2003 춘계학술발표회 논문집
한국원자력학회

중수로 격납건물의 열수력 및 수소 거동모사를 위한 CONTAIN코드의 적용성 평가

Assessment of CONTAIN 2.0 Code Applicability for Simulation of Thermal-Hydraulic and Hydrogen Behaviors in A CANDU Containment

김종선*, 전규동*, 정용미**, 서경우**, 김무환**, 최용석***, 김만웅***

* 한양대학교, 서울시 성동구 행당동 17번지
** 포항공과대학교, 경북 포항시 남구 효자동 산31번지
*** 한국원자력안전기술원, 대전광역시 유성구 구성동 19번지

요 약

본 연구에서는 경수로 계통의 안전해석 시 원자로 격납건물내 열수력적 현상을 분석하는 전산해석 코드인 CONTAIN 2.0 코드를 중수로 격납건물 내부의 열수력적 현상 및 수소거동에 대한 적절한 모사가 가능한지 확인하고, 그 적용 가능성을 검토하고자 하였다. 이를 위하여 월성 2, 3, 4호기 격납용기를 대상으로 100% 비상노심냉각수 주입 고장을 동반한 대형 냉각재상실사고(LBLOCA; Large Break Loss of Coolant Accident)에 대하여 평가하였으며, 그 결과를 최종안전성분석보고서 (FSAR: Final Safety Analysis Reports)의 PRESCON 해석결과와 비교하였다. 비교 결과, 격납용기내 첨두 압력과 최고 온도 값이 사고 전반에 걸쳐 PRESCON 값에 비하여 CONTAIN 해석결과가 과대평가 되는 것으로 나타났다. 또한 수소 농도 예측치는 전 구간에서 걸쳐 과소평가 됨을 보여주었다. 이는 격납용기내 살수계통의 설계특성, 공기냉각기의 성능차이 등 경수로와 중수로간 계통상의 차이점과 수소화 물성치의 차이로부터 기인한 것으로 보여진다. 평가결과 CONTAIN 2.0 코드는 사고시 중수로 격납건물내 열유동 및 수소농도분포 등 전반적인 경향을 적절히 모사하고 있어, CONTAIN 코드내 중수로 계통 및 기기특성 모델을 보완한다면 적용 가능한 것으로 판단된다.

ABSTRACT

The CONTAIN 2.0 is used to simulate the thermal-hydraulic phenomena and hydrogen concentration during the accident in PWRs. In this study, it has performed to study the applicability of CONTAIN 2.0 code for a CANDU containment through appling for characteristics of the PHWRs to CONTAIN 2.0 code and so

simulating the thermal-hydraulic phenomena and H_2 concentration during the severe accident in a CANDU containment. It has been carried out the analysis of the phenomenon inside the containment during LBLOCA (Large Break Loss of Coolant Accident) without ECCS (Emergency Core Cooling System) injection on the basis of the information of Wolsong units, 2/3/4 in FSAR (Final Safety Analysis Report). At the calculated results of CONTAIN 2.0 code, during the early accident period, the pressure and temperature is over-predicted but during in the late accident under- predicted . The hydrogen concentration is continuously under-predicted. The first reason of these trend is supposed to be the difference of the operating process of the spray system, and heat and energy removal rate. The second reason of these trend is done to be the difference of considering of the generating hydrogen source. But, in general, the result of FSAR and CONTAIN 2.0 code is concluded to show similar trend.

1. 서론

원자력 발전소의 격납건물은 원자로의 설계기준을 넘어서는 중대사고시 원자로 노심으로부터 방출된 방사능 물질이 외부 환경으로 누출되는 것을 막아주는 최후의 방벽으로서, 이의 건전성(integrity)을 확보하는 것은 매우 중요한 일이다. 따라서 우리 나라에서 가용중인 다양한 형태(PWR/PHWR)의 원자로 격납건물에 대한 안전성을 보장하기 위해 격납건물에 대한 건전성의 평가기준을 마련해야 하고, 이를 위해서는 중대사고시 격납건물의 열수력 및 수소 거동에 대한 평가가 필수적이다.

