2004 춘계학술발표회 논문집
한국원자력학회

중수로 격납건물의 열수력 거동모사를 위한 CONTAIN 2.0 코드의 적용성 평가 (II) : 공학적안전계통 모델에 대한 평가

Assessment of CONTAIN 2.0 Code Applicability to CANDU Containments: Model Assessment of Engineering Safety Features

최용석[1], 김만웅[1], 김효정[1], 정용미[2], 김무환[2]

[1] 한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 구성동 19번지
[2] 포항공과대학교, 경북 포항시 남구 효자동 산31번지

요 약

본 연구에서는 가동 중 중수로의 안전성 확보를 위하여 중수로형 격납건물의 열수력적 거동을 모사할 수 있는 개선된 코드를 개발하고자 한다. 1차년도 연구에서는 경수로용 격납건물의 열수력적 거동을 평가하기 위해 개발된 전산코드인 CONTAIN 2.0을 중수로형 격납건물에 적용하기 위한 열수력모델 개발 및 타당성 평가를 수행하였으며, 금번 2차년도 연구에서는 중수로형 격납건물 열수력 거동해석의 주요 모델인 공학적안전설비(ESF: Engineered Safety Feature) 모델에 대한 신뢰성 평가를 수행하였다. 이를 위하여 CONTAIN 2.0의 계산 결과를 중수로형 격납건물 설계코드인 PRESCON-2의 공학적안전설비 모델과 비교・평가하였다.

ABSTRACT

The reactor containment building is the last barrier which keeps off radioactive material from leaking to the atmosphere. Therefore, the safety evaluation during the anticipated severe accident of a nuclear power plant has been continuously emphasized. In PWRs, the experimental and numerical analysis have been performed for a mitigation and phenomenon examination of the severe accidents. On the other hand, the analysis has been partly performed for PHWRs. Hence, we has evaluated the applicability of CONTAIN 2.0 code to a CANDU containment and simulated the thermal-hydraulic phenomena during the severe accident. And also, under the severe accident, the ESFs

(Engineered Safety Features) play an important role for a mitigation of the thermal-hydraulic phenomena and behavior inside the containment. These equipments are directly related to the integrity of reactor containment during the severe accident.
Hence, we has evaluated CONTAIN 2.0 code and PRESCON code, containing the ESFs (Engineered Safety Features) which are suitable for simulating the thermal-hydraulic phenomena during the severe accident.

Ⅰ. 서 론

1979년 TMI(Three Mile Island-2)사고와 1986년 소련의 체르노빌 사고는 원자력 발전소 격납건물의 건전성에 심각한 영향을 줄 것으로 예상되는 중대사고(severe accident)에 대한 안전성 보장의 중요성을 국내뿐만 아니라 세계적으로 부각시키는 계기가 되었다. 중대사고시에는 원자로 내부 노심 손상 및 노심 용융과 함께 이를 통해 생성된 수소의 연소로 인해 원자로 용기는 고온, 고압 상태에 직면하여 파손될 가능성을 지니게 된다. 원자로 파손과 함께 고온 노심 용융물이 격납 건물로 누출되고, 이와 더불어 수소연소, 증기 폭발 등의 현상들이 함께 발생하게 되며, 이로 인하여 방사능 물질의 누출을 막아주는 최종 방어막인 격납건물의 건전성이 위협받을 상황에 직면할 가능성을 지니게 된다. 이에 따라 중대사고시의 격납건물 건전성 평가를 위해 경수로의 경우는 국내외적으로 중대사고 완화 및 현상 규명을 위한 지속적이고 다양한 실험해석과 수치해석적 분석이 수행되어 왔다.

한편 미국 원자력 규제 위원회(NRC; Nuclear Regulatory Commission)의 후원으로 SNL에서 개발된 CONTAIN 2.0 코드는 경수로 격납건물의 열수력적 현상 분석에 활용되고 있다. CONTAIN 2.0 코드는 격납건물이라는 거대하고 복잡한 경계조건의 분석을 위해 셀이라는 임의의 제어 체적으로 격납건물을 구분하여, 그 셀 내의 열수력학적 조건 등은 일정하다고 가정한다. 제어체적으로 구성된 공간을 유로(flow path)를 사용하여 상호 연결함으로써 각 셀 사이에서 물질에 대한 유동이 이루어지도록 모델링 되어 있다. 또한 셀 내에는 열전달 구조물인 노드를 포함하며, 내부 유동, 수소연소, 열/물질 전달, 에어로졸 거동, 핵분열 생성물 거동 등의 모든 기체들에 대해서는 이상 기체 상태 방정식이 사용되었고, 고압의 수증기에 대해서는 비-이상 기체 상태 방정식이 사용된다.

