◎ 논 문
◎ Original Paper

DOI: https://doi.org/10.5293/kfma.2023.26.4.054
ISSN (Print): 2287-9706

ATLAS 중형냉각재상실사고 모의실험 해석을 통한 SPACE 코드 예측능력 평가

박해민* · 배성원* · 이승욱*†

Predictability Evaluation of SPACE for ATLAS IBLOCA Tests

Hae Min Park*, Sung Won Bae*, Seung Wook Lee*†

Key Words : Intermediate break loss of coolant accident(중형냉각재상실사고), ATLAS test(아틀라스 실험), SPACE(스페이스 코드), Steady state analysis(정상상태 해석), Transient analysis(과도해석)

ABSTRACT

In this study, the SPACE analyses were conducted for two integral effect tests simulating the intermediate break loss of coolant accident (IBLOCA); ATLAS A4.1 and A5.2 tests. A4.1 and A5.2 tests simulated a cold leg break having 17 % and 13 %, respectively. In the all tests, the core heat-up was appeared owing to the core uncover caused by a discharged coolant from the break, and the core was quenched via the safety injection. For each test, the preliminary analyses of the steady state and transient were conducted, based on the ATLAS input for SPACE. There was a discrepancy of the initial temperature distribution in the upper part of the reactor vessel between the preliminary SPACE analyses and the ATLAS test results. The initial temperature distribution in upper head and plenum for the SPACE analysis was corrected via the node split of the upper plenum. Based on the modified ATLAS input, the SPACE predicted well the system behavior and the core heat-up/quenching for the A4.1 and A5.2 tests. It can be said that the appropriate modeling of upper head temperature is important to enhance the predictability of SPACE for the IBLOCA scenario of nuclear power plant.

1. 서 론

원자력발전소에서는 안전성을 충분히 검증하기 위해 사고 발생의 빈도를 고려하여 가동 중 실제로 발생할 수 있는 사고를 설계기준사고 (DBA, Design Basis Accident)로 설정하고 발생 빈도는 낮지만 심각한 결과를 초래할 수 있는 사고를 설계기준초과사고로 분류한다. 하지만 수십년 간 원자력 발전소 가동 경험과 데이터베이스를 기반으로 사고분류를 좀 더 심층적으로 고려할 필요성이 대두되었고, 후쿠시마 사고 이후에는 확장설계조건 (DEC, Design Extension Condition) 개념을 반영하여 설계기준초과사고로서 다중고장사고를 추가로 고려하도록 규제 요건을 강화하고 있다. 동시에 설계기준사고에 대해서는 발생확률이 극히 낮은 대형냉각재상실사고 (LBLOCA, Large Break Loss Of Coolant Accident)를 설계기준사고에서 배제하고 다중고장사고 영역으로 전환하는 대신 파단크기가 상대적으로 작은 중형냉각재상실사고 (IBLOCA, Intermediate Break Loss Of Coolant Accident)를 새로운 설계기준사고로 수립하기 위한 안전해석코드 개선 및 안전해석방법론 개발을 추진하였거나 완료하였다.

프랑스에서는 피복관과 핵연료 건전성에 대해 강화된 규제 요건을 만족시키기 위해 대형냉각재상실사고의 파단 면적을 줄임으로써 첨두피복재온도 (PCT, Peak Cladding Temperature) 및 피복관 산화율을 기존에 비해 감소시키는 방향으로 연구를 진행하였다[1]. 그 결과, 프랑스 EDF는 주요 배관의 뒤틀림 억제를 위해 설치한 anti-whip 장치에 대한 재평가를 통해 배관 파단 크기의 스펙트럼을 새롭게 제안하고 신규 안전해석방법론을 규제기관에 제출하였으며, 파단 배제 개념을 신원자로형 초기 설계단계에 도입하여 규제기관으로부터 승인을 받은 바 있다.

* 한국원자력연구원(Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI))
† 교신저자, E-mail : nuclist@kaeri.re.kr

미국에서는 1990년대 말부터 모든 크기의 냉각재상실사고를 포함하는 전 범위 냉각재상실사고 해석을 위해 소형 및 중형냉각재상실사고 안전해석에 대한 연구를 수행한 바 있으며 현재는 중형냉각재상실사고 안전해석방법론 개발을 추진 중에 있다. Bajorek 등[(2)]은 웨스팅하우스 4-루프 가압경수로를 대상으로 해석을 수행하였고 사고 거동 특징 분석을 통해 중형냉각재상실사고의 파단 크기를 저온관 단면적 기준 11~25 %로 설정하였으며, WCOBRA/TRAC 코드를 활용해 해석한 결과를 토대로 파악된 중형냉각재상실사고의 특성은 다음과 같다.

- 급속한 감압에 따라 전체 계통에서 활발한 플래싱 (flashing)이 발생
- 노심 노출은 단일 기간 동안 발생하며 이 시기에 첨두피복재온도 발생
- 첨두피복재온도는 파단 크기에 비례함
- 루프실 뚫림 (Loop Seal Clearing, LSC)은 모든 루프에서 발생하며 이후 과도기간 동안 뚫림 상태가 유지됨
- 축압기 (accumulator) 주입 이후 약간의 시간 지연 후 노심 수위가 회복됨
- 상기 시간 지연은 냉각재의 노심 진입에 필요한 강수관 수위 증가에 기인함

현재 우리나라 규제체계에서는 파단크기에 따라 대형냉각재상실사고와 소형냉각재상실사고 (Small Break Loss Of Coolant Accident, SBLOCA)로 구분할 뿐 중형냉각재상실사고를 고려하고 있지 않아 국내에서 수행된 연구는 거의 이루어진 바가 없기 때문에 종합효과실험 해석을 통해 기존 안전해석코드의 해석능력을 확인하는 연구가 선행되어야 한다.

국내에서 수행된 중형냉각재상실사고에 대한 종합효과실험으로는 한국원자력연구원에서 구축한 ATLAS (Advanced Thermal-Hydraulic Test Loop for Accident Simulation) 장치를 이용해 OECD/NEA 프로젝트의 일환으로 수행된 A4.1, A5.2 실험이 있다. 본 연구에서는 이 실험들에 대한 SPACE (Safety and Performance Analysis CodE for nuclear power plants) 코드 해석을 통해 전반적인 사고 거동과 주요 현상을 파악하고 그 영향을 살펴보고자 한다.

2. ATLAS 실험장치

ATLAS 설비는 원자력 발전소가 여러 가지 사고 상황에 놓였을 때 발생하는 열수력 현상을 재현하고 사고 전개 과정의 각종 물리적 변수를 측정하기 위해 실제 발전소 크기보다 작게 축소하여 제작, 설치된 종합효과실험 장치이다. 2006년부터 정식 운전에 돌입하여 유용한 실험 자료들을 생산하였으며 이러한 자료들은 국내 고유 기술로 개발된 원자로형인 APR1400 설계 과정에서 주요 검증 자료로 활용되었다. 특히, 후쿠시마 사고 이후에는 안전성 강화 차원에서 도입된 다중고장사고에 해당하는 사고 유형에 대해서도 재현실험이 가능하도록 설비를 보강하였으며, 이렇게 강화된 기능으로 국제원자력기구인 OECD/NEA의 국제공동연구를 주도해 오고 있다[(3)].

ATLAS 설비의 높이는 실제 발전소의 1/2, 유동 면적은 1/144 비율로 축소되어 부피 비율로는 1/288에 해당하도록 축소 제작되었다. 압력 수준은 실제 발전소와 동일하며 일반적인 경수를 실험에 사용한다. 또한 Fig. 1과 같이 ATLAS의 1차계통은 원자로용기를 포함해 원자로용기에 연결된 2개의 저온관과 4개의 고온관으로 배관을 구성하였고, 비상 시 냉각수를 원자로에 직접 주입하는 DVI (Direct Vessel Injection) 형식과 저온관에 주입하는 CLI (Cold Leg Injection) 형식을 모두 재현할 수 있도록 설계되었다. 증기 공급 용량은 국내의 1400 MWe 급의 원자력 발전소와 1000 MWe 급 원자력 발전소를 모두 모의할 수 있는 수준이다[(4)].

