2001 춘계 학술 발표회 논문집
한국 원자력 학회

표준원전의 중대사고시 주요 고압사고에 따른 DCH 하중 평가

An assessment of DCH loads for Korean Standard Nuclear Power Plants following high-pressure accidents

서경우, 김무환
경상북도 포항시 남구 효자동 산 31 번지 포항 공과 대학교 환경공학부

이병철
경기도 용인시 구성면 마북리 360-9 한국 전력 기술 ㈜

박재홍
대전광역시 유성구 구성동 19 한국 원자력 안전 기술원

요약문

표준 원전 격납건물의 DCH 현상에 대한 건전성 평가를 위하여 DCH 현상이 발생할 가능성을 지니는 사고 추이(SBO 와 SBLOCA)에 대해 CONTAIN 2.0 코드를 이용한 수치적 계산을 수행하였다. DCH 현상 분석을 위한 열역학적 계수들은 MAAP 4 코드 및 표준 원전 설계 데이터로부터 정량화하였다. 이 중 DCH 현상 계수들의 모델링은 CONTAIN 2.0 코드에서 추천하는 실험 관계식을 이용하였다. 이 열역학적 계수들을 이용하여 SBO 와 SBLOCA 사고 추이에 대한 격납건물 DCH 하중을 계산하였으며 또한 DCH 현상 계수에 대한 민감도 분석을 수행하였다. 각 사고 추이에 대한 최대 압력 하중은 표준 원전 격납건물 파손 압력에 비해 낮은 값으로 계산되어 표준 원전 격납건물은 DCH 현상시 건전성을 유지하는 것으로 평가되었다.

Abstract

To assess the containment integrity of Korean Standard Nuclear Power Plants (KSNPP) against DCH threats, an evaluation of typical, but probable high-pressure accident scenarios, SBO and SBLOCA was carried out with CONTAIN 2.0 code. Initial and boundary conditions necessary for this evaluation were quantified with MAAP 4 calculation. The parameters related with DCH phenomena were quantified and modeled with recommended correlation of CONTAIN 2.0 in which the containment was nodalized into 8 cells including artificial cell to simulate steam blowdown. The CONTAIN 2.0 calculations with boundary and initial conditions from the MAAP4 predictions, including the sensitivity calculations for DCH phenomenological parameters, confirmed that the predicted containment pressures and temperatures for these two accident scenarios were much below containment failure pressure as designed. As a result, it was likely that DCH issue for KSNPPs might not be a problem.

Keyword : High Pressure Melt Ejection(HPME)/Direct Containment Heating(DCH), CONTAIN2.0
Containment Load/Strength Assessment

1. 서론

격납건물 직접 가열 현상(DCH)은 노심 용융사고 시 노심 용융물의 축적으로 인한 원자로 용기 (RPV ; Reactor Pressure Vessel) 하단 부분이 열에 의해서 파손될 경우에 발생한다. 즉, DCH 현상은 1차 계통이 고압으로 유지되면서 위의 메카니즘에 의해서 원자로 용기가 파손될 때 원자로 용기하단에 위치한 노심 용융물이 원자로 공동(cavity) 속으로 급속하게 방출하면서 시작된다. 이러한 과정은 HPME(High Pressure Melt Ejection)라고 한다. 그 후 1차 계통 내 수증기의 원자로 공동으로의 방출(blowdown)은 원자로 공동 속으로 방출된 고온 노심 용융물을 미립자화 시키며, 미립자화된 노심 용융물을 격납건물로 확산(entrainment) 시키게 된다. 이로 인해 격납건물 내 대기로 질량 및 에너지 전달이 이루어진다. 즉, 격납건물로 방출된 노심 용융물은 작은 입자 형태가 되어 매우 넓은 열전달 면적을 갖게 될 것으로 예상되며, 이로 인하여 노심 용융물은 대기로 급속한 열전달을 유발시키게 된다. 또한 노심 용융물 파편 내의 금속 성분은 수증기와 산화되어 에너지와 수소를 방출할 가능성을 지니게 된다. 그리고 이 수소들은 수증기 및 기타 조건이 충족되면 연소할 가능성도 있으며, 이러한 과정들로 인하여 격납건물의 대기는 급속하게 가열 및 가압될 수 있다. 이렇게 격납건물 대기를 가압시키는 모든 과정을 격납건물 직접 가열 현상(DCH)이라 정의하며 이 현상은 격납건물 내부 대기의 압력을 설계압력 이상으로 초과 시킬 가능성을 지니게 된다. 이러한 DCH 현상은 초기 격납건물 건전성에 위협이 되므로 원자력 발전소의 안전성을 위해 이 현상에 대한 종합적인 해결 방안을 도출해야 한다.