그러나 중수로(CANDU)의 경우에는 격납건물의 안전성을 보장하기 위한 평가방법 및 평가용 전산코드에 대한 개발과 실증실험 등이 경수로에 비해 미흡한 실정에 있다. 이에 본 연구에서는 현재 우리나라에서 운전되고 있는 중수로 격납건물의 열수력 및 수소거동 평가 코드를 개발하고자 1차년도에서는 CONTAIN 2.0 코드에 중수로 격납건물의 특징을 적용하여 그 적용 타당성에 대한 평가를 하였으며, 2차년도 연구에서는 격납건물 안전계통에 대한 모델의 신뢰성을 평가하였다. 이를 위하여 경수로와 중수로의 공학적 안전계통의 차이점을 분석하고자 CONTAIN 2.0 코드 내의 공학적 안전계통 모델과 중수로형 격납용기

설계 코드인 PRESCON 코드에 적용된 모델과의 차이점을 비교・분석하였다.

Ⅱ. 공학적 안전계통 모델 평가

1. 공학적 안전계통 모델의 차이점 분석

살수계통의 경우 CONTAIN 2.0 코드에서는 액적과 대기의 온도 및 압력의 함수로 이루어진 물성치로부터 계산된 무차원수를 이용하여, 대류 열전달 및 질량 유속에 의한 열전달을 고려하여 에너지 제거량을 계산한다. 또한 CONTAIN 2.0 코드의 경우 액적의 직경에 대한 상관식으로 이루어져 있으며, 계산시 이를 입력값으로 사용하고 있으므로 이 값에 따라 대기의 에너지 제거율이 크게 달라질 수 있다. 이는 액적 직경의 변화는 액적의 표면적에 영향을 주므로 열전달 면적을 크게 변화시키기 때문이다. 반면 PRESCON 코드에서는 살수계통의 중지조건을 입력값으로 넣을 수 있도록 설계되어 있으며, 사고초기의 급격한 온도 및 압력상승을 고려하여 최고 살수량에 대한 입력값을 따로 설정할 수 있도록 하고 있다. 따라서 살수계통의 작동시 격납건물 내 온도 및 압력의 최대값은 초기에 최고 살수량을 설정하는 PRESCON 계산값 보다 CONTAIN 2.0 코드 계산값이 더 높게 나올 것으로 예상된다. 또한 PRESCON 코드의 경우 살수 중지압력 설정치를 가지고 있어서 격납건물 내 압력값이 중지압력 설정치 부근에서 점근적인 성격을 가지게 될 것으로 예상된다.

공기냉각기계통의 경우 CONTAIN 2.0 코드는 주로 설계값을 이용한 계산식에 의존하는 반면, PRESCON 코드의 경우 실험치를 바탕으로 한 수정계수를 사용한다. 두 코드 내에 모델된 공기냉각기계통의 열전달계수를 계산해 보면 CONTAIN 2.0 코드의 경우 804.158, PRESCON 코드의 경우 367.87정도로서 약 2배의 차이를 보이고 있다. 이 또한 전체적인 에너지 제거율에 큰 영향을 줄 수 있을 것으로 예상된다.

2. 공학적 안전계통 평가

2.1 해석 모델

<u>격납건물의 셀 모델링</u>

중수로형(CANDU형) 원전에서 중대사고 발생시 격납건물 건전성을 평가하기 위해 앞서 수행한 분석을 토대로 하여 공학적 안전계통에 대한 모델을 CONTAIN 2.0 전산코드 및 PRESCON 전산코드에 적용하고자 하였다. 이를 위해서 적절한 해석 모델을 선정하고 이 해석모델에 대하여 격납건물에 대한 셀 및 유로의 모델링이 선행되어야 한다.

그러나 본 연구에서는 격납용기 열수력 및 수소거동에 직접적으로 영향을 미치는 공학적 안전계통인 살수 계통과 공기냉각기계통의 영향만을 고찰하기 위해 격납건물을 1셀로 단순화하여 사고시 공학적 안전계통이 격납건물의 열수력 및 수소거동에 미치는 영향을 살펴보고자 하였다. 이를

위해 월성 2, 3, 4호기의 격납건물 내에 위치해 있는 설비들을 제외한 총 48,000m^3 의 체적을 1개의 셀로 모사하였다.