중수로는 국내외적으로 중대사고시 격납건물의 건전성 평가를 위한 종합적인 기준과 이를 위한 격납건물 내부의 열유동현상의 분석을 통한 사고 분석 방법의 확립이 미흡하다. 특히 중수로형 원자로(CANDU)는 CANDU형 설계의 고유특성 때문에 중대사고를 1차 계통의 냉각수에 의해 핵연료로부터의 열이 제거되지 않는 사고로 정의한다. 경수로에서는 이와 같은 사고가 보통 핵연료 용융을 초래하나 CANDU형 원자로에서는 1차 냉각계통의 냉각수 및 비상 냉각수가 상실되더라도 곧바로 핵연료 용융을 초래하지 않고 CANDU형 설계의 고유특성 때문에 여러 다양한 형태의 핵연료 손상을 보여준다. 이와 같은 이유는 비상냉각수가 상실되더라도 감속재가 열침원의 역할을 수행할 수 있고, 또 이 감속재가 상실되더라도 종단차폐체에 포함되어 있는 대량의 물이 냉각수 역할을 할 수 있기 때문이다. 따라서 이와 같은 중수로의 다중 가상사고(Multiple accident)시 격납용기 내 열수력학적 및 방사선학적인 현상의 고찰 및 평가에 대한 필요성이 제기된다.

중수로형 격납건물의 건전성 확보를 위해서 중수로에 적합한 모델을 포함하고 있는 전산코드를 개발하고, 이를 이용한 종합적인 사고기준의 확립이 필요하다. 이에 본 연구에서는 경수로에 적용하여 충분한 모델검증 및 실증실험이 이루어진 CONTAIN2.0 코드에 중수로에 적용, 중수로형 중대사고 추이를 모사하여, 월성 2, 3, 4호기 FSAR과 비교 분석하였다.

2. 중수로형(CANDU) 격납건물 및 CONTAIN 2.0 코드

2.1 중수로형(CANDU) 격납건물의 특성 고찰

중수로형(CANDU) 격납건물 계통은 원자로의 가상사고시 발전소 제한구역밖의 주민의 피폭선량이 AECB(Atomic Energy of Canada Limited)에서 설정한 제한치 이하임을 보장하기 위해 설치되었다.

격납건물 내부는 크게 격납건물 외벽, 에너지 억제계통, 격납건물 대기제어계통, 및 격납건물 총 누설감시계통의 4가지 계통으로 구성되어 있다. 격납건물 외벽은 벽체에 부착되는 부착물의 수를 최소화하여 잠재적인 누출원을 줄일 수 있도록 내부 구조물과 구조적으로 분리되어 있으며, 고장력 콘크리트 건물이다.

에너지억제계통과 격납건물 대기제어계통은 격납건물 열수력 및 수소거동 평가에 중요한 인자인 온도, 압력, 수소농도 거동과 관련된 안전역할을 수행하는 계통이다.

에너지 억제계통은 격납건물 내부의 온도나 압력의 급상승을 억제하며, 물질의 농도 제거 역할을 하는 살수계통과 정상운전 조건에서는 공기유량을 조절하고 사고 발생시에는 온도와 압력의 상승을 억제하며 물질의 농도 제거 역할을 돕는 공기 냉각기가 있다. 살수계통은 격납건물의 상부 돔과 하부 돔 사이에 위치하며, 살수장치는 총 6개의 서로 독립적인 구성을 이루며, 4개의 장치만으로도 설계 안전여유도를 만족하도록 설계되어있다. 중수로의 살수계통은 경수로와는 달리 격납건물 압력이 14 kPa을 초과하면 자동으로 작동되며, 격납건물 압력이 7 kPa 이하로 떨어지면 자동으로 중지된다. 지역 공기냉각기는 살수계통의 압력억제 기능을 보완하여, 사고발생 후 격납건물 압력을 대기압으로 낮추기 위해 계속 운전된다. 고용량 및 중간용량의 공기냉각기 설치 위치는 핵연료교환기실과 증기발생기실 이다.

격납건물 대기제어계통을 구성하고 있는 44개 수소점화기가 격납건물내 핵연료교환기실, 증기발생기실 등 사고발생 후 가장 높은 수소농도를 함유할 것으로 예상되는 지역에 설치된다.

총 누설감시계통은 갑자기 발생하는 규모가 큰 격납건물의 파손을 감지하는 역할을 수행한다.

원자로의 격납용기는 평상시에는 외부 사건에 의한 격납용기의 계통 및 기기를 보호하고, 사고발생시에는 방사성 물질의 환경으로의 방출을 최소화하는 최종 방벽으로서의 역할을 수행한다. 검토된 격납용기 계통의 역할에는 중수로, 경수로간에 큰 차이는 없고, 다만 격납용기 계통내에서 각 계통의 작동 방식 및 설계시 용량등의 차이가 있다.