이에, 실제 원자력 발전소의 격납건물을 모사하는 CONTAIN 2.0 전산코드[1,2]를 사용하여, 주요 고압 사고 추이에 대한 격납건물 건전성 평가를 수행함으로써 DCH 현상의 종합적 분석의 틀을 마련하였다.

이를 위해 표준 원전의 설계 데이터[3]와 1차 계통 코드인 MAAP 4 코드[4]를 이용하여 위의 사고 추이에 대한 초기 조건과 경계 조건의 정량화를 수행하였다.

2절에서는 이 분석의 방법론을 논하였고, 3절에서는 초기 조건과 경계 조건 및 DCH 현상 계수들의 정량화를 4절에서는 각 사고 추이에 대한 CONTAIN 2.0 코드 계산 결과 및 분석을 나타냈다.

2. 분석 방법론

DCH 현상에 대한 표준 원전 격납건물 건전성 평가를 위해 다음과 같은 4가지 분석을 수행하였다.

1) DCH 현상이 발생할 수 있는 사고 추이 중 실제 발생 가능할 것으로 예상되며, 가장 발생 확률이 높고, DCH 현상에 대한 영향이 큰 사고 추이인 SBO와 SBLOCA를 선정

2) 1차 계통 해석 코드인 MAAP 4 계산 결과와 표준 원전 설계 데이터를 사용하여 현실적인 초기 조건과 경계 조건을 설정

3) CONTAIN 2.0 코드 내의 DCH 모델링을 기반으로 DCH 현상에 대한 정량화

4) 실제적인 격납용기를 모델로 하는 전산 코드이며, DCH 현상 분석을 위한 system-level 전산코드의 선택에 있어서 경험이 풍부하고, DCH 현상 분석에 타당한 것으로 입증[5],[6],[7]된 CONTAIN 2.0 코드를 선택하여 DCH 현상 발생 시 격납건물 내의 열수력적 현상을 계산

CONTAIN 2.0 모델 중 DCH 모델은 IET 실험[8],[9]을 통해 증명되었으나, DCH 모델은 실험적 데이

터가 부족하여 입력 데이터 중에서 예상한 부분이 존재하게 된다. 그러므로 CONTAIN 2.0 과 같은 최신 분석을 통해 DCH 현상을 분석한 경우에는 그것이 물리적으로 이유가 있는지를 확인해야 한다. 이에 따라 불확실한 입력문 계수와 모델링의 가정에 대하여 결과값이 얼마큼 민감한지를 결정하기 위해 DCH 모델을 중심으로 민감도 분석을 수행하였다.

DCH 하중에 가장 커다란 영향을 줄 것으로 판단되는 민감도 분석은 사고 추이에 따른 것이다. 즉, 사고 추이에 따른 초기/경계 조건들이 DCH 영향에 가장 커다란 영향을 미치기 때문이다. 이는 DCH 현상이 발생할 사고 추이 중 가장 발생할 확률이 높은 SBO 와 SBLOCA 사고추이를 선택함으로써 해결하였다. 다른 DCH 현상에 영향을 줄 계수들에 대한 민감도 분석은 SBO 사고 추이에 대해 수행하였다.