ATLAS의 안전주입 계통은 Fig. 2와 같이 4개의 독립적인 기구로 설계되어 제작되었다. 안전 주입 계통 각각의 배관은 원자로 직접 주입 방식과 저온관 주입 방식을 모두 모의할 수 있도록 설계되었다. 하나의 계통에는 안전주입펌프(SIP, Safety Injection Pump)와 안전주입탱크(SIT, Safety Injection Tank)가 각각 하나씩 장착되어 있다. 안전주입펌프는 원자로형에 따라 고압안전주입과 저압안전주입이 모두 또는 일부 활용되기도 하므로 조건에 따른 유량 조절이 가능하도록 설계되었다. 안전주입탱크는 수위에 따

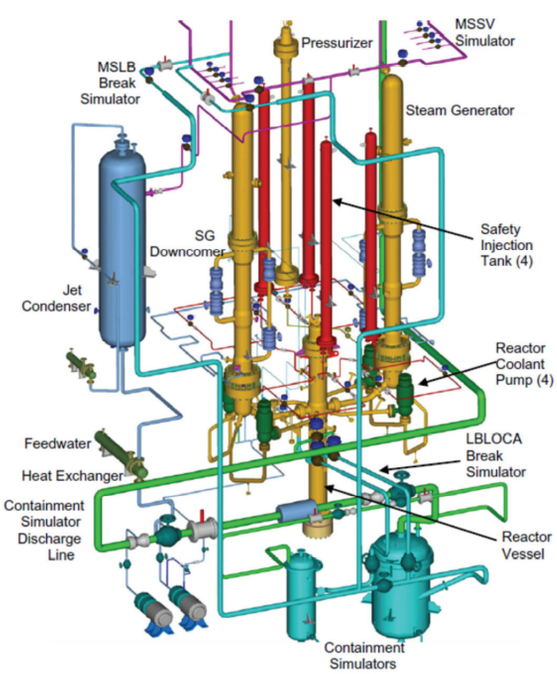

Fig. 1 Schematic diagram of ATLAS test facility

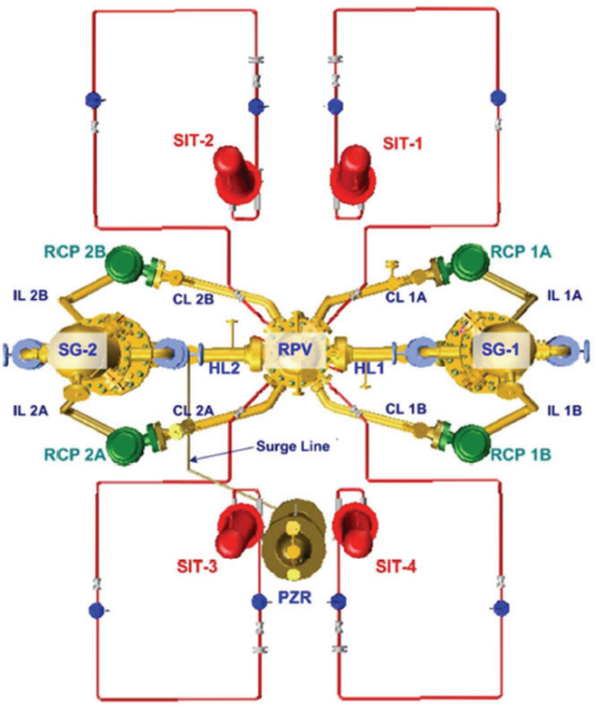

Fig. 2 Schematic diagram of safety injection system in ATLAS

라 주입량이 조절되는 유량조절장치 (fluidic device)가 내장되어 실험 조건에 따라 활용된다. 안전주입탱크의 정격 작동 압력은 4.3 MPa이며 질소 기체에 의해 압력이 유지된다.

ATLAS 설비를 이용하여 원전의 사고상태를 모의할 때 중요한 변수 중의 하나는 ATLAS 설비 내부에서 외부로 방출되는 냉각수의 양이다. ATLAS에서는 파단 위치와 상관없이 모든 외부 방출물은 방출 집수조로 모인다. 고온 고압 상태의 방출류는 액체와 증기가 혼합되어 방출되기 때문에 방출 유량을 실시간으로 각 상별로 측정하는 대신 방출류의 총 유량과 집적된 무게 자료를 얻기 위해 와류 유량계와 방출 집수조를 이용한다. 방출된 유량의 액상 성분과 과열 증기를 습분 분리기로 분리하고 증기 배관을 과냉각된 물속에서 개방하여 방출된 과열 증기가 액상으로 변화한 다음의 무게를 측정한다.

3. ATLAS A4.1/A5.2 실험 개요 및 주요 결과

ATLAS A4.1, A5.2 실험은 파단 면적의 차이와 함께 안전 주입 유량만 다를 뿐, 모든 전개 사항이 유사한 저온관 중형냉각재상실사고 모사실험이다[5,6]. 본 실험은 LSTF 장치에서 수행된 중형냉각재상실사고인 LSTF-ROSA-Test7 (IB-CL-03)과 Test2 (IB-CL-05) 실험의 대응실험으로서 노형별 현상의 차이를 확인하고 원전 계통 해석 코드의 성능을 검증하기 위해 수행되었다. A4.1 실험의 파단 노즐 직경은 22 mm이고, A5.2 실험의 파단 노즐 직경은 19 mm이며, 저온관 면적비로는 각각 17 %, 13 % 이다. 안전 주입 계통은 LSTF 실험과 동일하게 저온관으로 연결하여 실험을 진행하였다. 두 실험 모두 비상노심냉각계통은 계열-2와 계열-3에서만 작동하며 고압안전주입 (HPI, High Pressure Injection)과 저압안전주입 (LPI, Low Pressure Injection) 펌프의 유량은 A5.2 실험이 A4.1 실험에 비하여 두배로 크게 설정되었다.

ATLAS 노심의 총 출력은 1.6 MW이며 축방향 출력분포는 chopped cosine 모양을 가지도록 설정하였다.

저온관 파단점은 가압기가 연결되지 않은 루프의 1번 배관에서 냉각수 펌프 출구로부터 982 mm 떨어진 위치이며 방출 방향은 상향이다. 파단 루프의 후단에 위치한 밸브를 개방하면 파단면에 위치한 노즐에서 임계유동이 발생하면서 가상사고가 시작되었다. 상세한 주요 사고 경위는 아래 SPACE 코드 해석 결과와 같이 나타냈으며, 두 실험에서 나타난 주요 현상은 다음과 같다.

원자로정지는 가압기 압력 12.97 MPa 수준에서 이루어지며 출력 감소와 터빈 배관 차단, 증기발생기 격리, 주급수 차단 등의 조치가 실험 시나리오에서 결정된 시간 순서대로 발생하였다. 소형냉각재상실사고와 달리 펌프 흡입부 배관을 이루는 루프실이 냉각수에 의해 막히는 현상이 발생하지 않으므로 약간의 일차 계통 압력 정체 구간을 거쳐 압력은 계속 하강했다. 초기 감압과정에서 고압안전주입 펌프가 작동하여 소량의 냉각수를 계통에 공급하였다. 노심의 수위는 계속 하강하여 가열봉 상부가 증기에 노출되며 온도가 상승하였다. 고압안전주입 신호는 가압기 압력이 12.27 MPa에 도달하여 발생하였다. 이후 가압기 압력이 계속 하강하여 4.51 MPa에 도달하면서 안전주입탱크가 개방되었다. 안전주입탱크에서 공급되는 냉각수는 노심의 수위를 다시 상승시킬 만큼 충분하므로 가열봉의 냉각이 가능하였다.

파단부를 통해 냉각재 방출이 계속되므로 1차계통 압력은 계속 하강했다. 그러나 증기발생기는 격리된 상태이므로 고압 상태를 유지하지만 1차계통으로 열을 전달하면서 압력은 서서히 감소하는 경향을 보였다. 저압안전주입 신호는 강수부 압력이 1.24 MPa에 도달하였을 때 발생했으며 전체 계통은 지속적으로 냉각되었다.

파단 발생 후 가열봉 상부가 증기에 노출되고 온도가 상승하기 시작하는 것은 두 실험에서 모두 사고 후 50 초 이전이며, 측정된 가열봉의 최고 온도는 각각 119 초, 140 초 시점에 914 K (641 °C), 862 K (589 °C) 이었다.