2.2 CONTAIN 2.0 코드

2.2.1 CONTAIN 2.0 코드의 특성

CONTAIN 2.0 Code는 크게 자신의 셀에 대한 계산만을 하는 cell-level 모델과 각 셀들이 서로서로 연관을 갖는 부분을 연관시켜 계산하는 global-level 모델로 구성되어 있다. 이 중에서 가장 중요한 global 과정은 유체의 내부 유동에 대한 계산으로써, 음함수(implicit)법을 사용하여 각 시스템의 시간구간에서 계산되어진다. 유로의 모델링은 셀 사이에서의 구조물을 통한 열전도와 함께 셀 간의 상호정보교환(cell communication)을 이루도록 함으로써 거대하고 복잡한 경계조건에 대해 유동성을 가지게 하였다. 또한 CONTAIN 2.0 Code에서 사용되는 물질들의 물성치(비열, 엔탈피, 열전도도, 점성, 확산계수, 밀도 등)들은 함수로 사용되었다. 고압의 수증기를 제외한 모든 기체들에 대해서는 이상 기체 상태 방정식이 사용되었고, 고압의 수증기에 대해서는 비-이상 기체 상태 방정식이 사용되었다.

2.2.2 CONTAIN 2.0 코드내의 공학적 안전계통 모델

CONTAIN 코드는 경수로의 3가지 주요 공학적 안전계통(ESF : Engineered Safety Feature)인 격납건물 살수 계통(spray), 송풍 냉각 계통(fan cooler), 얼음 응축기(ice condenser) 등을 모델링하고 있다.

1) 살수 계통

살수 계통은 격납건물 내부의 대기에 균일하게 살수함으로써 액적(droplet)과 대기간의 열전달 및 물질전달을 통해 격납건물 내부에서 온도와 압력의 감소 및 핵분열 생성물과 같은 미세입자의 농도 감소에 영향을 준다.

수집효율에 영향을 미치는 5가지의 수집 방법을 살펴보면 다음과 같다.

수집 방법	설 명	E_n
방해 (Interception)	대기 중에 있는 입자의 표면이 살수계통에서 떨어지는 액적 표면과의 접촉으로 인해 발생하는 현상으로, 설령 입자 질량의 중심이 액적과 교차하지 않는 궤도상에 위치해 있더라도 고려하게 된다. 이 현상은 Reynold number에 따라 영향을 받는다.	E_1
관성 충돌 (Inertial impaction)	관성을 가진 입자 질량의 중심 궤도가 액적 주위의 유동 유선(flow streamlines)을 가로지를 경우 관성에 의해 액적의 표면과 교차하는 현상을 말한다. 이 현상은 Stokes number에 따라 영향을 받는다.	E_2
브라운 확산 (Brownian diffusion)	입자가 액적 주위의 유동 경계층을 가로질러 흐를 때 입자들의 분자 충격으로 인해 생기는 현상이다. 이 현상은 Reynold number와 입자의 Schmidt number에 영향을 받는다.	E_3
Thermophoresis	액적이 응축하거나 증발할 때 액적 표면으로부터의 농도 구배나 증기유동에 대한 입자의 반응으로 인해 발생하는 현상이다. 이 현상은 Prandtl number에 영향을 받는다.	E_4
Diffusiophoresis	서로 다른 분자의 충돌 효과로 인해 온도 구배가 내려가면서 입자의 이동으로 인해 생기는 현상을 말한다. 이 현상은 Schmidt number에 영향을 받는다.	E_5

위와 같은 가정하에 계산된 수집효율 $E(=E1+E2+E3+E4+E5)$를 액적이 떨어지는 높이 H로 적분하면, 최종적으로 살수 계통에 의한 물질의 농도 제거율 $\mathcal{R}$은 다음과 같다.

$$\mathcal{R} = \frac{1}{4}\ \dot{n}_d \int_H^0 A_d E\ dH$$

여기서, $\dot{n}_d$: 대기의 단위 체적당 number density rate

A_d : 액적의 표면적

2) 송풍 냉각 계통

송풍 냉각 계통은 비-비상(non-emergency)시에도 격납건물 내부의 냉각을 수행하는 안전계통으로, 사고시에는 살수 계통과 함께 온도, 압력의 감소 및 물질의 농도 감소 역할을 하게 된다. 냉각 코일을 따라 냉각수가 흐르면서 대기의 온도를 낮춰준다..

살수 계통이 5가지 수집방법에 따라 수집효율이 결정되는 것에 비해, 송풍 냉각 계통으로 인한 물질의 농

도 제거율은 다른 4가지 수집방법보다 diffusiophoresis 현상에 의한 물질의 농도 제거가 지배적으로 작용한다.