3. 초기 조건 및 경계 조건 정량화 및 DCH 모델링

3.1 사고 추이

3.1.1 SBO 사고 추이

SBO(Station Blackout) 사고 추이란 발전소 외부에서 공급되는 교류 전원이 끊김으로써, 발전소 내부에서 작동되는 기기들 중 1 차 계통 냉각재 펌프가 정지되는 사고 추이를 말한다. 그러므로 이 사고 추이는 노심이 열제거 기능을 실패함으로써 노심이 용융되게 된다. 이 때 1 차 계통 전체가 고압상태로 유지 될 수 있으며, 이에 따라 DCH 현상의 발생 가능성을 가지게 된다. 표준 원전에는 교류 전원 정지 시 비상 작동을 위한 직류 전원이 존재하나 이는 소형으로써 펌프에는 직류 전원이 공급되지 않는다. 또한 격납건물 내에 존재하는 노심 냉각계통, 살수 계통, 그리고 송풍 냉각 계통으로의 전원 공급이 차단됨으로써 원자로 파손 전의 격납건물 초기 온도가 상승되어 더욱 격납건물 건전성에 악영향을 미칠 가능성을 지니게 된다. 표준 원전에서는 SBO 사고 추이 시 원자로가 파손되기 전에 배수 탱크(RDT ; Reactor Drain Tank)를 통해서 물/수증기/수소가 방출되게 된다. 물/수증기/수소의 방출 데이터는 Fig. 3.1 ~ 3.3 과 같으며, 이는 사고 진행 과정에 따라 MAAP 4 코드 분석 결과에 따른 것이다.

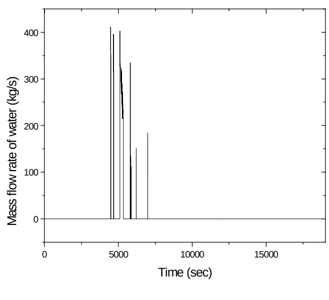

Fig. 3.1 Water source blowdown rate (SBO)

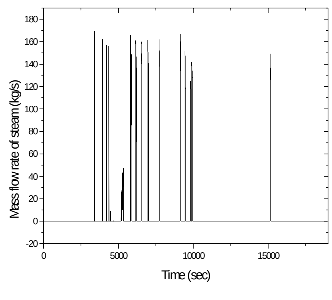

Fig. 3.2 Steam source blowdown rate (SBO)

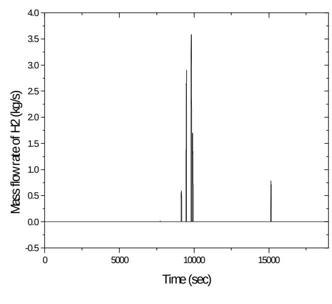

Fig. 3.3 Hydrogen source blowdown rate (SBO)

3.1.2 SBLOCA 사고 추이

SBLOCA (Small Break Loss of Coolant Accident) 사고 추이란 1 차 계통 압력 경계에서의 파단 크기가 4 인치 이하의 크기로 파손되어 냉각재가 상실됨으로 인해 노심의 열제거 기능이 손상되어 노심이 용융되는 사고 추이를 말한다. LBLOCA(Large Break Loss of Coolant Accident) 시에는 냉각재가 상실되더라도 안전공급 계통으로부터 충분한 물이 공급되므로 노심 냉각이 일어나게 된다. 하지만, SBLOCA 시에는 냉각수가 조금씩 미미하게 빠져나감에 따라 안전 공급 계통으로부터 노심 냉각수의 공급이 이루어지지 않아 노심 내부는 고압상태가 유지될 수 있다. 이로 인해 결국 1 차 계통이 고압상태로 유지되면서 노심이 용융되어 DCH 현상이 발생할 가능성을 가지게 된다. 여기에서, 파손 면적이 0.023 ft^2 인 SBLOCA 를 묘사하였으며, 노심이 가장 손실을 크게 받을 수 있는 파손 위치인 저온관을 통해서 물/수증기/수소가 방출되도록 모의하였다. SBLOCA 의 경우에도 SBO 사고 추이와 마찬가지로 MAAP 4.0 코드 분석 결과를 이용한 물/수증기/수소의 방출 데이터는 각각 Fig. 3.4 ~ Fig. 3.6 과 같다.