사고 추이

대상 사고로 비상노심냉각수 주입 고장을 동반한 대형파단 사고 중 1차 계통의 원자로 출구모관에 위치한 5개의 원자로 출구자관과 증기발생기의 입구를 연결시켜주는 원자로출구 모관(ROH; Reactor Outlet Header)의 100% 파단사고를 선정하였다.

사고 전개 과정을 살펴보면 처음에 1차 계통에서 대형 파단이 발생하고 파단 부위를 통해 냉각재가 유출되면서 격납건물로 질량과 에너지가 방출되어 1차 냉각재계통의 압력이 감소함에 따라, 냉각재계통 저압 설정치에 의해 비상노심냉각계통 작동이 개시되는 신호가 발생하게 되지만, 비상노심냉각수 주입은 작동되지 않는다고 가정하였다. 냉각재계통 저압 설정치에 의해 파단회로와 비파단회로를 격리시키는 회로격리 신호가 작동하면, 파단회로와 비파단회로는 격리되며 파단회로의 재고량은 보충수가 없기 때문에 계속하여 감소하게 되어 핵연료의 온도는 지속적으로 상승하게 된다. 붕괴열로 인해 가열되는 핵연료를 적절하게 냉각하지 못함에 따라 핵연료로부터 핵분열생성물의 누출이 시작된다. 한편 핵연료관에서는 지르칼로이와 증기와의 산화반응으로 인하여 열과 수소를 발생시키면서 격납건물 대기로 수소가 방출되기 시작한다. 이 후 감속재의 냉각기능으로 인해 핵연료로부터 전달되는 열이 제거됨에 따라 정상상태에 이르게 된다.

방출선원(source)

방출되는 선원은 그림 1과 같이 100% 원자로 출구헤더 파단시 방출되는 엔탈피 및 질량유량을 적용하였다.

격납건물 초기조건

격납건물 대기는 언제나 부압(negative pressure)을 유지하여야 하기 때문에 주위 대기와 격납건물 대기 간의 압력차는 일반적으로 -0.62 kPa(d)로 유지된다. 그러나 열수력학적 거동 평가나 수소 농도에 대한 분석시에 보수적으로 대기압이라 가정하였다. 격납건물 내 초기 온도는 정상상태시 격납건물 내부는 27.7 ℃～40.5 ℃ (82 °F～105 °F)의 분포를 가지나 보수적으로 40.5 ℃로 가정하였다. 이외에 격납건물 대기의 몰 분율 구성은 N_2 = 0.7432, O_2 = 0.1975, H_2O (vapor) = 0.0593로 가정하였다.

2.2 평가결과

열수력적 특성분석

공학적 안전계통의 모델특성을 분석하기 위하여, 다음과 같이 액적의 직경을 코드에서 제공하는 기본값으로 두고 살수계통과 공기냉각기 계통의 작동/비작동(ON/OFF)시 영향과

액적의 직경변화시 영향을 평가하였다.

모델 A. D=0.0001 (기본값)
- 살수계통 On/공기냉각기계통 Off
- 살수계통 Off/공기냉각기계통 On
- 살수계통 Off/공기냉각기계통 Off

모델 B. D=0.00008 (표면적이 60%로 감소)
- 살수계통 On/공기냉각기계통 Off

모델 C. D=0.00012 (표면적이 140%로 증가)
- 살수계통 On/공기냉각기계통 Off

여기서 액적 직경에 대한 민감도 분석은 면적이 약 60%로 감소하도록 직경을 80%감소시키고, 표면적이 약 140%로 증가하도록 직경을 120% 증가시켜 계산을 수행하였으며, 액적의 직경이 기본값으로 설정된 살수계통 On/공기냉각기계통 Off 상태의 결과와 비교하였다.

