCS의 개념도를 나타내고 있다.

이러한 피동안전계통의 열제거 성능을 평가하기 위해 다양한 열수력 계통 코드 및 상용코드를 활용하여 활발히 연구가 수행되고 있다[1-11]. 특히, 한국형 원전의 PCCS 설계를 위한 연구 중에는 GOTHIC 코드를 활용한 Ha 외[9]의 연구, MARS-KS 코드를 활용하여 PCCS의 열제거 성능을 분석한 Bae 외[10]의 연구와 Lim 외[11]의 연구가 대표적이다. Ha 외는 APR1400 원전을 기반으로 하여 원자로건물냉

각수 탱크의 설계와 PCCS 열교환기(PCCHX)의 위치 및 전열면적에 관한 분석을 수행하였다. 해석결과로부터 단일 PCCT를 이용한 경우 원자로건물 내의 압력이 재가압되는 것을 확인할 수 있었다. PCCHX의 위치가 PCCS의 열제거 성능에 영향을 미치는 것을 파악하였다. Bae는 PCCS의 열제거 성능이 기존의 능동계통인 살수계통을 대체할 수 있음을 확인하였으나 장시간 가동하면 PCCT의 과냉도 상실로 인해 한계점이 있음을 보고하였다. 또한 열제거 성능에 영향을 미치는 인자에 대한 민감도 분석을 수행하였다. 분석 결과 PCCS의 설치 위치에 따라서 사고 초기 열제거율에 영향을 미치지만 결국 PCCS의 열제거 성능은 PCCT의 과냉도에 의해 결정되기 때문에 장기적 관점에서 판단해보면 PCCS의 열제거 성능에 큰 영향을 주지 않는 것으로 보고하였다. Lim 외 또한 APR1400 원전을 기반으로 PCCS의 열제거 성능을 원자로건물의 압력 거동 추이를 평가하였다. 그의 연구에서는 PCCS 루프 내의 열수력학적 거동을 분석하였다. PCCS 루프 내에서는 플래싱 현상이 지배적으로 발생하였고, 원자로건물의 재가압은 이전의 해석결과들과 동일하게 발생하는 것으로 보고하였다. 이러한 연구들은 대부분 코드 내의 기본 응축 모델인 확산경계층 이론, Uchida의 상관식, Chilton-Colburn analogy 및 Colburn-Hougen 모델[12]을 이용하여 응축열전달계수를 예측하였고, 이에 따른 결과를 이용하여 피동안전계통의 열제거 성능을 평가하였다. 하지만 이 응축 모델들은 응축열전달계수를 보수적으로 예측하고 있는 것으로 알려져 있다.

따라서 본 연구에서는 MARS-KS의 기본 응축 모델인 Colburn-Hougen 모델을 대신하여 Jang[13]에 의해 제안된 새로운 상관식을 MARS-KS에 적용하였다. 대형파단 냉각재상실사고(large-break loss-of-coolant accident; LBLOCA) 시의 PCCS의 열제거 성능을 평가하였다. 원자로건물 내의 압력 거동 결과를



Figs. 1. General concept of the PCCS with internal condensers. (a) Bundles of vertical condenser tubes; (b) Four trains of tube bundles connected to the passive containment cooling tank; (c) PCCS installed in the containment building

기본 응축 모델을 적용한 MARS-KS의 계산 결과와 비교하였다. 또한, PCCS 루프의 자연대류와 관련한 다양한 열수력학적 변수에 대해 분석하였다.

2. 응축열전달계수 상관식

직경 10 mm 및 40 mm 갖는 수직 전열관을 이용하여 제주대학교(JNU)에서 응축 열전달 실험을 수행하였다[13,14]. Fig.2는 응축열전달 실험을 수행하였던 실험설비를 나타내었다. 증기발생기에서 발생된 증기는 유로를 따라 시험부에 유입된다. 시험부에는 전열관이 설치되어있기 때문에 전열관 벽면에서 증기는 응축되어 응축수 탱크로 향하게 된다. 응축수는 재고량 보존을 위해 재순환펌프를 통해 다시 증기발생기로 향하는 폐순환 구조이다. 실험은 다양한 증기-공기 조건(공기질량분율 0.1 ~ 0.89)을 형성하여 전열관의 외경의 변화에 따른 응축 열전달계수의 변화를 확인하였다. 시험부 내의 증기-공기 성층화, 전열관 벽면 온도 및 벽면과냉도와 같은 응축열전달에 영향을 미칠 수 있는 변수들을 제어하여 실험을 수행하였다. 실험 결과를 바탕으로, 응축열전달계수에 영향을 미칠 수 있는 변수들인 압력, 벽면과냉도, 비응축성 기체의 질량분율 및 전열관의 외경 변화를 반영할 수 있는 종횡비와 같은 변수들을 이용하여 실험상관식을 개발하였다. 제안된 상관식은 식 (1)과 같이 Nusselt의 이론을 통해 계산