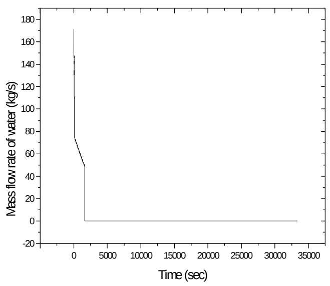

Fig. 3.4 Water source blowdown rate (SBLOCA)

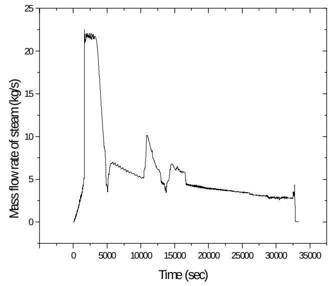

Fig. 3.5 Steam source blowdown rate (SBLOCA)

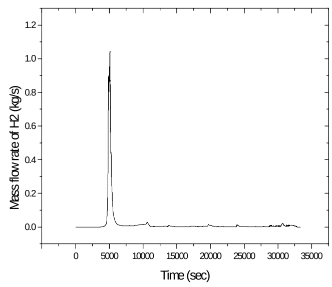

Fig. 3.6 Hydrogen source blowdown rate (SBLOCA)

3.2 DCH 현상 분석을 위한 열역학적 조건의 정량화

3.2.1 사고 추이에 기인하는 조건의 정량화

DCH 현상시 발생하는 초기 조건은 두 가지로 분류 할 수 있다. 첫번째는 1 차 계통 온도, 압력, 노심 용융 구성물 및 온도, Zr 산화율, RPV 파손 메커니즘을 포함한 원자로 용기 하부 구조에서의 노심 용융 방출 조건들이 있다. 이들 조건들은 1 차 계통용 분석 코드인 MAAP 4 를 사용하여 정량화 되었으며, 이들은 Table 1 에 요약하였다. 예를 들어, 원자로 파손 시 원자로 용기내의 압력과 온도는 SBO 에 대해서는 16.92 MPa, 755.7 K 이며, SBLOCA 에 대해서는 2.14 MPa, 618 K 로 계산되었다.

두번째는 격납건물의 열역학적 초기 조건이다. SBO 와 SBLOCA 사고 추이에 대한 계산은 각 사고 추이에 대한 사고가 발생하는 순간부터 시작하였으므로, 격납건물의 초기 상태는 정상 운전시의 상태로 고려하였다.

그밖에 경계 조건은 표준원전의 설계 데이터를 사용하여 정량화함으로써 표준 원전 격납건물의 실제적인 모사를 이루도록 하였다. 이들 또한 Table 1 에 요약하였다.

Table 1 Initial and Boundary Condition for DCH Analysis

Parameter	SBO	SBLOCA	Parameter	SBO	SBLOCA
RCS pressure (MPa)	16.92	2.14	RCS volume (m^3)	315.6	315.6
RCS temp. (K)	755.7	618	Zr oxidation fraction	0.37	0.54
Initial pressure in containment (MPa)	0.101	0.101	UO_2 mass in melt (mt)	21.1	4.95
Initial temp. in containment (K)	322	322	ZrO_2 mass in melt (mt)	3.64	1.37
Initial N_2 mole fraction	0.79	0.79	Zr mass in melt (mt)	4.25	0.91
Initial O_2 mole fraction	0.21	0.21	Steel mass in melt (mt)	7.16	14.3
Melt temp. (K)	2703	2703	Melt ejection fraction	1.0	1.0
Total mass of UO_2 in core (mt)	85.7	85.7	Cavity dispersal fraction	0.96	0.96
RV final hole size (m)	0.56	0.56	-	-	-

3.2.2 DCH 현상의 정량화

DCH 현상에 관련된 계수들은 DCH 현상이 발생하는 순으로 분류할 수 있다: 방출된 노심의 양, 노심 용융물의 확산율, coherence ratio, 격납건물 구조를 고려한 노심 용융물 수송. 이들 또한 Table 1 에 요약되어 있다.