4. SPACE 입력 모델

ATLAS 표준형 입력은 MARS (Multi-dimensional Analysis of Reactor Safety) 코드 검증을 위해 처음 개발되었다[7]. 그 이후 ATLAS 표준형 입력은 SPACE 코드 입력

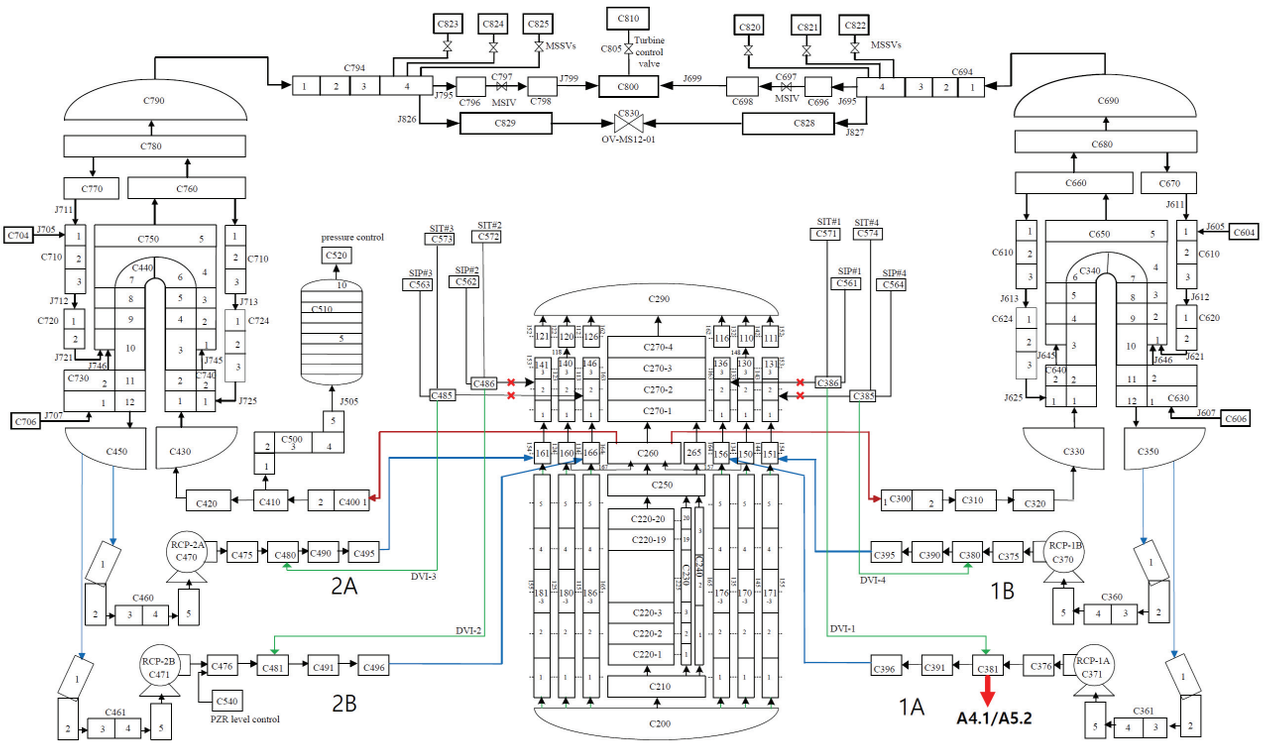

Fig. 3 Nodalization of SPACE input model for ATLAS test facility

Table 1 Modification of input model for cold leg injection (A4.1, A5.2 tests)

안전주입 배관 (노드 번호)	연결된 저온관 (노드번호)
DVI-1 (C386)	1A (C381)
DVI-2 (C486)	2B (C481)
DVI-3 (C485)	2A (C480)
DVI-4 (C385)	1B (C380)

으로 변환되어 마찬가지로 SPACE 코드 검증을 위해 활용되고 있다. 초기의 ATLAS 표준형 입력은 열손실 모델 추가, 노심 및 강수관 등의 ATLAS 실험장치 변경사항 반영과 같이 많은 개선이 이루어졌다. 특히 최근에는 증기발생기 체적 측정 결과를 반영하여 ATLAS 표준형 입력이 개정되었고 본 연구에서는 이와 같은 최신의 SPACE 코드용 ATLAS 표준형 입력이 활용되었다.

SPACE 코드용 ATLAS 표준형 입력 모델의 노드 구조는 Fig. 3과 같이 구성되어 있다. ATLAS 표준형 입력은 실험장치의 기본 구성대로 안전주입계통이 DVI 방식으로 구성되어 있으나, A4.1, A5.2 실험의 경우 Table 1과 같이 저온관 주입방식으로 입력을 변경하여 사용하였다.

A4.1, A5.2 실험의 경우 파단 모사 지점은 냉각재펌프로부터 982 mm 떨어진 저온관이고 이를 적용하여 SPACE 입력 모델에서는 냉각재펌프로부터 962 mm 떨어진 저온관 노드에 파단을 모사하였다. 이상의 ATLAS 입력 모델을 이용해서 각 실험에 대한 기본적인 정상상태 해석 및 과도해석을 수행하였다.

5. ATLAS 실험에 대한 SPACE 코드 해석 결과

5.1 ATLAS 표준형 입력을 활용한 정상상태 해석

각 실험에 대해서 노심 출력, 각 계통별 유량, 온도 값을 미세조정하여 실험의 정상상태를 재연하고 초기조건을 획득하였다. Table 2에 각 실험별 초기조건을 나타냈으며, 모든 계통 변수가 적절한 범위 내에서 실험과 일치하였다.

5.2 과도상태 해석

각 실험별 초기 조건을 기반으로 파단 밸브 개방 이후 전개되는 과도상태를 각 실험 결과와 함께 Table 3에 정리하였다. 이때 SPACE 코드 해석에서는 파단면의 임계유동 모델로 Henry-Fauske 모델을 사용하였고 분출 계수 (Cd, Discharge Coefficient)는 모든 상에서 1.0을, 열적 비평형 상수로는 기본값인 0.14를 사용하였다. 초기의 압력 저하 경향은 두 실험이 큰 차이 없이 나타났다. 실험에서도 가열봉의 표면 온도가 상승하기 시작하는 시점까지 전개되는 과도 양상은 두 실험이 유사했다. 그러나 SPACE 코드 해석결과는 실험에 비해 감압 속도를 빠르게 예측하여 고압안전주입과 안전주입탱크의 개방 시간을 빠르게 예측했다.

Fig. 4는 두 실험의 감압 경향을 SPACE 코드 해석 결과

Table 2 Steady state for A4.1, A5.2 tests and SPACE analysis

System parameter	A4.1		A5.2	
	SPACE	ATLAS	SPACE	ATLAS
Primary system				
Thermal power (MWt)	1.678	1.678	1.677	1.677
Pressurizer pressure (MPa)	15.54	15.54	15.54	15.46
Core inlet temperature (K)	563.63	563.65	563.37	563.85
Core outlet temperature (K)	599.85	600.75	599.78	600.85
Cold leg flow rate (kg/s)	1.953	1.953	1.947	1.947
Pressurizer lever (m)	2.106	2.1	2.08	2.06
Secondary system				
Steam flow rate (kg/s)	0.43	0.433	0.446	0.409
Feedwater flow rate (kg/s)	0.434	0.444	0.446	0.423
Steam pressure (MPa)	7.92	7.86	7.92	7.86
Steam temperature (K)	567.27	568.95	567.23	568.95
SG level (m)	5.134	5.333	4.999	5.289

Table 3 Sequence of event for A4.1, A5.2 tests and SPACE analysis

Event	A4.1 (sec)		A5.2 (sec)		Remarks
	ATLAS	SPACE	ATLAS	SPACE	
Break initiation	0	0	0	0	A4.1: 17%, A5.2: 13%
Scram signal	8	6.05	9	6.178	PT-PZR-01<12.97 MPa (3 sec delay)
HPI initiation	22	18.18	23	18.65	PT-PZR-01<12.27 MPa (14 sec delay)
Decay heat start	32	28.15	33	28.29	~20 sec after core trip (P<12.97 MPa +~5 sec delay)
Excursion start of cladding temperature	38	72	44	96.3	
LSC	46		60		1A, 2A, 2B loop
SIT injection	103	85	124	107.4	PT-DC-01<4.51 MPa
PCT	119	112	140	122	
Core quenching	147	133	159	136	
Termination of SIT injection	226	418	265	346	
LPI initiaion	428	182	543	286	PT-DC-01<1.24MPa