한 순수증기 상태에서의 열전달계수 대비 비응축성 기체 존재 시 측정된 열전달계수의 비를 나타내는 저하인자의 형태로 도출하였다.

$$f = \frac{h_{nc}}{h_N} = a \cdot e^{b \cdot W_{nc}} \cdot (L/D)^c \cdot P^{*d} \cdot T^{*e}, \quad (1)$$

where
 $P^* = P_s/P_c,$
 $T^* = T_{wallsub}/T_c.$

여기서, $h_{nc}, h_N, W_{nc}, L, D, P_s, P_c, T_{wallsub}$ 및 T_c 는 각각 비응축성 기체 존재 시의 열전달계수 (W/m^2K), Nusselt 이론의 열전달계수(W/m^2K), 비응축성 기체 질량분율, 전열관의 길이(m) 및 직경(m), 증기의 분압(bar), 임계상태의 압력(bar), 벽면 과냉도(K) 및 임계상태의 온도(K)이다. 실험결과를 활용하여 회귀분석을 통해 얻은 상관식은 다음과 같다.

$$f = \frac{h_{nc}}{h_N} = 0.125e^{-1.94W_{nc}} \cdot (L/D)^{0.515} \cdot P^{*0.335} \cdot T^{*-0.301} \quad (2)$$

제안된 상관식은 다음과 같은 범위에서 적용가능하다.

$$0.096 < W_{nc} < 0.890$$

$$25 < L/D < 100$$

$$0.253 \text{ bar} < P_s < 4.687 \text{ bar}$$

$$18.00 \text{ K} < \Delta T < 68.72 \text{ K}$$

여기서, ΔT 는 벽면과냉도이고, 회귀분석의 R^2 값은 0.986이다.

3. MARS-KS 해석

본 연구에서는 열수력 계통코드인 MARS-KS 코드를 이용하여 PCCS의 열제거 성능을 평가하였다. 보수적인 해석을 위해 사고 시나리오는 원자로건물의 최대 압력을 유발하는 사고 시나리오인 저온관 양단 파단 사고를 기준 사고로 선택하였다.

3-1. 해석모델링 및 경계조건

Figs. 3의 (a)와 (b)는 본 해석 연구에서 사용한 원자로건물 및 PCCS 루프의 nodalization을 나타내고 있다. 원자로건물 nodalization은 Single Volume(SV)와 PIPE로 구성되어 있다. 원자로건물 돔(400)과 PCCS로의 열전달이 이루어지는 노드(310, 320)는 SV로 구성되어있고, 나머지 노드는 PIPE로 구성되어 있다. 실제 원자로건물에서 발생된 열이 PCCS의 열교환기(Passive Containment Cooling Heat Exchanger; PCCHX)의 외벽면과 원자로건물 체적