그림 2와 3은 액적의 직경이 기본값 (D=0.0001)이고 살수계통 및 공기냉각기계통이 각각 운전/정지(On/Off)인 경우 격납용기 내 압력 및 온도변화에 대하여 CONTAIN 2.0 코드와 PRESCON 코드의 계산결과를 나타내고 있다. 앞서 분석한 결과에 의하면 PRESCON의 경우 격납용기의 온도 및 압력이 급격하게 상승하는 사고초기에 최고 살수유량의 값을 따로 설정하고 있어서 CONTAIN 2.0의 최대값이 PRESCON의 최대값 보다 더 크게 나올 것으로 예상하였으나 코드 계산 결과 그래프를 살펴보면 온도, 압력에서 모두 크게 차이를 보이지 않았다. 한편 PRESCON의 계산결과는 200초 이후 구간에서 섭동(Fluctuation)을 나타내는데, 이는 PRESCON의 살수계통 작동신호인 압력 신호값이 ON과 OFF값을 가지기 때문에 발생되는 것으로 OFF신호값 근처에서 점근적인 성격을 띠는 것을 보여주고 있다.

그림 4는 액적의 직경이 기본값 (D=0.0001)이고 살수계통 및 공기냉각기계통 모두가 정지(Off)인 경우 격납용기 내 압력 및 온도변화에 대하여 CONTAIN 2.0 코드와 PRESCON 코드의 계산결과를 나타내고 있다. 이 경우에는 두 코드의 계산 결과가 크게 차이가 났는데, 이것은 공학적 안전계통의 열제거 영향이 전혀 없는 상태에서 두 코드 간의 열구조물(heat structure)에 대한 모델설정의 차이에서 오는 영향으로 판단된다.

그림 5와 6은 액적의 직경에 대한 민감도 분석계산 결과이다. 액적 직경의 변화로 인해 액적의 표면적이 변화되어 코드계산 결과에 영향을 줄 것으로 예상하였으나 계산결과는 영향이 거의 없는 것으로 나타났다. 이는 살수계통 모델에서 액적의 직경이 전체 열전달 계수에 약 0.25승에 해당하는 값으로 작용하여 크게 영향을 미치지 않는 것으로 평가되었다.

따라서 두 코드의 공학적 안전계통 모델의 차이는 각 코드 계산결과에 크게 영향을 주지 않는 것으로 판단되어, 중수로형 격납건물 안전해석시 CONTAIN 2.0 코드의 공학적 안전계통 모델을 적용한 계산결과는 신뢰성이 있는 것으로 평가되었다.

수소 엔탈피 특성분석

수소엔탈피의 특성분석을 위해 필요한 수소 방출량에 대한 충분한 자료가 없어 그림 7 및 8의 증기혼합물 방출유량 및 엔탈피에 대해 (i) 방출되는 수소의 엔탈피가 방출되는 증기 혼합물의 엔탈피와 같을 경우, (ii) 방출될 때의 온도가 같을 경우, (iii) 증기 혼합물에 대한 엔탈피의 평균적인 값을 적용할 경우 등 3가지의 경우로 나누어 수소엔탈피가 열수력 및 수소거동에 미치는 영향에 대한 민감도 분석을 하였다.

압력 및 온도의 비교 평가를 위해 그림 9와 같이 29-셀 모델링에서 가장 많은 체적을 가지고 있는 셀 24, 사고 발생 지점으로 가장 높은 값을 나타내는 셀 15에서 평가하였다. 수소 농도 평가시에는, 그림 10과 같이 40-셀 모델링에서 가장 많은 체적을 가지고 있는 셀 33, 사고 발생 지점으로 가장 높은 농도가 나타나는 셀 19에서 수소의 엔탈피가 주는 영향을 살펴보았다. 그림 11~16에 나타난 바와 같이 수소의 엔탈피가 압력, 온도 및 수소 농도 변화의 전체적인 경향에 미치는 영향은 그리 크지 않은 것으로 분석되었다.

Ⅲ. 결 론

가동중 중수로의 안전성 확보를 위하여 중수로형 격납건물의 열수력적 거동을 모사할 수 있는 개선된 코드를 개발하고자 공학적안전설비 모델에 대한 신뢰성 평가를 수행하였다. 이를 위하여 평가결과를 중수로형 격납용기 설계코드인 PRESCON-2의 공학적안전설비 모델과 비교・평가하였다. 격납용기 열수력 거동에 가장 큰 영향을 미치는 공학적 안전계통의 영향을 CONTAIN 2.0코드 및 PRESCON 코드로 평가하였다. 평가결과 다음과 같은 결과를 얻었다.