2.3 중수로형 격납건물 계통고찰에 의한 CONTAIN 2.0의 적용성 검토

중수로형 격납건물 계통의 역할을 살펴보면 중수로의 설계특성에 따른 각 계통의 작동 방식 및 계통의 설치 위치, 그리고 설계시 계산 방법의 차이에 따른 설계용량 등의 차이를 제외하고는 중수로와 경수로간의 큰 차이가 없어 CONTAIN 2.0 코드에서 적용하고 있는 공학적 안전 모델을 중수로에 적용하는데 논리적인 이의가 없다고 판단된다.

3. CONTAIN 2.0의 적용

3.1 셀 모델링

중수로형 격납건물(월성 2, 3, 4 호기)의 설계도면을 참고로 열수력학적 거동을 해석할 시에는 29-셀, 58 유로 모델링을 하였고, 수소 농도에 대한 해석시에는 40-셀, 71 유로 모델링을 하였다. 열침원으로 작용하는 격납건물 내부의 벽체는 격실을 둘러싸고 있는 벽체 및 천장과 바닥의 콘크리트를 고려하였다. 사고 해석시 필요한 초기 조건 및 자료는 월성 2, 3, 4 호기 최종 안전성 분석 보고서(FSAR; Final Safety Analysis Report)를 바탕으로 적용하였다.

3.2 대상사고 선정

월성 2, 3, 4 호기의 FSAR에 "비상노심냉각수 주입 고장을 동반한 대형파단-100% 원자로출구모관(ROH; Reactor Outlet Header) 파단사고" 사고를 대상으로 하였다. 열수력학적인 거동과 수소 거동 분석을 위해서는 사고 발생시 냉각재와 핵연료와의 산화 반응으로 인한 수소 방출이 일어나는 심각한 사고를 고려해야 하는데, 일반적으로 안전계통이 가용한 경우의 대형 파단사고는 비상노심냉각수로 인해 냉각재와 핵연료와의 산화 반응이 잘 일어나지 않아 수소의 농도를 분석하는데는 적합치 않기 때문에, 단일고장을 동반한 대형 파단사고를 선정하였다.

먼저 간단히 사고전개과정을 살펴보면, 1차 계통에서 대형 파단이 발생하고 파단 부위를 통해 냉각재가 유출되면서 격납건물로 질량과 에너지가 방출된다. 1차 냉각재계통의 압력이 감소함에 따라, 냉각재계통 저압 설정치에 의해 비상노심냉각계통 작동이 개시되는 신호가 발생하게 되지만, 비상노심냉각수 주입은 작동되지 않는다. 냉각재계통 저압 설정치에 의해 격리신호에 따라 파단회로와 비파단회로는 격리 된다. 두 회로가 격리되어있기 때문에 비파단회로의 냉각은 비상노심냉각계통이 유용한 경우와 유사하다. 하지만, 파단회로의 재고량은 적절한 보충수가 없기 때문에 계속하여 유량은 감소하고 핵연료의 온도는 증가하게 된다. 붕괴열로 인해 가열되는 핵연료를 적절하게 냉각하지 못함으로 핵연료로부터 핵분열생성물의 누출이 시작되고, 지르칼로이 합금으로 된 핵연료관을 산화시킬 정도로 높게 온도가 증가한다. 지르칼로이와 증기와의 산화반응을 통하여 추가로 열과 수소를 발생시키면서 격납건물 대기로 수소가 방출되기 시작한다.

3.3 선원(Source)에 대한 민감도 분석

선원 모델링시 증기 혼합물과 수소의 방출량과 엔탈피에 대한 자료가 필요하다. 그러나 FSAR내에는 방

출되는 수소의 엔탈피에 대한 자료가 명시되지 않았다. 그래서, 먼저 수소 엔탈피에 대한 부분을 3가지의 경우로 가정하여 수소의 엔탈피가 전체적인 거동에 미치는 영향에 대한 민감도 분석을 수행 하였다.