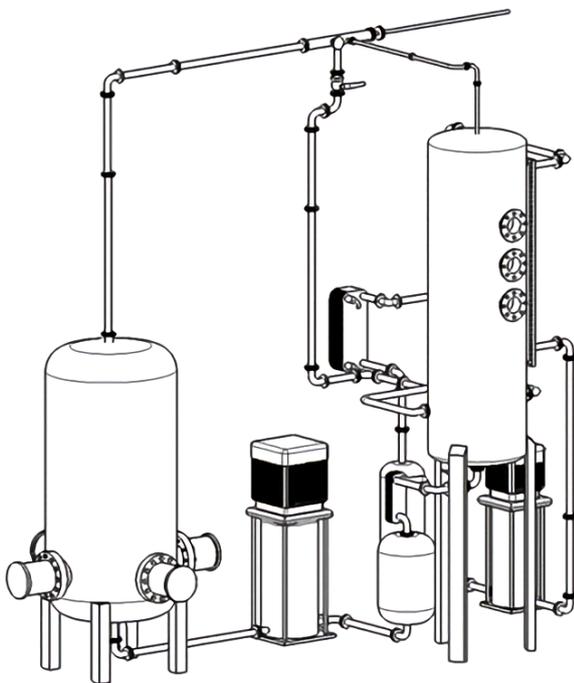


Fig. 2. JNU condensation experimental facility

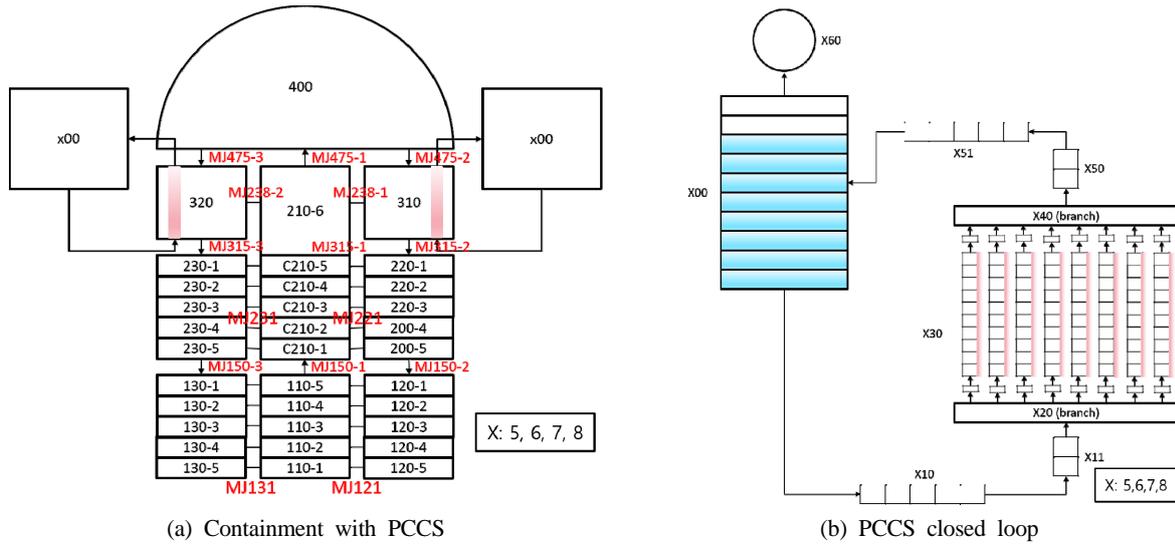


Fig. 3. Nodalization scheme for containment with PCCS

(310, 320)에 모델링되었다. Yoon[15]의 연구에 따르면 RELAP 기반의 코드에서는 열구조체의 특성 길이에 의해 열전달이 영향을 받는 것으로 알려져 있다. 이에 따라 열 구조체의 노드 민감도 분석을 수행하였고, 그 결과 열 구조체는 10개의 노드를 갖는 PIPE의 형태로 결정되었다.

PCCS의 설계요건은 원자로 정지 5분 이후에 발생하는 붕괴열을 기준에 설치되어 있는 원자로건물 스프레이 계통 대신 제거하는 것이다. ANS5.1-1973 붕괴열 자료[16]에 따르면 APR 1400 원전의 경우 PCCS의 열제거 목표는 153.2 MWth이 된다. PCCS의 열교환기 튜브의 단위 면적당 열제거 성능은 기존의 해석과 동일한 가정을 도입하였다[17]. 즉, AES-2006(기존 VVER-1000에서 향상된 VVER-1200 노형의 약칭)의 P-CHRS (Passive Containment Heat Removal System)의 성능을 기준으로 하되, 보수적으로 P-CHRS의 90%에 해당하는 성능을 가진 것으로 가정하여 본 해석에서의 단위 면적당 열제거 성능은 22.5 kWth/m²으로 정하였다. 따라서 요구되는 PCCS 열교환기의 전열면적은 6808.89 m²이다. PCCS 열교환기 단일 튜브의 기하학적 구조는 직경 및 길이는 0.0317 m, 3.5 m로 결정하였다[18]. 이에 따라 PCCHX의 1개 bundle은 총 244개의 튜브로 구성된다. PCCHX 1 assembly에는 총 8개의 PCCHX bundle이 존재하게 된다. 또한 PCCHX 1 train은 총 10개의 PCCHX assembly로 구성되고, PCCS는 총 PCCHX 4 train으로 구성된다. 이에 따른 총 열전달 면적은 6803.9 m²이고 총 열제거 성능은 153.09 MWth이다. 이는 앞서 언급한 PCCS의 열제거 목표인 153.2 MWth대비 99.92%의 성능을 발휘할 것으로 예측된다.

원자로건물 열수력 계산에서 원자로건물 및 내부 구조물(Passive Heat Sink; PHS)의 역할은 아주 중요하다. 이들 구조물은 체적이 크고 비열이 높아 사고초기에 열침원 역할을 하기 때문이다. 본 해석에서는 Lim 외[11]의 연구를 토대로 하여 모든 구조물을 열구조체로 모델링하였다. 이때의 기준 원자로형은 신한울 3,4호기이며, 원자로건물의 총 체적은 89,000 m³이다. 해석에 반영된 구조물은 cylinder wall, dome, basemat 등 총 16가지 항목이며 이들의 두께, 노출 표면영역, 질량을 일치시켜 layer 순서대로 모델링하였다. LBLOCA 동안 원자로건물 내부로 방출되는 질량과 에너지(Mass and Energy; ME) 데이터는 time-dependent volume과 time-dependent junction으로 표현하였다. 그리고 time-dependent junction은 110-2에 연결하였다.