1. 두 코드의 공학적 안전계통 모델에 대한 평가결과 온도, 압력 모두 크게 차이가 없었다. 그러나 살수계통 및 공기냉각기 모두가 작동하지 않을 시 두 코드계산 결과가 차이가 나는 데, 이는 두 코드 간 열구조(heat structure) 모델의 차이로 이에 대한 추가 민감도 분석이 요구된다.
2. 따라서 중수로형 격납건물 열수력 및 수소거동 평가시 CONTAIN 2.0 코드의 공학적 안전계통모델을 적용하여도 신뢰성이 있는 것으로 확인되었다.

참고문헌

[1] "Code Manual for CONTAIN 2.0: A Computer Code for Nuclear Reactor Containment Analysis," Prepared for U. S. NRC by SNL, June 30, 1997.

[2] "PRESCON2 Ver-0.600 User's manual," TTR-219, Volume 3, AECL CANDU, Sep. 1990.

[3] "Convective Heat and mass transfer," Second edition., Key/Crawford.

[1] "월성 원자력 2, 3, 4 호기 최종 안전성 분석 보고서," 한국전력공사.

[2] M. S. Quraishi & T. Nguyen, "PRESCON2 VER-0.600 PROGRAM DESCRIPTION," AECL CANDU, September 1990.

[3] "Code Manual for CONTAIN 2.0: A Computer Code for Nuclear Reactor Containment Analysis," Prepared for U. S. NRC by SNL, June 30, 1997.

[4] D. A. Meneley, C. Blahnik, J. T. Rogers, V. G. Snell and S. Nijhawan, "Coolability of Severely Degraded CNADU Cores," AECL-11110, January 1996.

[5] "A Phenomenological Evaluation Summary on Steam Explosions for Wolsong Reactor Design," Fauske & Associates, FAI/96-52, June 1996.

[6] K. D. Bergeron, D. C. Williams, P. E. Rexroth, and J. L. Tills, "Integrated Severe Accident Containment Analysis with the CONTAIN Computer Code," NUREG/CR-4343, SAND85-1639, Sandia National Laboratories, Albuquerque, NM, December 1985.