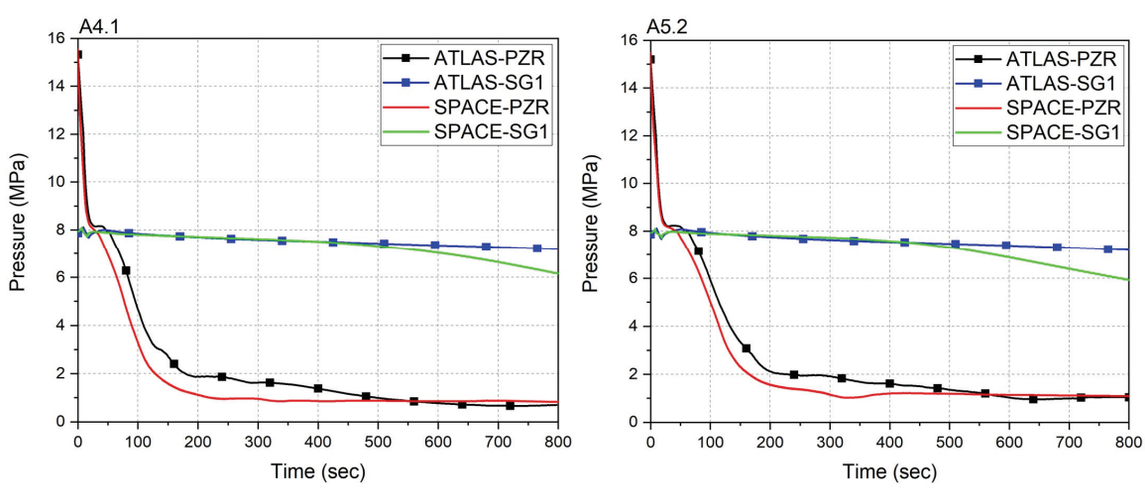

Fig. 4 Prediction of system pressure for A4.1, A5.2 tests

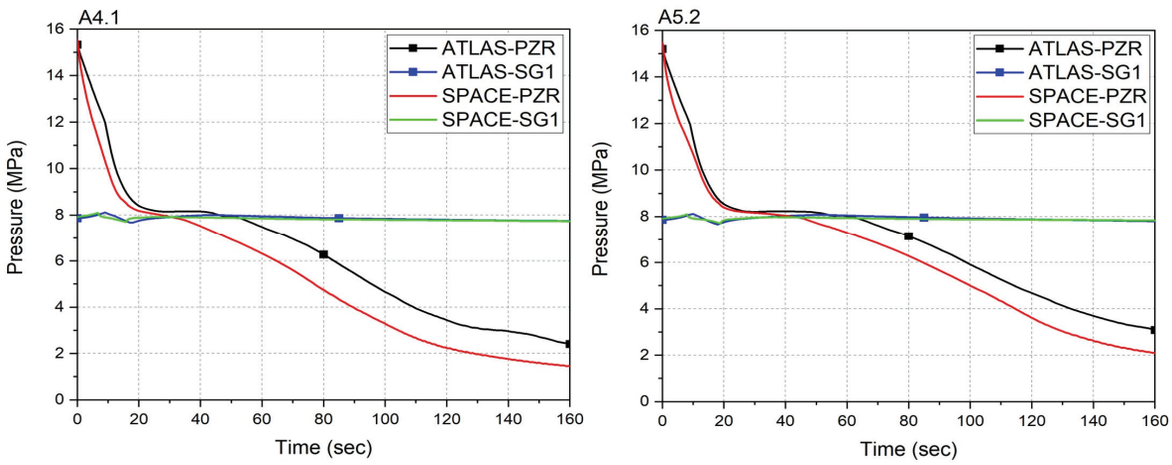

Fig. 5 Prediction of depressurization during the early phase for A4.1, A5.2 tests

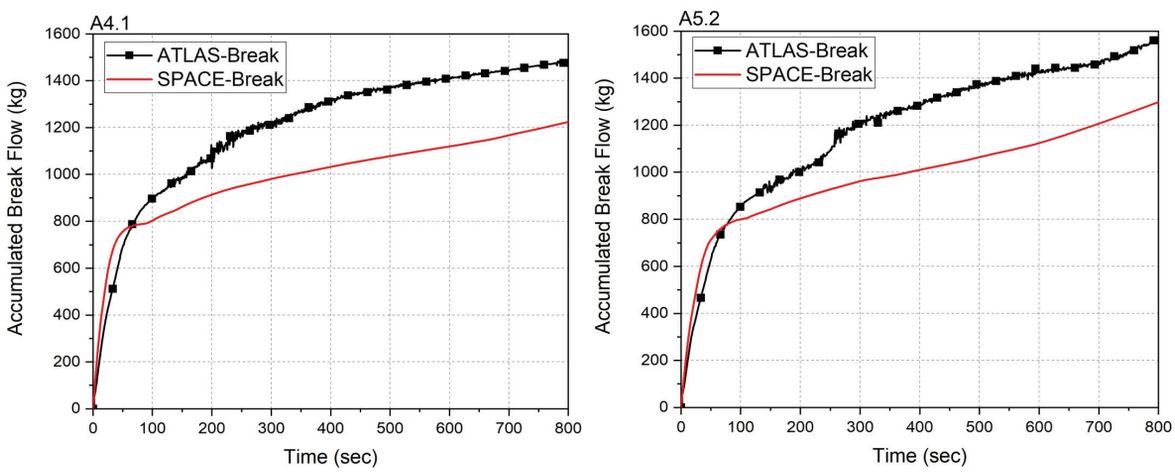

Fig. 6 Prediction of accumulated break flow for A4.1, A5.2 tests

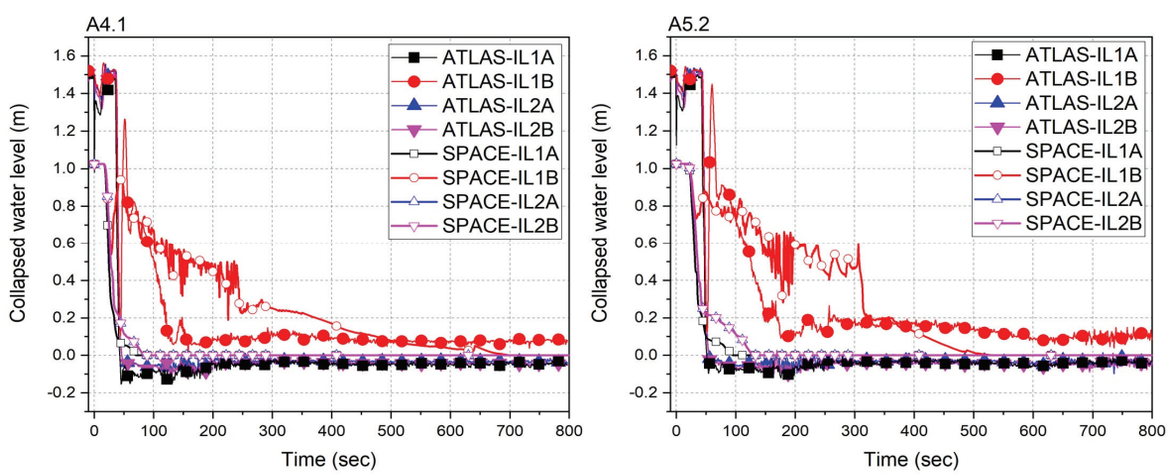

Fig. 7 Prediction of LSC for A4.1, A5.2 tests

와 비교한 것이다. 전체 과도기간 동안의 감압 경향은 두 예측 결과 모두 실험보다 빠르게 나타났으며 500 초에 도달한 이후 실험값과 유사한 경향을 보였다.

파단 밸브 개방 이후 160 초 동안의 초기 감압 경향을 비교하면 SPACE 코드 해석결과와 실험결과의 차이가 더 명확히 나타났다. Fig. 5와 같이 소형냉각재상실사고의 특징인

압력 정체 구간이 실험에서 일정 시간 나타난 것과 대조적으로 SPACE 코드 해석결과에서는 정체 구간이 거의 나타나지 않았으며 1차계통과 2차계통 압력 역전 시점이 실험에 비하여 매우 빠르게 나타났다.

이와 같은 빠른 초기 감압은 Fig. 6에 나타낸 누적 방출량 예측에서도 확인 가능하다. SPACE 코드로 예측된 파단 방출 유량은 실험에 비하여 초기에 매우 크며 약 50 초에 실험에 비하여 급격히 작아지는 것을 누적 유량 경향을 통해 알 수 있다.

실험에서 표시된 루프실 뚫림 현상은 Fig. 7에서 보듯이 큰 요동이나 막힘 현상이 없고, 파단과 함께 루프실의 수위가 급격히 감소했다. 다만 파단 저온관 1A와 동일한 루프의 저온관 1B의 루프실에서 초기 한번의 수위 진동과 이후 약간의 수위 형성이 150 초 경까지 측정되었다. SPACE 코드 해석에서도 저온관 1B의 루프실에서 일정 시간 수위가 형성되는 현상이 나타났으며 지속시간은 실험보다 더 길게 예측되었다. 다른 저온관의 루프실이 개방되어 있으므로 4개 관 중 하나의 루프실 잔여 수위가 노심의 압력 거동에 큰 영향을 주지 않는 것으로 해석된다.