첫 번째는, 방출되는 수소의 엔탈피가 방출되는 증기 혼합물의 엔탈피와 같다는 가정하에 계산하였다. 두 번째는 방출될 때의 온도가 같다고 가정하여 방출시의 일반적인 온도 400K에서 증기와 수소의 엔탈피 차이를 보상한 후 계산하였으며, 세 번째는 증기 혼합물에 대한 엔탈피의 평균적인 값을 취해서 계산하였다. 압력 및 온도의 비교 평가시에는, 29-셀 모델링에서 가장 많은 체적을 가지고 있는 셀 24, 사고 발생 지점으로 가장 높은 값을 나타내는 셀 15에서 평가하였다. 수소의 농도 평가시에는, 40-셀 모델링에서 가장 많은 체적을 가지고 있는 셀 33, 사고 발생 지점으로 가장 높은 농도가 나타나는 셀 19에서 수소의 엔탈피가 주는 영향을 살펴보았다. 하지만, 수소 엔탈피에 따른 압력, 온도 및 수소 농도 변화에 대해 살펴본 결과 전체적인 경향에 미치는 영향은 그리 크지 않은 것으로 분석되었다. 본 연구에서는 초기 수소방출량이 적고, 수소연소모델을 사용하지 않았으므로 사고이후 방출되는 수소가 없기 때문에 이러한 결과가 도출된 것으로 판단되며, 차후에 초기 수소방출량이 높거나 수소연소모델을 사용하는 경우에는 수소엔탈피의 영향이 클것으로 예상되므로 이는 상황에 따라 고려되어야 할 사항이다. 본 연구에서는 수소 민감도 분석 결과를 토대로, 격납건물 내부의 거동을 계산할 때에 파단 부위에서 방출되는 증기 혼합물과 수소의 온도가 같다고 가정하고 그에 따른 엔탈피 차이를 보상하여 적용하였다.

4. 중수로 격납건물 열수력평가

앞서 중수로형 격납건물의 고찰을 통해 경수로와 비교하여 열수력 및 수소의 거동에 차이를 보일것으로 예상되는 지역인 핵연료교환기실, 증기발생기실과 지하층에서 가장 넓은 체적을 차지하고 있는 지하실에서의 온도 및 압력의 경향을 비교분석하였다.

4.1 열수력학적 거동에 대한 비교분석

지하실

고저 93.90 m에서 고저 98.32 m 까지의 지하층에서 가장 넓은 체적을 차지하고 있는 지하실에서의 온도 및 압력의 경향을 살펴보면 사고 발생 초기에는 CONTAIN 2.0 코드와 FSAR의 첨두 값의 차이가 나타나고, 열 및 에너지 제거율이 FSAR에 비해 낮음을 알 수 있다. 하지만, 170 초 이후에 대기 내의 압력이 9 kPa 이하로 내려가면서 FSAR에서는 일정한 수준으로 지속되는 데에 비해 CONTAIN 2.0 코드에서는 더 낮은 값까지 내려가게 된다. 이는, FSAR에 모델링된 살수계통의 작동방식의 차이로 인해 나타나는 현상으로 중수로에서는 살수계통의 작동 압력설정치 및 중지 압력설정치가 있어서, 살수계통의 중지 압력설정치인 9 kPa 이하로 압력이 감소하면 살수계통의 밸브가 닫히면서, 더 이상 살수계통으로 인한 열 및 에너지 제거가 이루어지지 않지만, CONTAIN 2.0 코드에서는 살수계통의 작동 압력설정치만이 있기 때문에, 살수계통의 물이 고갈되기 전까지 꾸준하게 격납건물 내부의 열 및 에너지 제거를 하기 때문에 170 초부터 약 400 초까지는 FSAR에 명시된 값보다 압력 및 온도가 낮은 경향을 보이고 있다. 하지만, 그 이후에 압력이 높아짐에 따라 FSAR에 명시된 값에서는 살수계통이 재작동하는 것에 비해 CONTAIN 2.0 코드에서는 살수계통의 물이 고갈되었기 때문에, 약 2500 초까지는 FSAR의 값보다 온도 및 압력이 좀 더 증가하였다. 2500 초 이후에는 파단 부위를 통해 방출되는 방출 선원이 거의 없기 때문에 격납건물 대기 현상에 지배적인 영향을 주는 것은 공기냉각기의 열 및 에너지 제거율이다. 2500