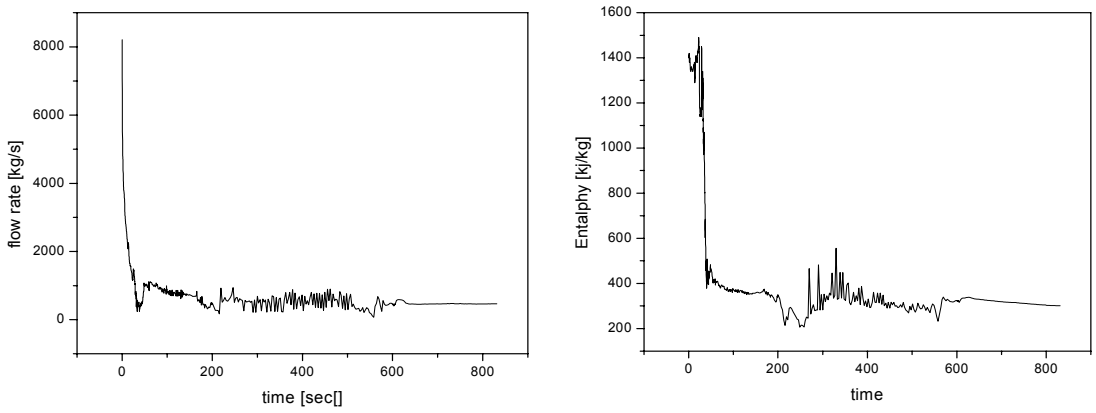

그림 1 대상사고의 Mass Flow Rate 및 Enthalpy

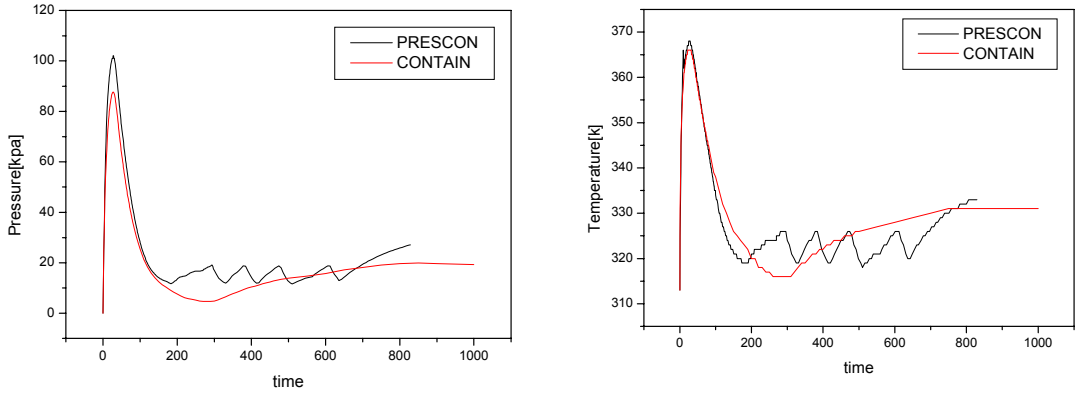

그림 2 CONTAIN 2.0 및 PRESCON코드의 살수계통On/공기냉각기계통Off 계산결과

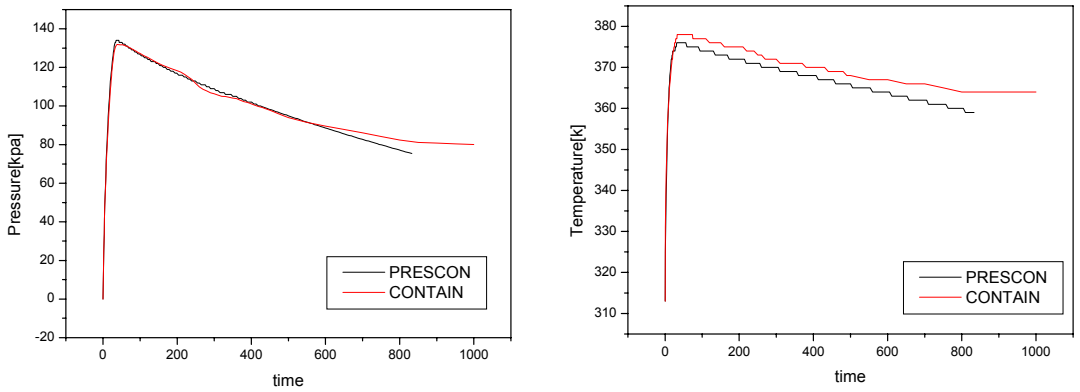

그림 3 CONTAIN 2.0 및 PRESCON코드의 살수계통Off/공기냉각기계통On 계산결과