DCH 현상에 기여하는 노심 용융물은 모든 사고 추이에 대하여 보수성을 가미하여 원자로 하부 구조에 위치한 노심 용융물의 100%가 방출된다고 가정하였다. 그리고 원자로 공동에서의 노심 용융물의 확산율은 원자로 공동 표면에서의 굳음 현상을 고려하여 원자로 공동으로 방출된 노심 용융물의 96%가 확산된다고 가정하였다.

수증기 방출을 나타내는 시간 상수와 확산 시간 상수의 비를 나타내는 coherence ratio 는 다음과 같이 표현된다.

$$R_\tau = \frac{\tau_e}{\tau_b} = C_{R\tau} f_{disp} \left(\frac{T_{RCS}^0}{T_d^0} \right)^{1/4} \left(C_{d,h} \frac{M_d^0}{M_g^0} \frac{A_h V_c^{1/3}}{V_{RCS}} \right)^{1/2} \quad (1)$$

여기에서, $C_{R\tau}$는 실험 데이터로부터 결정되는 상수이다. 이 계수의 물리적 의미는 노심 용융물이 확산되는 동안에 원자로 공동 구조를 고려한 노심 용융물과 기체간의 상호작용을 나타낸다. Fig. 3.7 은 표준 원전의 원자로 공동에서 ICI Chase 까지의 표준 원전의 원자로 공동의 U-type 구조를 나타내는 그림이다.

원자로 공동으로부터 확산된 노심 용융물은 유로를 통하여 격납건물로 방출되게 된다. 여기에서, 표준 원전에서는 원자로 공동으로부터 RPV 사이에서의 annular gap 과 ICI tunnel 통하여 하부 격납건물 구조로 향하는 두개의 주요 수송 경로가 있다. 상세한 유로 경로는 Table 2 에 나타내었다. 또한 Fig. 3.8 은 격납건물을 8 개의 구역으로 구분화한 모습을 나타낸다. 여기에서, 수증기의 방출을 모사하기 위해 Fig. 3.8 의 셀 no.8 을 primary system cell 로 지정하였다.

Table 2   Debris Transport Pathways from the Reactor Cavity

Path	Description	Minimum Flow Area (m^2)
1	Flow through the ICI tunnel and chase past the failed seal table, and out into the upper compartment. If the seal table does not fail this flow path is not viable	3.26
2	Upward flow, through the reactor vessel biological shield annulus, out through the hot/cold leg biological shield penetrations, and out into the lower compartments.	12.44
3	Upward flow, through the reactor vessel biological shield annulus, past the vessel flange and out into the upper compartment.	2.56
4	Flow through the ICI tunnel/chase through the chase doorway (man-way entrance) and out into the lower compartment.	1.95
5	Flow through the ICI tunnel/chase through the lower compartment.	1.31