Fig. 8에서 보듯이 노심 수위 역시 두 실험에서는 모두 초기에 한 번의 큰 진동 현상이 보이고 이후 수위는 지속적으로 감소했다. 노심 수위가 최소가 되는 시점에 가열봉 표면 온도가 상승하기 시작하고 150 초경에 냉각되는 경향을 보였다. SPACE 코드 예측 결과는 최초 진동 시점에서 수위가 크게 증가하지 못하고 지속적인 감소 경향을 보이지만 최저 수위는 실험에 비하여 매우 높았다. 이후 100 초경에 안전주입탱크 개방으로 인해 냉각수가 보충되면서 수위는 다시 상승하기 시작하는 것으로 예측되었다. 그 결과, Fig. 9에서 보듯이 가열봉 최고 온도는 실험값보다 현저히 낮았다. 한편, A4.1 실험의 해석 결과에서는 초기 큰 수위 진동 시점에 낮아진 수위로 인해 약간의 가열봉 온도 상승이 나타났다가 즉시 냉각되고, 이후 노심 수위가 다시 낮아졌을 때 다시 가열봉 온도가 상승하는 거동을 보였다.

두 해석 결과는 공통적으로 가열봉 표면 온도의 상승 시점을 실험보다 늦게 예측하며 최고 온도도 낮게 예측하고

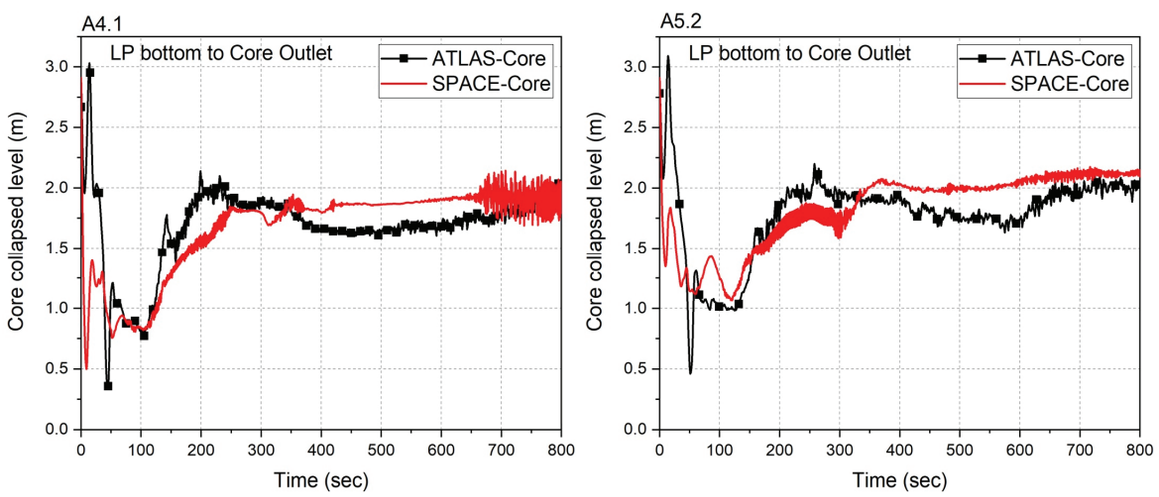

Fig. 8 Prediction of core collapsed level for A4.1, A5.2 tests

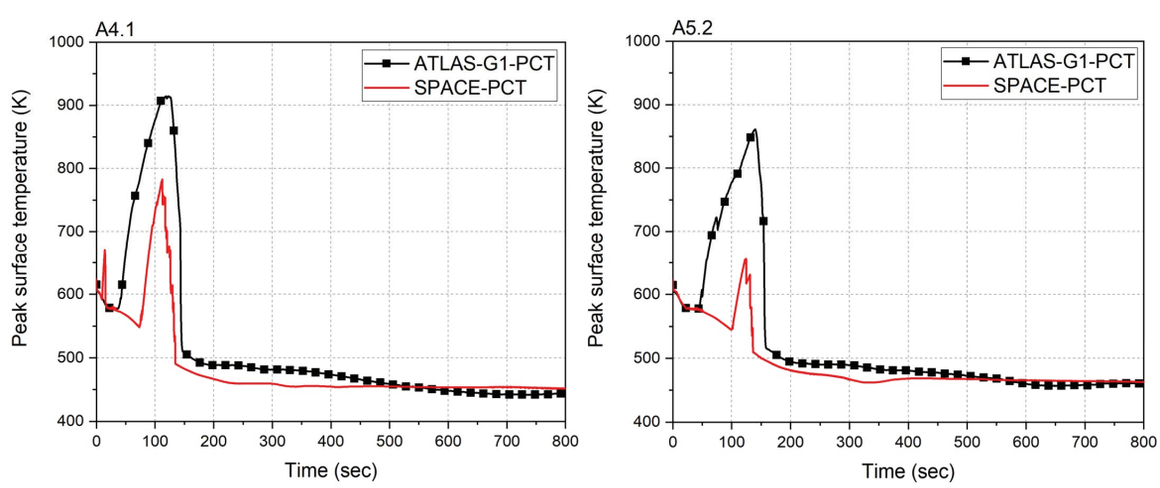

Fig. 9 Prediction of peak surface temperature for A4.1, A5.2 tests

있다. A4.1 실험 예측 결과 가열봉 최고 온도는 777 K이며 A5.2 실험의 가열봉 최고 온도는 653 K로 예측되었다.

Fig. 10은 안전주입펌프의 유량을 예측하여 나타낸 것이다. 과도 예측 시작 후 20 초 이내에 고압안전주입이 작동하기 시작하고 입력된 압력 대비 펌프 주입 유량표에 따라 제어된 유량이 저온관으로 주입되었다. 고압안전주입 유량은 실험과 잘 일치하며, 이후 압력이 저압안전주입 설정치에 도달하고 각각 200 초와 300 초에 저압안전주입이 시작되면서 안전주입유량이 큰 폭으로 증가하였다. 실험에서는 저압안전주입 시점이 400 초와 500 초 이후인데 반해 SPACE 해석은 매우 빠른 시점의 저압안전주입을 예측했다.

Fig. 11와 같이 안전주입탱크 개방 시점과 유량을 예측한 결과, 빠른 감압 예측 경향으로 인해 개방 시기는 실험에 비해 다소 빠르게 예측되었고, 주입 유량은 실험의 최대 주입 유량에 도달하지 못하고 유량을 낮게 예측했다.

5.3 원자로용기 상부 초기온도분포 개선 효과

중형냉각재상실사고의 경우 대부분의 주요 현상이 과도 초기에 발생하기 때문에 원자로용기 내부의 온도분포는 매우 중요할 수 있다. 특히 과도초기에 1차계통은 급격히 감압되어 내부의 냉각재는 빠르게 포화상태에 이르고 플래싱이 발생하기 때문에 이러한 일련의 열수력적인 거동이 초기 온도 분포에 따라 달라질 수 있다. 동시에 초기 온도 조건에 따라 과도초기 냉각재가 액체상으로 존재하는 양이 달라질 수 있고 가열봉 온도에 직접적인 영향을 미치는 노심 수위 또한 달라질 수 있다.

ATLAS 표준형 입력을 활용해 초기조건을 살펴본 결과, Table 4와 같이 A4.1, A5.2 두 실험 모두 SPACE 정상상태 해석결과에서 상부헤드의 온도가 실험값보다 약 20 K 낮은 결과를 보였다. 이는 SPACE 코드 정상상태 해석에서 노심 상부의 열이 상부헤드로 전달되지 않고 상부헤드가 정체영역처럼 형성되기 때문인데, 이를 개선하기 위해 Fig. 12와