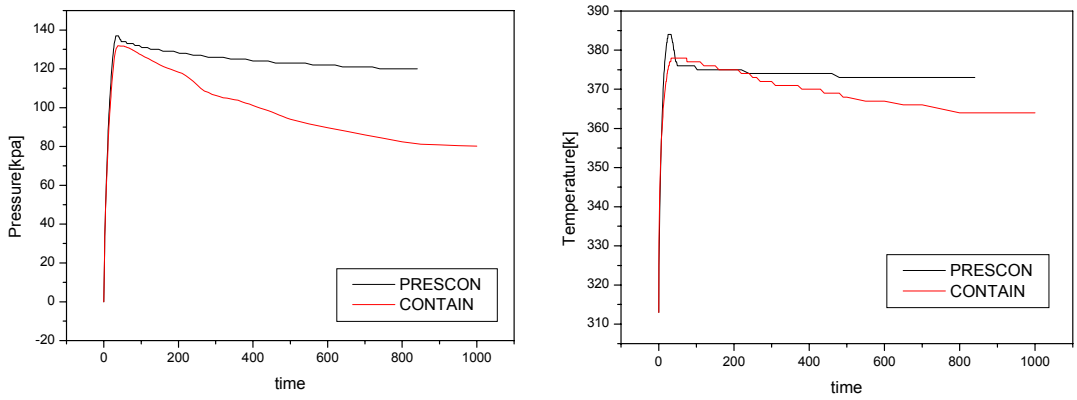

그림 4 CONTAIN 2.0 및 PRESCON코드의 살수계통Off/공기냉각기계통Off 계산결과

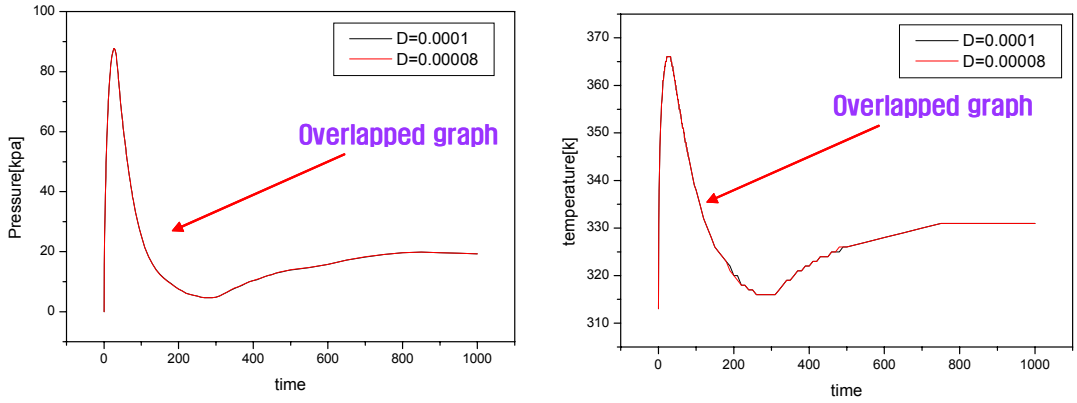

그림 5 CONTAIN 2.0 코드 D=0.0008일때의 압력 및 온도 계산 결과(D=0.001경우와 비교)

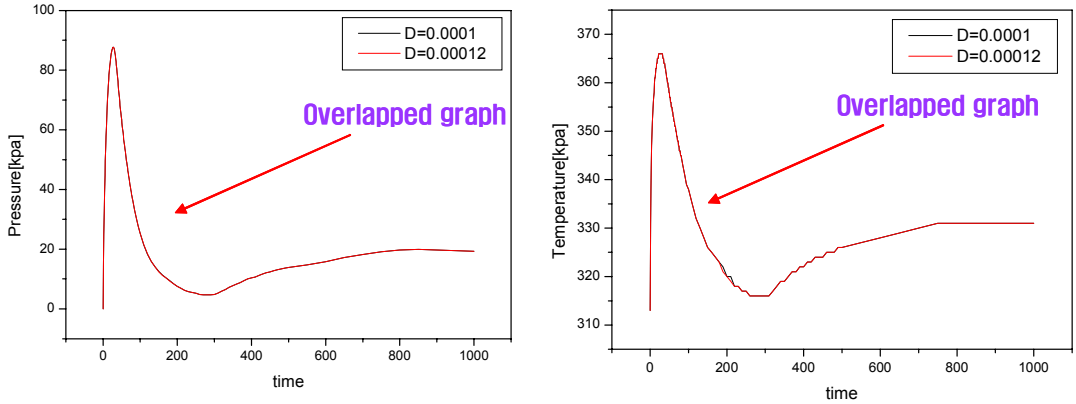

그림 6 CONTAIN 2.0 코드 D=0.0012일때의 압력 및 온도 계산 결과(D=0.001경우와 비교)