3-2. 원자로건물 해석결과

원자로건물 돔 부분인 SV400과 PCCS가 위치한 SV310, SV320에서의 시간에 따른 유동장과 기체 조성 변화를 확인하기 위하여, Fig 4.와 5에 돔 영역과 PCCS 설치 영역의 증기 질량유량과 공기분율을 각각 나타내었다. Fig. 4는 multi-junction 475에서의 증기의 질량유량을 나타내고 있다. LBLOCA 사건 초기 쏟아지는 증기의 흐름에 의해 약 1 초까지는 증기의 흐름이 역방향을 나타내기도 한다. 하지만 1 초 이후에는 안정적으로 증기의 흐름이 원자로건물 돔인 SV400을 향해 흐른다. 또한 사건 초기 불안정한 모습을 보이는 증기의 질량유량은 약 10초 이후에는 안정적인 모습을 보이며 점차적으로 감소하는 경향을 나타내고 있다. 또한, Fig. 5에서는 각각의 체적에서의 공기 질량분율을 나타내고 있다. 증기

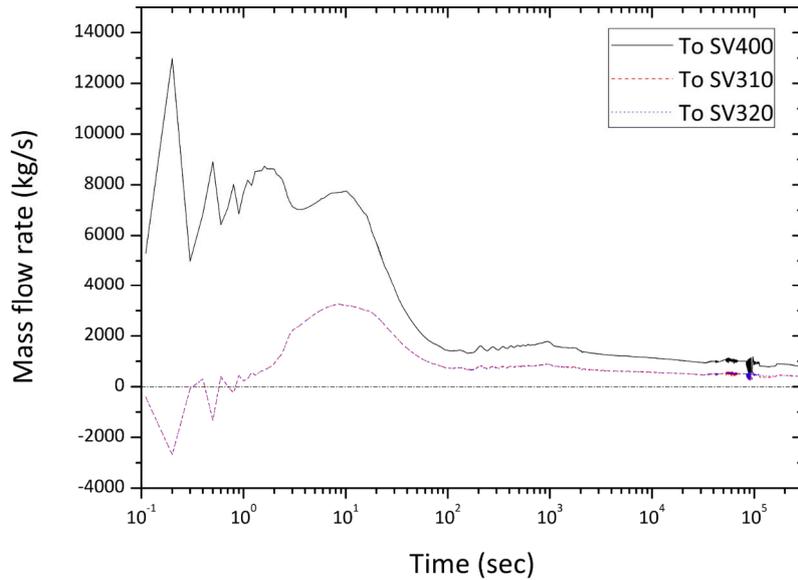


Fig. 4 Steam mass flow at multi-junction 427.

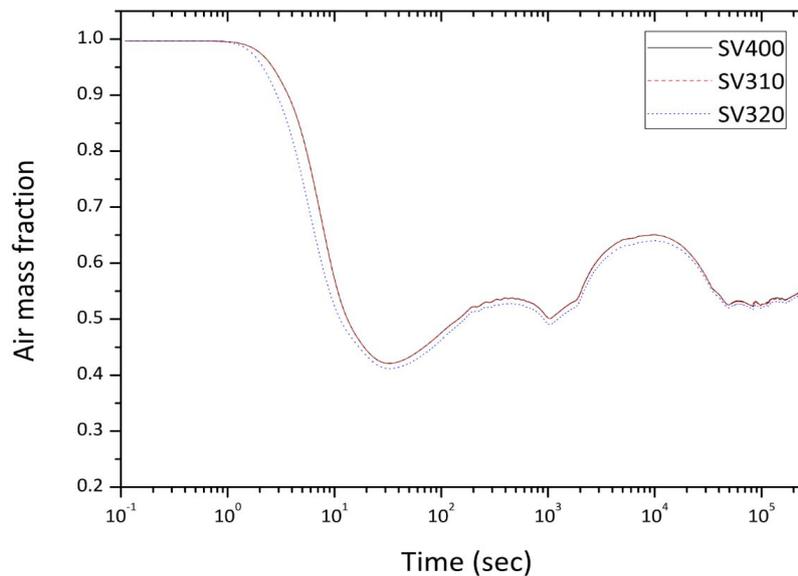


Fig. 5 Air mass fraction at SV400, SV310, and SV320.