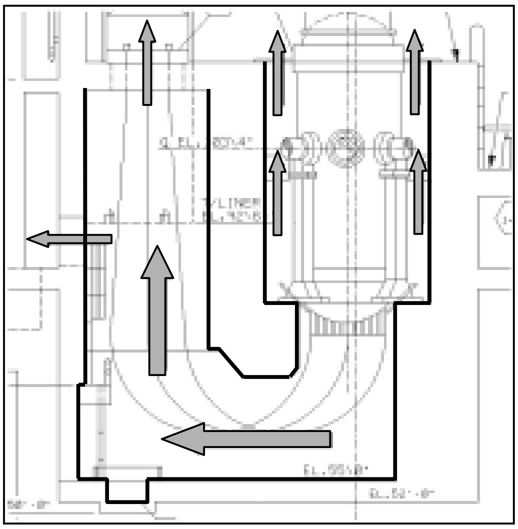

Fig. 3.7   The Schematic of the KSNP Reactor Cavity and Its Surroundings

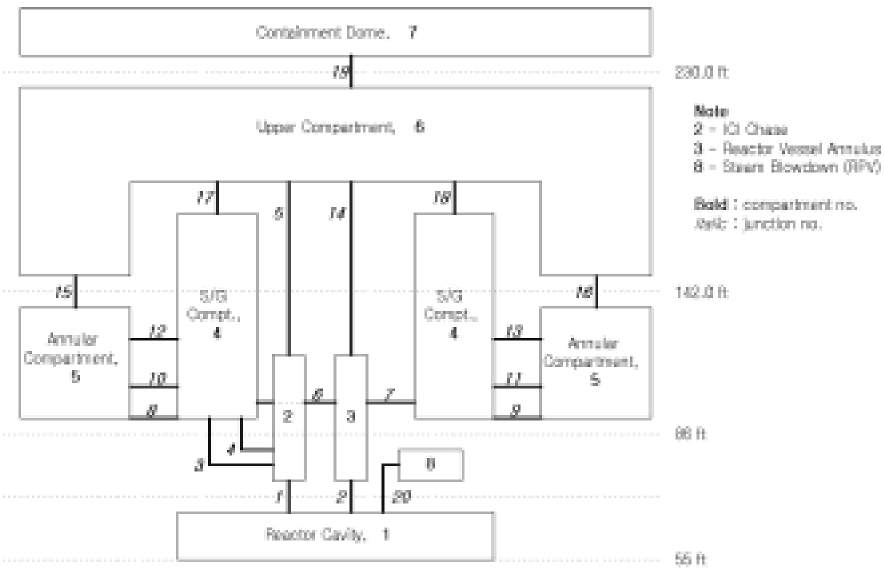

Fig. 3.8   The Containment Nodalization for CONTAIN2.0 Analysis

3.2.3 CONTAIN 2.0 코드내의 DCH 모델링

CONTAIN 2.0 에는 DCH 현상에 대한 모델링을 포함하고 있으나, 이 모델들은 실험을 바탕으로 한 모델링이므로 실제 발전소 적용에 대한 어려움을 가지고 있다. 그러나 현재 CONTAIN 2.0 User's Manual 은 실제 원자력 발전소의 DCH 현상을 가장 잘 평가하고 있으므로 [1],[2] 이를 기반으로 DCH 모델링을 수행하였다. Table 3 은 이번 분석을 위한 DCH 모델링을 요약한 것이다. 이 중 수증기 방출과 함께 수행되는 원자로 공동에서의 노심 용융물에 대한 entrainment rate 는 수증기 방출 기간과 coherence ratio 를 사용하여 구해질 수 있다. Fig. 3.9 는 수증기 방출과 노심 용융물에 대한 entrainment 의 관계를 나타내는 그림이다. 원자로 용기내의 고압 수증기는 Fig. 3.8 에서의 유로 no. 20 이 열리면서 1 차 계통으로부터 원자로 공동으로 방출되어진다. 이 모델에서는 유로 no. 20 의 면적이 시간에 따라 선형적으로 증가되는 것으로 가정하였다. 그러면 수증기 방출의 기간은 semi-empirical relation 에 의해서 구해질 수 있다[1],[2].

$$\tau_h = 0.4 \cdot \left(\frac{S}{0.1} \right) \cdot \left(\frac{0.4}{d_h / S} \right)^2 \cdot \sqrt{\frac{6.3}{P_{RPV}^0}} \tag{2}$$