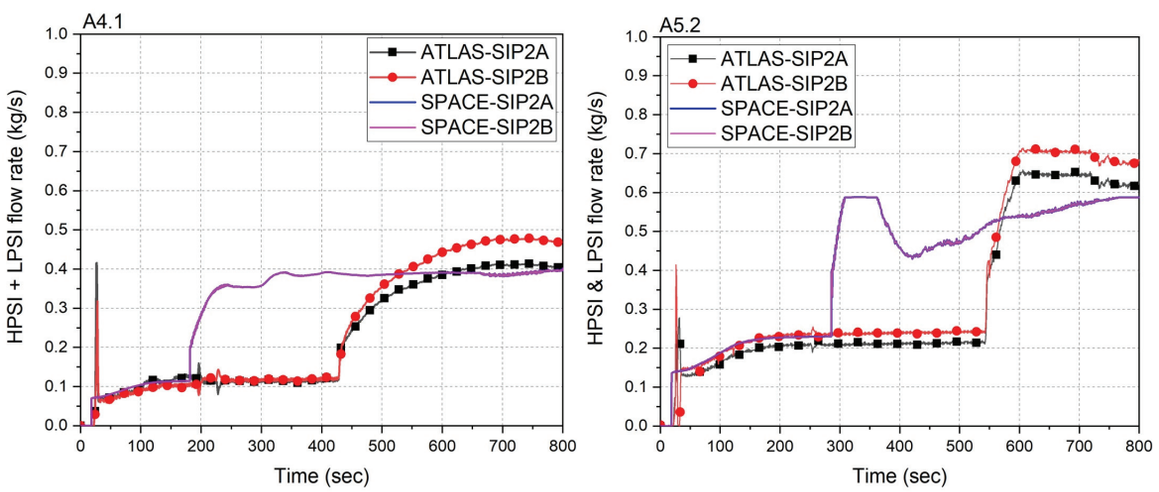

Fig. 10 Prediction of HPI and LPI flow rate for A4.1, A5.2 tests

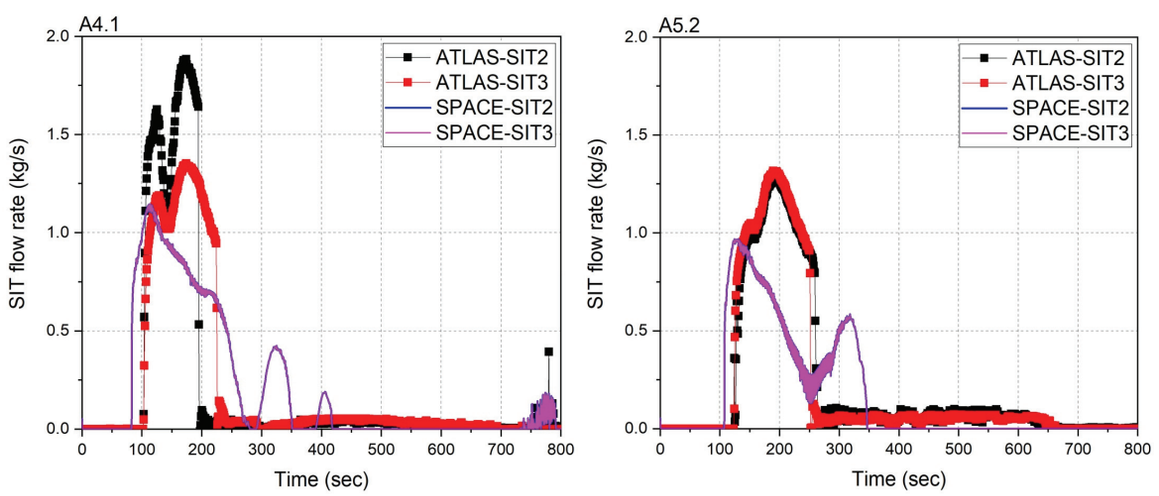

Fig. 11 Prediction of SIT flow rate for A4.1, A5.2 tests

Table 4 Node split effect for upper plenum
– initial temperature of upper head (A4.1, A5.2)

Experiment		Steady state (SPACE)	
		Standard input	UP node split
A4.1	589.81 K	568.22 K	594.02 K
A5.2	591.17 K	569.67 K	593.97 K

같이 원자로용기 상부의 유체 순환이 가능하도록 상부플레넘 영역의 노드 모델을 두 개로 분리하였다. 그 결과, Table 4에서 보듯이 SPACE 정상상태 해석결과에서 상부헤드의 초기온도가 상승하여 실험결과에 근접하는 결과를 얻었다.

새로운 정상상태 계산 결과를 기반으로 A4.1, A5.2 실험에 대한 SPACE 코드 과도해석을 다시 수행하였다. 그 결과는 Fig. 13와 14에서 공통적으로 보듯이 과도 초기 (파단 이후 150 초 이내) 1차계통 압력 거동에 근소한 차이가 있었고, 이에 따라 파단유량도 근소한 차이를 보였다. 개선된 입력에 대한 과도해석결과에서 파단 직후 상부헤드와 상부플레넘에서 플래싱 현상이 기존해석 결과에 비해 더 활발했기 때문에 1차계통 압력이 높았고 파단유량도 다소 증가하였다. 파단 유량이 증가함에 따라 파단 이후 약 50 초 이후에는 1차계통 감압이 촉진되어 안전주입탱크의 냉각수 주입이 약간 빨라졌다. 하지만 이는 약 7 초 빨라졌을 정도로 큰 차이는 아니었다. 또한 상부헤드와 상부플레넘에서 활발한 플래싱 현상으로 인해 원자로용기 상부에서 노심으로 유입되는 냉각재 재고량이 감소하였고 이로 인해 노심수위가 감소하여 결과적으로 첨두피복재온도가 증가하였다.

A4.1 실험에 대한 SPACE 코드 해석결과에서는 Fig. 15와 같이 상부플레넘 노드 모델을 개선하여 상부헤드의 유체 온도가 기존 해석결과에 비해 초기조건 뿐만 아니라 과도초기에 높게 형성되었기 때문에 기존 해석결과에 비해서 약 200 초까지 과도초기의 노심수위는 더 낮아졌다. 이는 원자로용기의 상부의 유체가 포화점에 빨리 도달하여 플래싱이 촉진됨으로써 노심으로 하강하는 냉각재 유량이 감소했기 때문이다. 이에 따라 기존 해석결과에 비해서 가열봉의 온도 상승 또한 더 빠르게 나타났고 첨두피복재온도도 상승하였다. 이와 같이 상부헤드의 온도조건을 적절하게 반영한

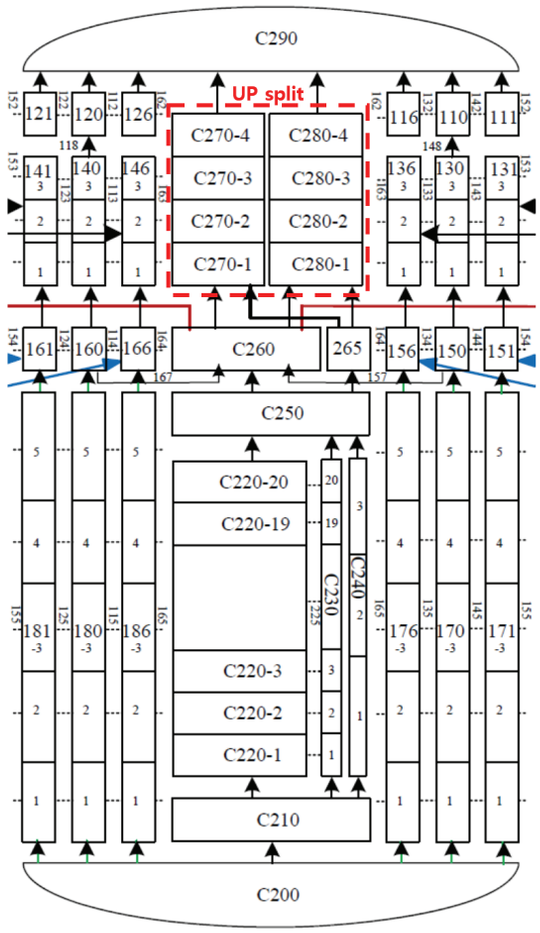

Fig. 12 Modification of input model for upper plenum

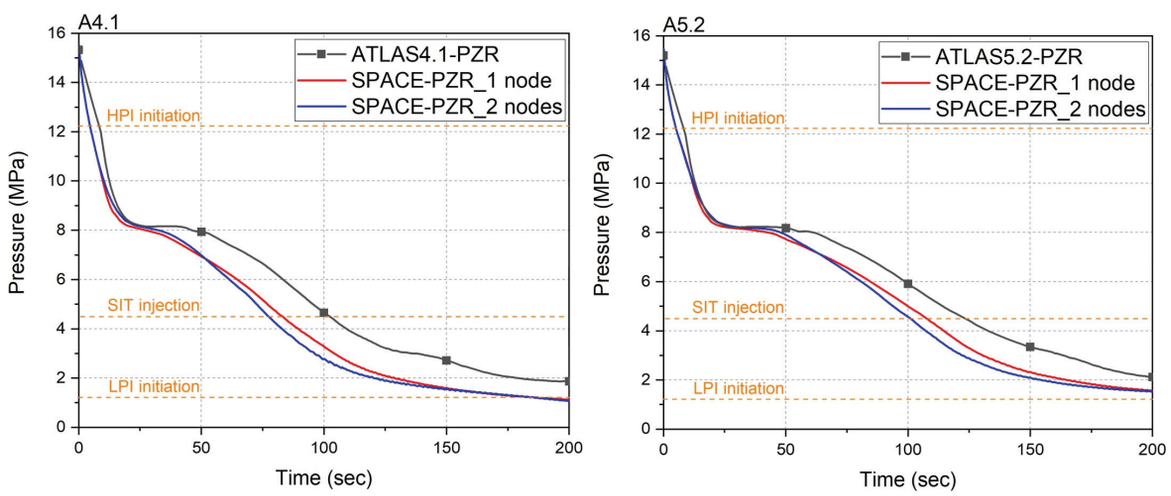

Fig. 13 Node split effect for upper plenum – primary system pressure (A4.1, A5.2)

해석결과는 Fig. 16에서 보듯이 첨부피복재온도에 대한 실험결과와 약 100 K 차이가 나타났으나 노심 수위 및 가열봉 가열, 냉각에 대한 거동은 SPACE 코드가 적절히 예측하였다.