의 질량유량과 비슷하게 공기의 질량분율 또한 약 1초 후부터 감소하기 시작한다. 이는 앞서 살펴본 증기의 질량유량이 안정화 된 이후, 증기의 유입으로 인해 공기의 질량분율이 감소하는 모습을 보이고 있다. 공기는 이후 꾸준히 감소하면서 약 32 초경에는 최소 질량분율인 약 0.41까지 감소하게 된다. 이후 증기 방출유량과 PCCS 및 PHS에서의 응축량의 크기에 따라 질량분율이 변동을 보이고 있다.

Fig. 6에서는 PCCS 전열관의 입·출구 온도와 PCCT의 냉각수 온도를 확인하였다. PCCT 및 PCCHX 입

구 온도는 약 4,000 초 이후에 점차적으로 증가하는 모습을 보이고 있다. PCCHX 출구 온도는 이보다 앞선 약 50 초 이후부터 증가하고 있는 모습을 보인다. 특이점으로는 PCCHX의 출구 온도가 약 1,500 초 이후 하강하는 모습을 보인다. 이는 Fig. 5에서 확인할 수 있는 것처럼 공기의 질량분율이 증가하여 응축열전달을 저해하여 이러한 모습을 보이는 것으로 판단된다. 약 80,000 초 이후에는 PCCT의 수위가 낮아지면서 포화온도가 하강하고, 냉각수의 온도는 점차 상승하면서 과냉각도가 매우 작아진다.

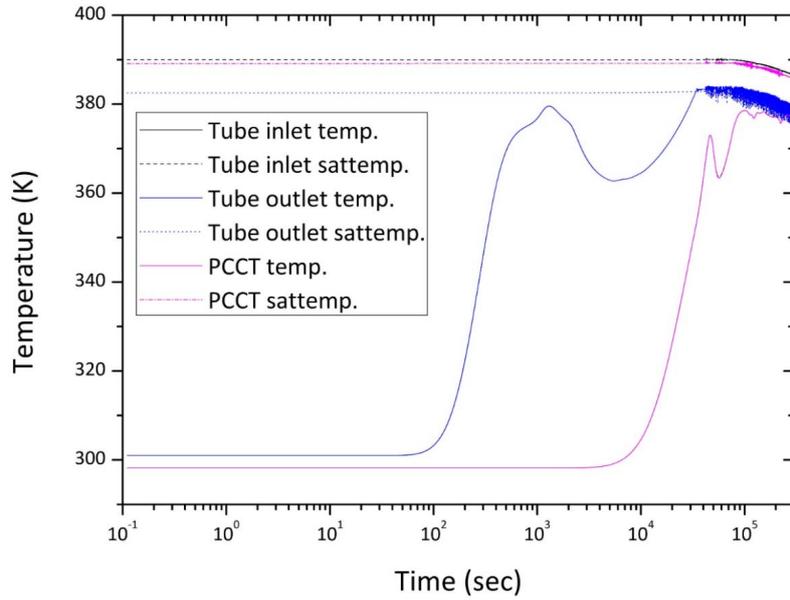


Fig. 6 PCCT temperature and PCCHX temperature.

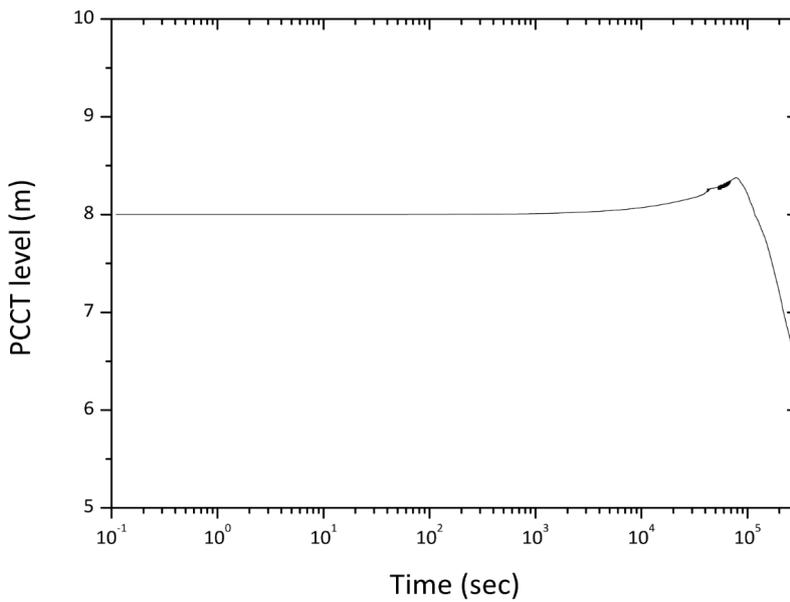


Fig. 7 PCCT level during LBLOCA.