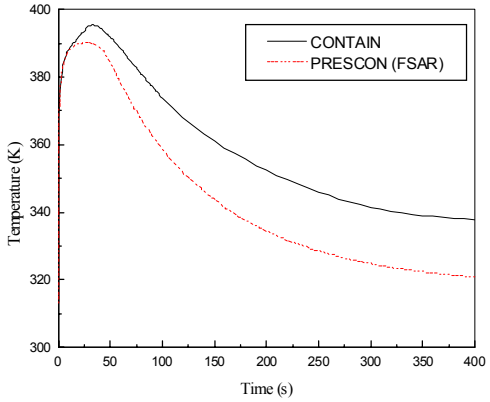

Fig.1 단기 구간동안 핵연료교환기실에서의 온도변화

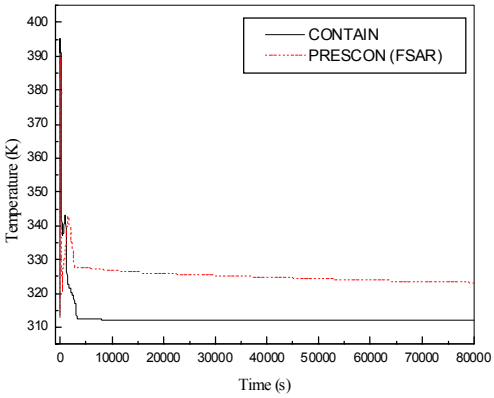

Fig.2 장기 구간동안 핵연료교환기실에서의 온도변화

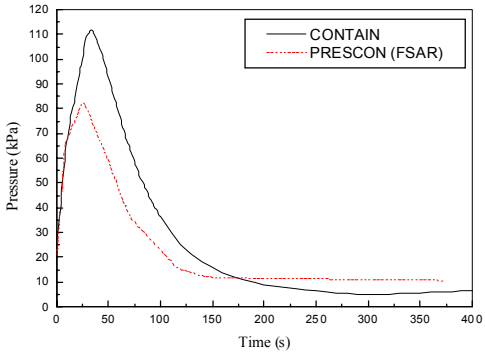

Fig.3 단기 구간동안 핵연료교환기실에서의 압력변화

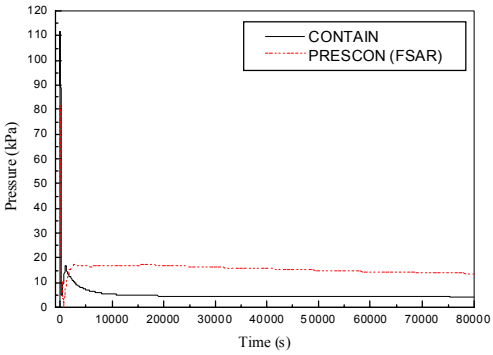

Fig.4 단기 구간동안 핵연료교환기실에서의 압력변화

초 이후 압력 및 온도가 FSAR에서 보다 CONTAIN 2.0 코드로 모사 하였을 때 더 많이 감소되는 것을 알 수 있다. 이는 CONTAIN 2.0 코드에서는 송풍냉각기에서 diffusiophoresis 현상으로 인해 고려한 에너지 제거율이 실험실에서의 시험을 바탕으로 송풍냉각기의 용량을 계산한 FSAR에 모델링된 값보다 더 높기 때문에 장기 구간으로 가면서 FSAR 값보다 전체적으로 2500초 이후의 온도 및 압력의 경향을 과소평가 하고 있다.

핵연료교환기실

사고 발생 지점으로 압력 및 온도에서 가장 높은 값을 보이는 핵연료교환기실에서도 전체적인 경향은 지하실에서의 압력 및 온도 거동과 유사한 경향을 보이고 있다. 하지만, 핵연료교환기실은 지하실에 비해 사고의 영향을 가장 많이 받는 부분이기 때문에 압력의 경우에는 빠르게 전파하는 특성으로 인해 단기구간에서의 압력 변화와 장기구간에서의 압력 변화를 비교해보면 지하실에서 변화하는 압력의 경향과 유사하게 나타나지만, 온도의 경우에는 지하실의 경우와는 다르게 약 2000 초까지 FSAR의 값보다 과대평가 되었다. 이는 사고 발생 지점에서 지속적으로 방출되는 증기 혼합물 및 수소의 영향을 가장 많이 받는 지점이기 때문에, 압력의 감소로 인해 받는 영향보다 방출 선원에 의한 열 및 에너지 선원이 더 많이 작용해서 전체적으로 FSAR에 비해 과대평가 되는 경향을 보이고 있다고 판단된다. 그 이후 3000 초 이상에서는 파단 부위를 통해 방출되는 선원들이 없기 때문에 지하실에서의 온도와 비슷한 수준까지 감소하