A5.2 실험에 대한 SPACE 코드 해석결과에도 상부플레넘 노드를 분리한 모델을 적용하여 예측결과를 살펴보았다. Fig. 17에서 보듯이 해석결과에 대한 상부 헤드의 유체 초

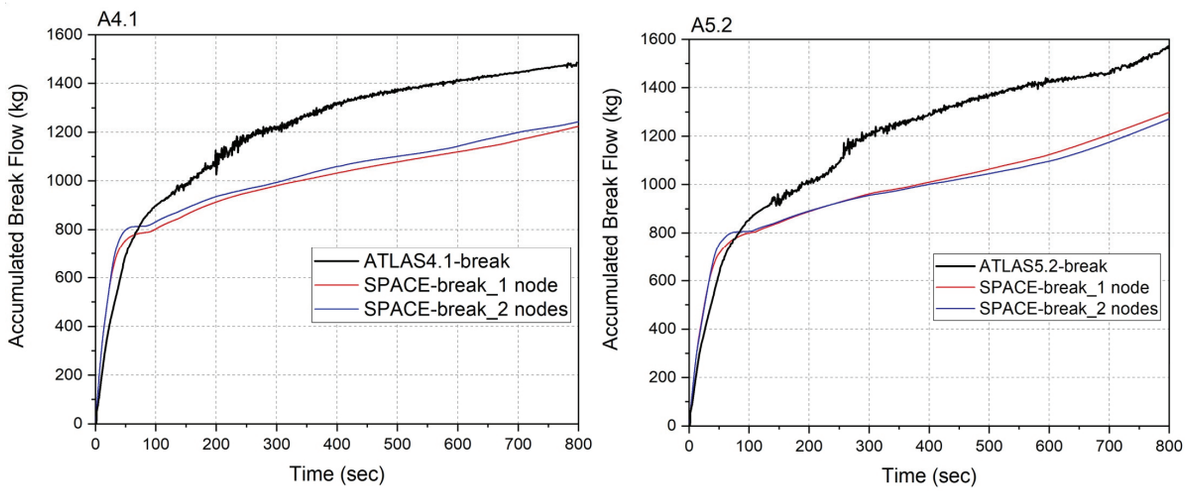

Fig. 14 Node split effect for upper plenum - fluid temperature of reactor vessel upper part (A4.1)

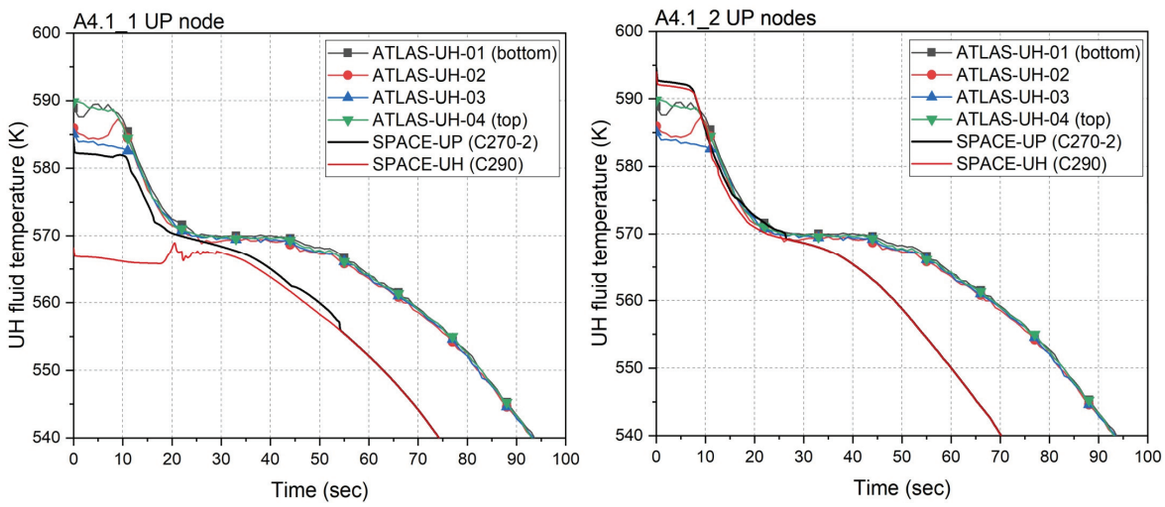

Fig. 15 Node split effect for upper plenum - fluid temperature of reactor vessel upper part (A4.1)

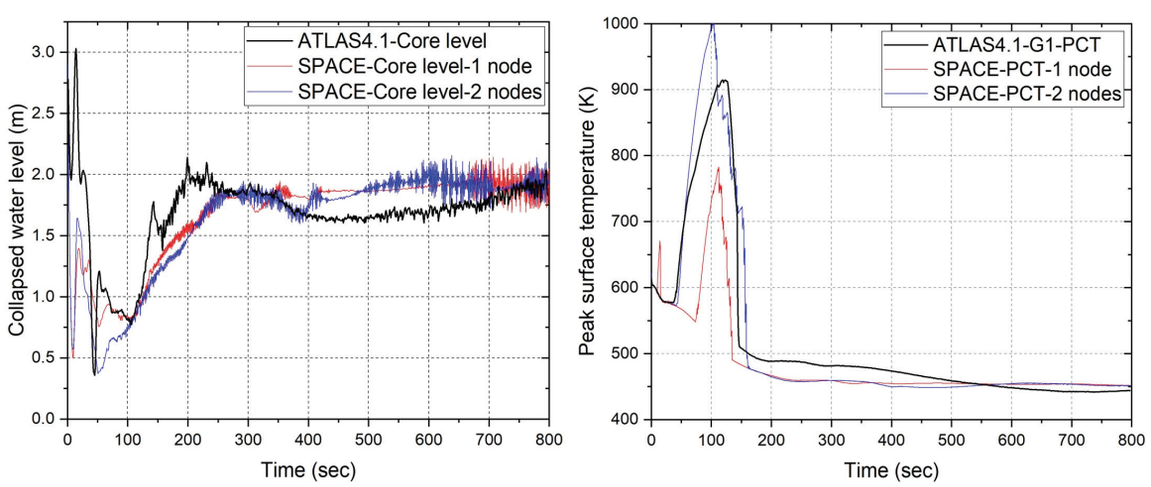

Fig. 16 Node split effect for upper plenum - core level, PCT (A4.1)

기온도도 A4.1 해석결과와 마찬가지로 실험과 유사한 수준으로 개선되었다.

A5.2 실험에 대한 해석결과도 마찬가지로 상부플레넘 노드 모델을 개선하여 상부헤드의 유체 초기온도는 상승하였기 때문에 Fig. 18에서 보듯이 기존 해석결과에 비해서 과도초기의 노심수위는 더 낮아졌다. 이에 따라 기존 해석결과에 비해서 가열봉의 온도 상승 시기는 또한 더 빠르게 나타났고 그 결과는 실험과 유사하였다. 하지만 가열봉 온도 상승이 실험의 경향을 따라가지 못하고 중간 수준에서 중단된 후 다시 상승하는 경향이 나타났다. 여기서 초기 온도 상승이 나타나는 지점은 노심 중앙에 위치한 가열봉 하부이며, 두번째 온도 상승이 나타나는 지점은 노심 주변부 가열봉 상부였다. 이와 같은 첨두피복재온도 차이는 해석결과에서 나타나는 두 번째 수위 하강시기의 최저 수위값이 실험에 비하여 크기 때문인 것으로 해석된다.