Fig. 7에는 PCCT의 수위를 나타내었다. PCCT는 냉각수의 열전달로 인한 체적의 증가로 인해 초기부터 꾸준히 수위가 상승하게 된다. 수위는 약 81,600 초에 약 36 cm 정도 상승한다. 이후 PCCT의 수위는 점차적으로 감소하게 하는 경향을 나타낸다. 이는 PCCS 루프 내 냉각수의 온도 상승으로 인해 PCCHX 내에서 이상유동이 형성되고, PCCT의 과냉각도가 감소하여 전열관으로부터 유입된 증기가 PCCT에서 배기되었기 때문이다.

Fig. 8은 LBLOCA 시에 원자로건물에 방출되는 에너지와 피동열침원 및 PCCS로 제거되는 에너지를 나타낸다. 파단부를 통해 냉각재가 원자로건물로 물과 증기의 이상유체 형태로 방출되는데, 원자로건물의 압력을 증가시키는 데에는 증기의 역할이 결정적이다. 사고 시작부터 약 200 초까지는 Fig. 5에서 확인할 수 있듯이 공기의 질량분율이 높다. 그렇기 때문에 PHS와 PCCS에 의해 제거되는 열에너지보다 원자로건물 내부로 방출되는 열에너지가 지

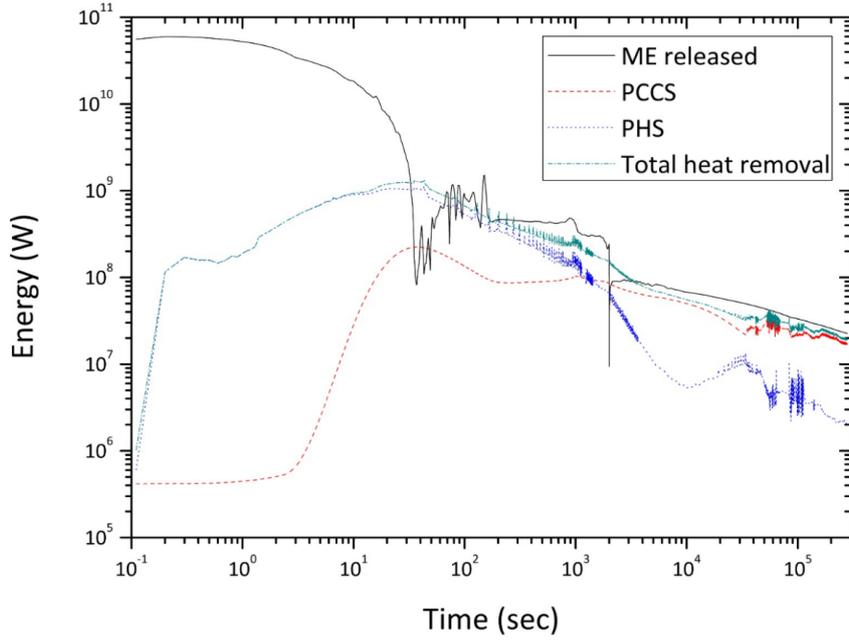


Fig. 8 LBLOCA ME data and heat removal rate by PHS and PCCS.

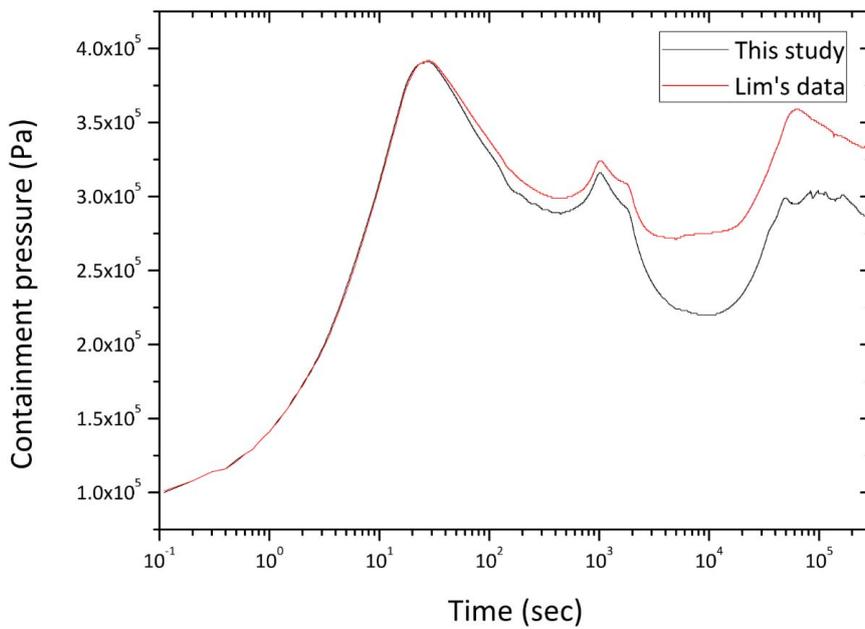


Fig. 9 Containment pressure during the LBLOCA.