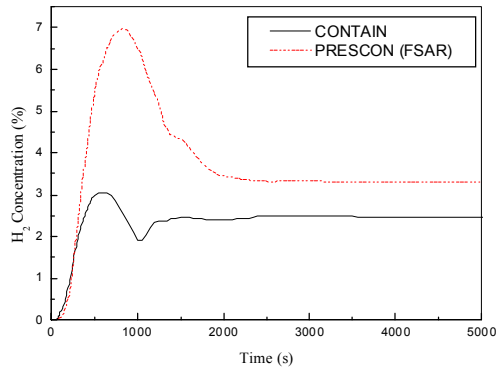

Fig.5 핵연료 교환기실에서의 수소농도 변화

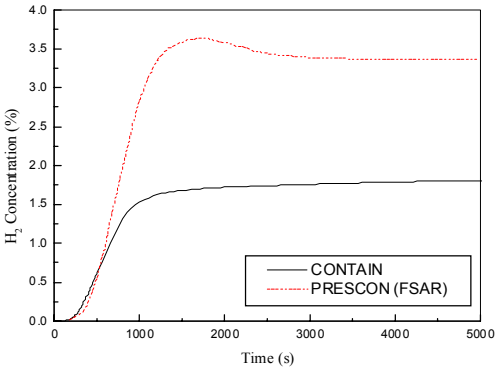

Fig.6 증기발생기실에서의 수소농도 변화

다가 지하실에서의 경향과 유사하게 진행되고 있음을 알 수 있다.

증기발생기실

300 초 이후에서부터 1000 초까지 CONTAIN 2.0 코드와 FSAR의 온도 차이가 지하실이나 핵연료교환기실보다 두드러진 것을 볼 수 있다. 이것은 증기발생기실은 살수계통이 위치한 셀로써, 살수계통에 의한 영향을 앞의 지하실이나 핵연료교환기실보다 많이 받는다는 것을 의미한다. 즉, 300 초 이후 CONTAIN 2.0 코드에서 모사한 살수계통은 물이 고갈되어 열 및 에너지 제거를 못하지만, FSAR에서는 격납건물 내의 압력이 중지 압력설정치 이하로 내려간 이후 작동하지 않다가 지속적으로 방출되는 방출 선원으로 인해 격납건물 내의 압력이 다시 증가하자 살수계통이 다시 작동되기 때문에 300 초 이후 살수계통의 작동여부에 따른 차이가 다른 어떤 셀보다 많이 나타남을 볼 수 있다. 하지만, 장기 구간으로 가면 지하실이나 핵연료교환기실에서와 마찬가지로 FSAR의 값에 비해 과소평가 되는 것을 볼 수 있다.

4.2 수소 농도 변화에 대한 비교분석

수소 농도 변화에 대한 분석시 FSAR의 값과 가장 큰 차이점은 전체적으로 과소평가 되고 있다는 점이다. CONTAIN 2.0 코드에서는 파단 부위를 통해 방출되는 수소만을 선원으로 고려한 것에 비해, FSAR에서는 지르칼로이-증기 반응 이외에 물 방사화, 격납건물내 금속의 부식, 냉각재 계통 및 감속재로부터의 탈기, 그리고 수소용기에 의해 방출되는 수소 선원등 다양한 수소 방출 경로를 고려하였기 때문에, CONTAIN은 FSAR에서보다 전체적으로 수소의 농도가 낮게 평가한 것으로 판단된다. 그러나 수소 농도의 차이를 제외하면 전체적인 경향은 유사하다고 판단된다.

4.3 전체적인 경향 분석

전체적인 경향의 관점에서 살펴보면, 관심있게 살펴본 각 지역(지하실, 증기발생기실, 핵연료교환기실)에서늬 온도, 압력, 수소거동의 경향이 각 지역마다의 특성에 따라 약간의 차이는 있었지만, 초기에는 CONTAIN 2.0코드의 결과가 FSAR에 명시된 값에 비해 과대평가되고, 장기구간에서는 과소평가 되는 경향을 가졌다. 초기구간의 차이의 경우는 살수계통의 작동방식의 차이가 지배적이고, 장기구간으로 갈수록 나타나는 차이는 공기냉각기계통의 설계용량의 차이가 지배적인 요인으로 요약될 수 있다. 하지만 전체적인 경향은 FSAR에 명시된 값과 유사한 경향을 나타내고 있다.

5. 결론

본 연구는 경수로의 열유동 현상에 대한 모사의 적절성이 입증된 CONTAIN2.0 Code에 중수로에서의 중대사고를 적용하여 중수로형 격납 건물 내부의 열수력 현상을 적절히 모사하는지 살펴 보고, CONTAIN2.0 Code의 중수로에의 적용 가능성을 살펴 보았다. 이에 다음과 같은 결과를 얻었다.