6. 결 론

본 연구에서는 냉각재상실사고 재분류에 대비해 중형냉각재상실사고에 대한 SPACE 코드의 예측능력을 검증하기 위한 목적으로 종합효과실험인 ATLAS 실험에 대해 코드 해석을 수행했다. ATLAS 실험 장치를 활용해 중형냉각재상실사고를 모의한 실험으로는 OECD/NEA 프로젝트의 일환으로 수행된 A4.1, A5.2 실험들이 있었고, 각 실험에 대한 주요 열수력 현상을 파악하고 이를 SPACE 코드가 잘 모사하는지 정상상태, 과도상태 해석을 통해 확인하였다.

A4.1, A5.2 실험은 파단 유량에 의한 냉각재 재고량 감소, 노심 노출, 가열봉 가열, 안전주입탱크 주입으로 인한 가열봉 냉각의 순서로 과도상태가 진행되었다. ATLAS 표준형 입력을 활용한 SPACE 해석 결과에서는 노심 노출 시 노심 수위를 정확하게 예측하지 못해서 가열봉 가열 시점 및 첨두피복재온도 예측결과가 실험결과와 차이가 있었다.

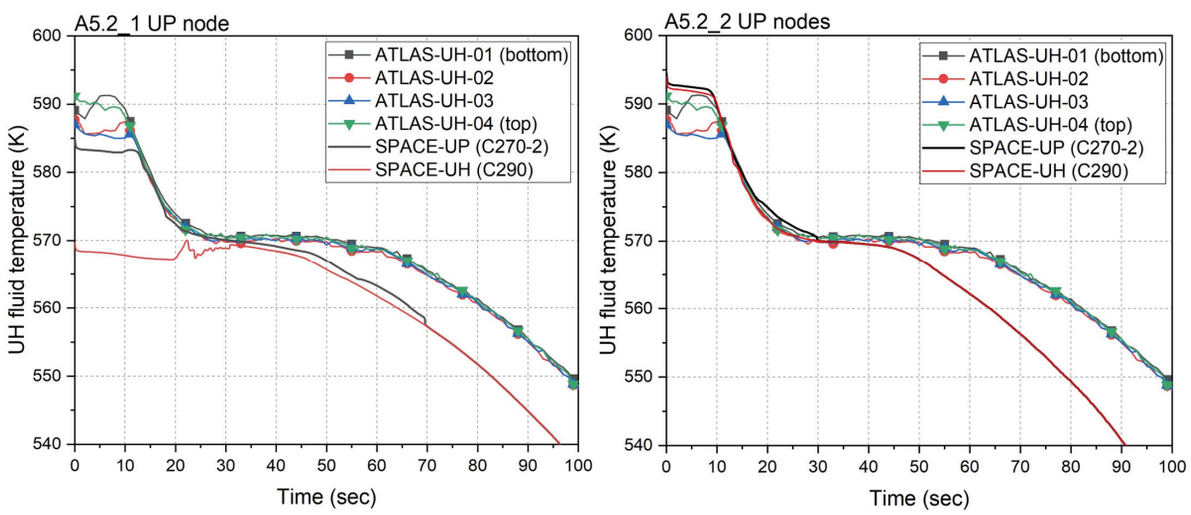

Fig. 17 Node split effect for upper plenum - fluid temperature of reactor vessel upper part (A5.2)

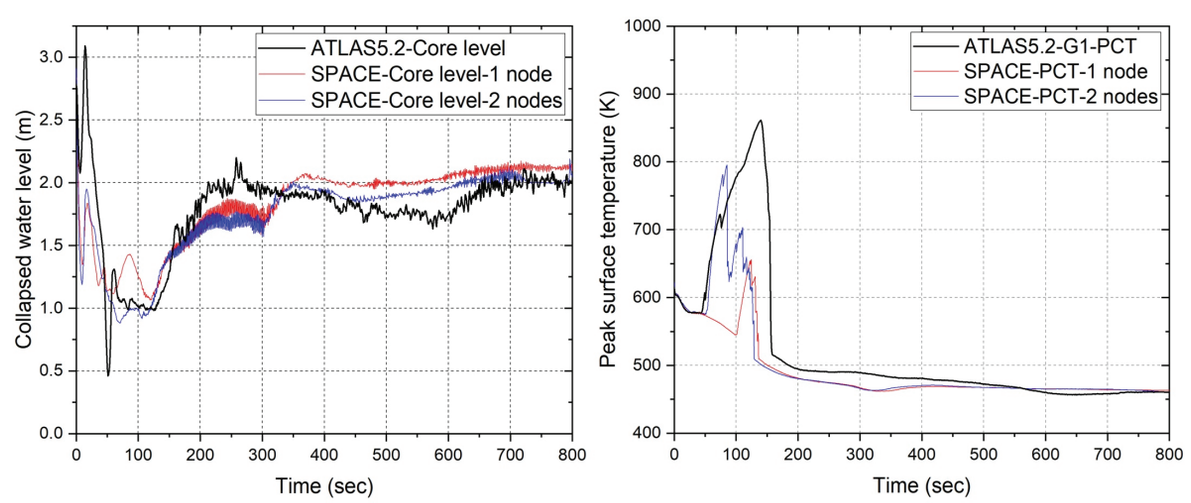

Fig. 18 Node split effect for upper plenum - core level, PCT (A5.2)

그 원인으로 정상상태 해석에서 원자로용기 상부 초기온도를 약 20 K 정도 낮게 예측한다는 문제점을 발견했고 상부 플레넘 노드를 세분화하는 입력 개선을 통해 문제점을 해결하였다. 입력 개선을 통해 원자로용기 상부 초기 온도가 실험값과 유사한 수준으로 상승했기 때문에 기존 결과에 비해 원자로용기 상부 내 냉각재가 포화점에 빠르게 도달하여 플래싱이 촉진되었고 노심 노출 시 노심 수위도 더 낮게 예측하여 실험값과 유사한 수준으로 SPACE 코드가 잘 예측하였다. 결과적으로 가열봉 가열 및 냉각 거동도 SPACE 코드가 잘 예측하는 결과를 나타냈다. 이를 통해 원자로용기 상부의 유체온도가 중형냉각재상실사고 초기 노심 수위를 결정하는 중요한 요소임을 확인하였다.

후 기

본 연구는 산업통상자원부(MOTIE)와 한국에너지기술평가원(KETEP)의 지원을 받아 수행한 연구 과제입니다. (No. 20224B10200020)

References

(1) Boutin, S. and Graff, S., 2015, “A New LOCA Safety Demonstration in France,” Top Fuel 2015, Zurich, Switzerland.

(2) Bajorek, S. M., Petkov, N., Ohkawa K., Kemper, R. M. and Ginsberg, A. P., 2001, “Realistic Small- and Intermediate-Break Loss-of-Coolant Accident Analysis Using WCOBRA/TRAC,” Nuclear Technology, Vol.136, pp. 50-62.

(3) Lee, J. B., Bae, B. U., Park, Y., Kim, J., Kim, Y. S., Cho, S., Jeon, W. J., Park, H. S., Yi, S. J., Moon, S. K., Choi, K. Y., Song, C. H., Choi, N. H., Shin, Y. C., Min, K. H., and Kang, K. H., 2018, “Description Report of ATLAS Facility and Instrumentation (Second Revision),” KAERI/TR-7218/2018, KAERI, KOREA.

(4) Choi, K. Y., Kang, K. H., Kwon, T. S., Kim, Y. S., Moon, S. K., Park, Y., Bae, B. U., Song, C. H., Yi, S. J., Cho, S., Kim, J., and Yun, B. J., 2014, “Scaling Analysis Report of the ATLAS Facility,” KAERI/TR-5465/2014, KAERI, KOREA.

(5) Bae, B. U., Kim, Y. S., and Choi, K. Y., 2017, “Test Report on the OECD-ATLAS A4.1 Test: Counterpart Test of Cold Leg Intermediate Break (17%) Loss-of-Coolant-Accident (IBLOCA) in ATLAS,” OECD-ATLAS-TR-06, KAERI, KOREA.

(6) Bae, B. U., Kim, Y. S., and Choi, K. Y., 2017, “Test Report on the OECD-ATLAS A5.2 Test: Counterpart Test of Cold Leg Intermediate Break (13%) Loss-of-Coolant-Accident (IBLOCA) in ATLAS,” OECD-ATLAS-TR-08, KAERI, KOREA.

(7) Choi, K. Y., Euh, D. J., Kwon, T. S., Park, H. S., Jeong, J. J., and Baek, W. P., 2004, “MARS Input Data for 8% Steady-State Calculation of the ATLAS,” KAERI/TR-3046/2005, KAERI, KOREA.