배적인 시기이다. 따라서 Fig. 9에서 확인할 수 있듯이 사고 초기에 압력은 급격하게 상승하게 된다. 그 이후 1,500 초까지는 기본적으로 PHS가 주요한 열제거원으로 작용하고 또한 자연대류 흐름이 원활해지면서 공기의 질량분율이 약 0.4에서 0.5를 유지하며 비교적 낮은 상태를 유지하기 때문에 이로 인해

PCCS의 열제거 성능이 상승되어 전체적인 원자로건물의 압력은 감소하는 경향을 나타내고 있다. 초기 지배적인 열제거원으로 작용하는 PHS는 온도가 지속적으로 상승하기 때문에 점차적으로 열제거 성능이 저하되고 이후 1500 초 이상에서는 PCCS가 주요 열제거원으로서의 역할을 한다. PCCS에 의해

제어되는 원자로건물의 최저 압력은 약 2.2 bar이다. 하지만, 앞서 Fig. 7에서 확인한 것과 같이 PCCT의 온도 또한 사고 이후 꾸준히 상승하게 된다. 이러한 과냉각의 손실로 인해 PCSS의 열제거 성능은 저하되고 원자로건물의 압력은 소폭 재가압된다.

Fig. 9는 LBLOCA 사고 발생 시의 원자로건물의 압력 거동 추이를 비교한 그래프로써, default model은 MARS-KS 내의 Colburn-Hougen 모델을 사용하였고, 본 연구에서의 결과는 Jang에 의해 제안된 상관식을 활용하였다. 전체적인 경향성은 유사하나, PCCS의 열제거 성능이 발휘되는 시점부터 본 연구에서의 압력 예측 값이 default model에 비해서 낮음을 확인할 수 있다. 특히, 약 1,500 초 이후부터는 원자로건물 내 열제거를 PCCS가 지배하기 때문에, 두 압력 예측 값이 큰 차이를 보이고 있다. 일반적으로 PCCS는 장기적인 관점에서 원자로건물의 압력을 제어하는 계통으로 알려져 있지만, 해석 결과 사건 발생 약 30 초 후부터 꾸준히 열제거를 하는 모습을 확인할 수 있었다. MAR-KS 내 기본 응축 모델의 차이로 인해 PCCS의 열제거 성능과 원자로건물 내 압력 거동이 큰 차이를 나타낼 수 있음 확인했다.

MARS-KS의 기존 모델을 활용한 PCCS의 열제거 성능 평가는 상당히 보수적인 결과를 나타낼 수 있다. 이는 기존의 연구에서도 확인된 바와 같이 Colburn-Hougen 모델이 열전달계수를 보수적으로 예측하기 때문이다[19, 20]. 이 보수적인 결과를 바탕으로 한 접근은 실제 원전에 적용되는 PCCS 설계에 있어 과도한 비용을 산출하는 결과로 이어질 수 있다. 따라서 본 연구의 결과는 원자로건물의 안전성 제고와 더불어 최적화된 PCCS 열설계 및 비용 산출에 기여할 수 있을 것으로 판단된다.

4. 결론

PCCS의 열제거 성능 평가를 위해 MARS-KS에 기존의 Colburn-Hougen 모델 대신 새롭게 제안된 상관식을 적용하여 LBLOCA 시 원자로건물의 과도해석을 수행하였다. 해석 결과, 열제거 성능은 초기 PHS가 지배적인 모습을 보이거나 약 1,500 초 이후부터는 PCCS의 열제거 성능이 지배적이다. 하지만 원자로건물 내부 증기의 응축열전달로 인해 전열관 내부 냉각수가 과냉도를 상실함에 따라 점차적으로 PCCS의 열전달 성능이 저하되고 재가압되는 모습을 또한 확인할 수 있었다. PCCT의 수위는 냉각수의 온도 상승으로 인해 체적이 증가하여 약 81,600 초까지 증가하다 감소하는 것을 파악하였다. 이는 격납건물 내의 열제거로 인해 상승된 냉각수

가 단상자연대류에서 이상자연대류로의 천이되었고 자연순환으로 인해 냉각수 내의 기포들은 PCCT에서 배기되었기 때문이다. Default model의 해석 결과와의 비교에 있어서도 사고 발생 약 20 초까지는 매우 흡사한 결과를 나타내고 있다. 하지만 그 이후의 해석에서는 본 연구에서의 계산된 원자로건물 압력이 default model을 적용하였을 때의 결과보다 낮은 것으로 나타났다. 이는 기존의 문헌에서 제기된 것과 같이 Colburn-Hougen 모델이 예측한 열전달계수가 보수적인 값이기 때문이다. 즉, 본 연구에서는 기존의 모델과 비교할 때, 전열관의 직경등을 반영할 수 있는 새로운 열전달계수 상관식을 적용함으로써 사고 시 원자로건물의 압력 거동에 대한 보다 사실적인 해석 결과를 제시하였다.