지하실, 증기발생기실, 핵연료 교환기실에서 모두 전체적으로 같은 경향을 보여주고 있다.

① 사고 발생초기에는 첨두 값의 차이가 나타나며 단기구간에서는 FSAR에 명시된 값에 비해 CONTAIN코드에서 온도 및 압력을 과대평가하고 있다.

② 중간구간에서는 FSAR의 경우 온도 및 압력의 경향이 일정하게 유지되는데 비해 CONTAIN은 더 감소하는 경향을 나타내는데 이는 살수계통의 작동방식에 의한 경향으로 판단된다.

③ 장기구간으로 갈수록 CONTAIN 코드는 과소평가하는 경향을 보이고 있는데 장기구간으로 갈수록 공기냉각기계통의 영향을 지배적으로 받게 되는데, CONTAIN의 경우 공기냉각기에서 diffusiophoresis 현상을 고려한 에너지 제거율이 실험값을 바탕으로 송풍냉각기의 용량을 계산한 FSAR의 값보다 더 높기 때문에 장기 구간으로 가면서 FSAR 값보다 전체적으로 2500초 이후의 온도 및 압력의 경향을 과소평가 하고 있는 것으로 판단된다.

④ 수소농도의 관점에서 또한 FSAR에 비해 전체적으로 수소의 농도를 낮게 평가하였으나 전체적인 경향은 유사하다.

전체적인 경향을 중심으로 CONTAIN 2.0의 결과와 FSAR의 결과를 살펴본 결과, 온도, 압력, 수소농도 세가지 인자 모두가 초기에는 중수로의 설계특성에 따른 약간의 차이를 보였지만 전체적인 경향은 FSAR의 결과와 유사한 경향을 띄었다. 특히 관심있게 살펴본 에너지 억제계통에서 살수계통과 공기냉각기계통의 설계차이에 대한 개선을 통한다면 CONTAIN 2.0의 중수로에의 적용은 충분히 타당성을 가질 것으로 판단된다.

6. 참고문헌

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

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

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

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

[5] 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.

[6] N. A. Fuchs, *The Mechanics of Aerosols*, Pergamon Press, 1964.

[7] R. B. Bird, W. E. Stewart, and E. N. Lightfoot, *Transport Phenomena*, John Wiley and Sons, New York, NY, 1960.

[8] W. E. Ranz and W. R. Marshall, "Evaporation from Drops," *Chemical Engineering Progress*, Vol. 48, No. 3, April 1952.

[9] R. O. Wooten and P. Cybulskis, "MARCH 2 (Meltdown Accident Response Characteristics), Code Description and User's Manual," NUREG/CR-3988, BMI- 2115, Battelle Columbus Laboratories, Columbus, OH, 1983.

[10] "Design and Testing of Fan Cooler Filter Systems for Nuclear Applications," American Air Filter Topical Report AAF-TR-7101, February 20, 1972.

[11] E. S. Kulic, D. R. Pendergast, P. Soedijono, "Reactor Valut Cooler Capacity in a Steam-Air Atmosphere," Atomic Energy of Canada Limited, Power Projects, TDAI-124, September 1977.

[12] J. J. Conrath, "Steam Condensation Rates for the Bruce G. S. Reactor Valut Coolers," Atomic Energy of Canada Limited, Power Projects, TDVI-303, May 1973.

[13] J. J. Conrath, "Steam Condensation Rates in the Presence of Air-Bruce G. S. Reactor Valut Coolers," Atomic Energy of Canada Limited, Power Projects, TDVI-314, November 1973.

[14] L. Coyne and J. Sidhu, "Containment-Part 2, Dousing Spray System Description," DM-59-71340/67134, October 1980.

[15] S. K. Avialiotis, "Thermal Utilization of Dousing Spray Droplets in 600 MW(e) CANDU Reactors," TTR-24, May 1982.

[16] "Detailed Containment Model for Wolsong NPP 2, 3, 4," Analysis Report by AECL CANDU, November 1992.

[17] I. E. IdelChik, "Handbook of Hydraulic Resistance," Second Edition, Hemisphere Publishing Corporation, 1986.

[18] Frank P. Incropera, and David P. DeWitt, "Fundamentals of Heat and Mass Transfer," John Wiley and Sons, Fourth Edition, 1996.

[19] 한국원자력연구소, "월성 원자력 발전소에서의 피동열침원이 노심손상에 미치는 영향," 한국원자력학회 논문집, 1998.