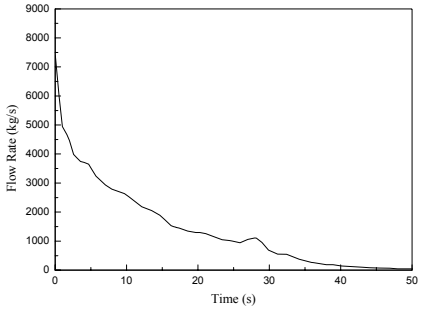

그림 7 격납건물 내부로의 증기혼합물 방출유량

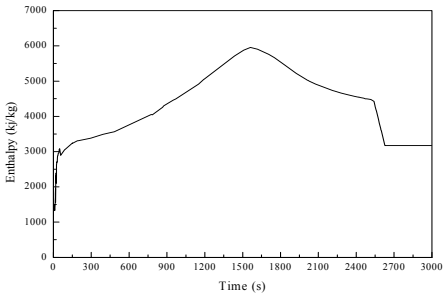

그림 8 격납건물 내부로의 증기혼합물 방출엔탈피

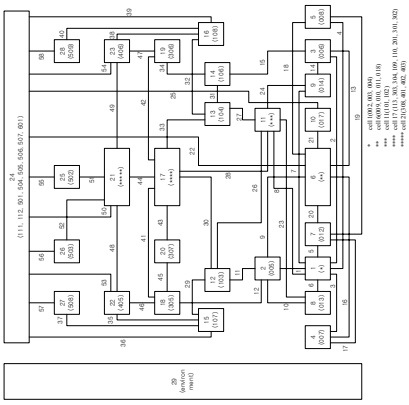

그림 2.7 CANDU 격납건물에 대한 29-셀 모델링

그림 9 CANDU 격납건물 29-셀 모델링

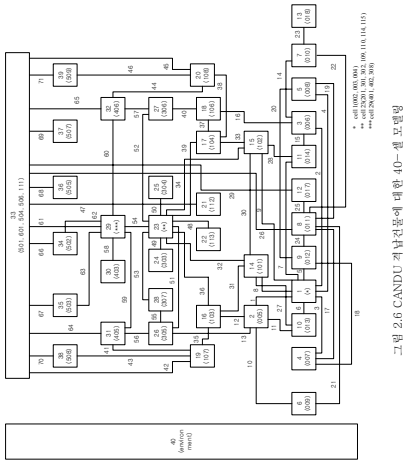

그림 2.6 CANDU 격납건물에 대한 40-셀 모델링

그림 10 CANDU 격납건물 40-셀 모델링

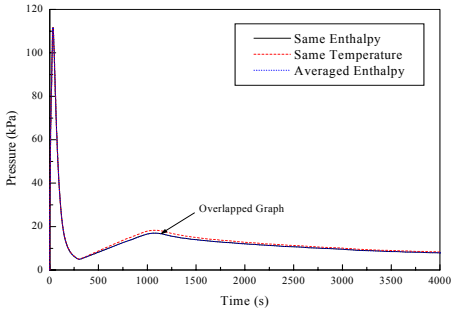

그림 11 핵연료교환기실에서의 압력 변화

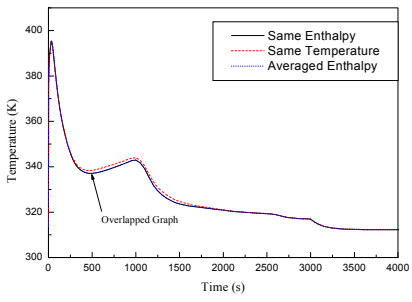

그림 12 핵연료교환기실에서의 온도 변화

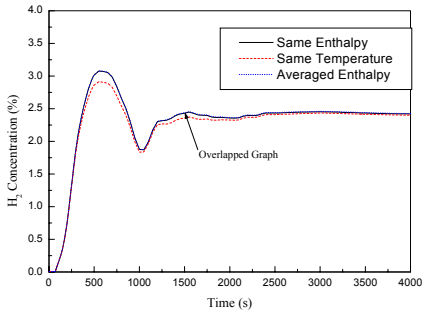

그림 13 핵연료교환기실에서의 수소농도 변화

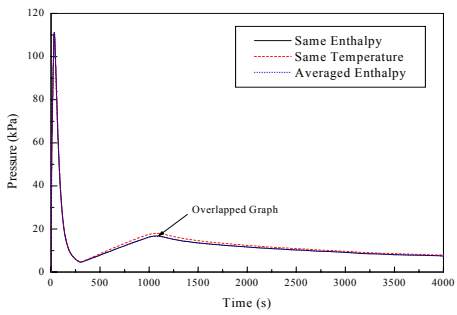

그림 14 증기발생기실에서의 압력 변화

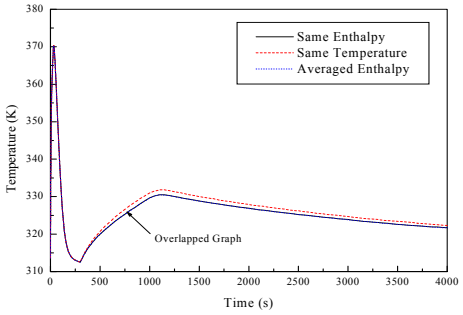

그림 15 증기발생기실에서의 온도 변화

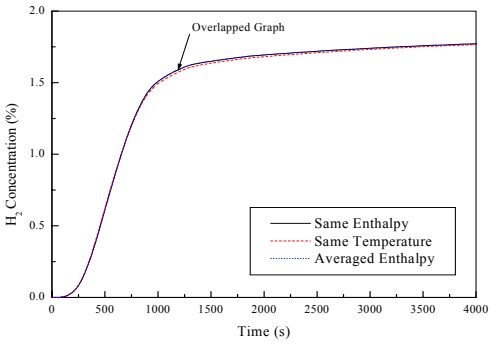

그림 16 증기발생기실에서의 수소농도 변화