감사의 글

이 논문은 2018학년도 제주대학교 교원성과지원 사업에 의하여 연구되었음.

References

1. Cho Y. J., Euh D. J., Kwon T. S., 2013, Preliminary study of design of passive containment cooling system(PCCS), Korea Nuclear Society Spring Meeting, Gwangju, May 30-31.
2. Jeon B. G., No H. C., 2014, Thermal-hydraulic evaluation of passive containment cooling system of improved APR+ during LOCAs, NED, Vol. 278, pp. 190-198.
3. Lee K. W., Cheong A. J., Shin A. D., 2016, Assessment of condensation heat transfer models of MARS-KS and TRACE codes using PASCAL test, Proceedings of the International Conference Nuclear Energy for New Europe, Portorož, Slovenia, September 5-8.
4. Bang Y. S., et al., 2009, Improvements of condensation heat transfer models in MARS code for laminar flow in presence of non-condensable gas, Nuclear Engineering and Technology., Vol. 41, pp. 1015-1024.
5. Jingya L., Xiaoying Z., 2017, Simulation for cooling effect of PCCS in hot leg SB-LOCA of 1000 MW PWR, Nuclear Engineering and Design, Vol. 320, pp. 222-234.
6. Fernandez-Cosials K., et al., 2017, Three-dimensional simulation of a LBLOCA in an AP1000 containment building, Energy Procedia, Vol. 127, pp. 234-241.

7. Li Y., et al., 2018, Numerical investigation of natural convection inside the containment with recovering passive containment cooling system using GASFLOW-MPI, *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 114, pp. 1-10.
8. Li Y., et al., 2019, Numerical study of thermal hydraulics behavior on the integral test facility for passive containment cooling system using GASFLOW-MPI, *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 123, pp. 86-96.
9. Ha H. U., Lee S. W., Kim H. G., 2017, Optimal design of passive containment cooling system for innovative PWR, *Nuclear Engineering and Technology*, Vol. 49, pp. 941-952.
10. Bae S. H., et al., 2015, Preliminary analysis of the thermal-hydraulic performance of a passive containment cooling system using the MARS-KS1.3 code, *KOSEE*, Vol. 24, No. 3, pp. 96-108.
11. Lim S. G., et al., 2017, Prediction of heat removal performance for passive containment cooling system using MARS-KS code version 1.14, *Korea Nuclear Society Spring Meeting*, Jeju, May 18-19.
12. Colburn A. P., 1934, Design of cooler condenser for mixtures of vapors with noncondensable gases, *Industrial & Engineering Chemistry*, Vol. 26, pp. 1178-1182.
13. Jang Y. J., 2018, Experimental and numerical investigation of condensation heat transfer on the vertical tube under natural convection condition, *Jeju National University, Ph. D. Dissertation*(in Korean), pp. 102-114.
14. Lee Y. G., Jang Y. J., Choi D. J., 2017, An experimental study of air - steam condensation on the exterior surface of a vertical tube under natural convection conditions, *International Journal of Heat and Mass Transfer*, Vol. 104, pp. 1034-1047.
15. Yoon D. S., Jo H. J., Corradini M. L., 2017, Assessment of MELCOR condensation models with the presence of noncondensable gas in natural convection flow regime, *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 317, p. 110-117.
16. ANS Standard, 1973, Decay energy release rates following shutdown of uranium-fueled thermal reactors.
17. Jerong D. W., et al., 2015, A Study on Heat Transfer Model and Performance of Passive Systems for Nuclear Power Plant Containment Cooling.
18. Lee S. W., et al., 2017, The concept of the innovative power reactor, *Nuclear Engineering and Technology*, Vol. 49, pp. 1431-1441.
19. Choi D. J., 2015, Experimental and numerical investigation of condensation heat transfer coefficient on a vertical tube of Passive Containment Cooling System, *Jeju National University, Master thesis*(in Korean), pp.3 0-39.
20. Bang H. M., 2017, Assessment of steam condensation model in MARS-KS with measured HTC's on vertical tube, *Jeju National University, Master thesis*(in Korean), pp. 27-34.