여기에서, τ_h 의 단위는 초이고, d_h 는 원자로 용기의 최종 파손 직경(m), P_{RPV}^0 는 수증기 방출시 원자로 용기내의 압력(MPa), 그리고 S 는 geometric linear scale factor 로써 이번 분석에서는 S=1 의 값을 가진다. P_{RPV}^0 는 노심 용융물의 방출되면 초기 원자로 용기내의 압력($P_{RPV,VB}$)보다 감소됨으로 다음과 같은 관계식으로 표현된다.

$$P_{RPV}^0 = P_{RPV,VB} \cdot \left(1 - \frac{V_{melt}}{V_{RCS}} \right)^{\gamma} \tag{3}$$

여기에서, $P_{RPV,VB}$ 는 노심 용융물 방출 전의 원자로 파손시의 압력을 나타내고, V_{melt} 는 노심 용융물의 질량, V_{RCS} 는 RCS 부피, 그리고 γ 는 ratio of specific heats (~ 1.33 for steam)을 나타낸다. SBO 시 τ_h 는 2.083 초 이고, SBLOCA 시에는 5.84 초로 계산되었다. 이 기간동안에 원자로 용기 하부 구조의 최종 파손 직경은 SBO 시 0.559 m, 그리고 SBLOCA 시 0.276 m 로 나타났다.

노심 용융물 entrainment 를 구하기 위해 entrainment 의 마지막 순간에서의 원자로 용기 내의 압력은 ($P_{RPV,e}$) 다음 관계식에 의해 계산되어진다.

$$R_\tau = \frac{2}{\gamma - 1} \left[\left(\frac{P_{RPV}^0}{P_{RPV,e}} \right)^{\frac{\gamma-1}{2\gamma}} - 1 \right] \tag{4}$$

그러면, 노심 용융물 entrainment 의 마지막 시간은 Fig. 3.9 에 의해서 구해진다. 이는 SBO 에 대해서는 3.7 초, SBLOCA 에 대해서는 3.6 초로 계산되었다. 이처럼 각 사고 추이에 대한 원자로 공동으로부터 확산된 노심 용융물의 entrainment rate 는 CONTAIN 2.0 User's Manual 을 기반으로 표준 원전과 각 사고 추이의 데이터를 사용하여 평가되었다.

노심 용융물의 수송과 trapping 현상은 다음과 같이 모델링 하였다. 즉, 노심 용융물 수송을 나타내는 slip parameters 의 값은 원자로 공동 지역에서 s = 5, 그 외 지역에서 s = 1 로 지정하였다. 또한

노심 용융물의 trapping 현상에 대해서 원자로 공동지역에서는 지정하지 않았는데, 이는 확산율 계산시 먼저 고려되었기 때문이다. 그 외의 지역에서의 trapping 현상은 time-of-flight/Kutateladze number (TOF/KU) trapping 모델을 사용하였다[1],[2].

Table 3 The Parameter Description for CONTAIN2.0 Modeling

Parameter description		SBO	SBLOCA
RPV Blowdown	The steam mass in the RCS at VB (kg)	15,300	2,360
	An interval of blowdown duration (sec)	2.083	5.84
	Final lower head hole diameter (m)	0.559	0.276
Debris Sources	Initial trapped debris mass in the reactor cavity (kg)	36,156	21,507
	Debris mass to be entrained from the reactor cavity (kg)	34,536	20,646
	Start time of the entrainment from steam blowdown (sec)	0.521	1.461
	End time of the entrainment from steam blowdown (sec)	3.7	3.6
Debris Slip Ratio		5 in cavity and connecting cells, 1 elsewhere	
Trapping Model	Type	None in cavity and connecting cells, TOF/KU elsewhere	
	The first trapping length	Length from flow path exit to first structure in the cell	
	The second trapping length	$6V_g/S_{str}$ where V_g is cell gas volume and S_{str} is total surface area in the cell	
	The third trapping length & the gravitational height	Cell height	

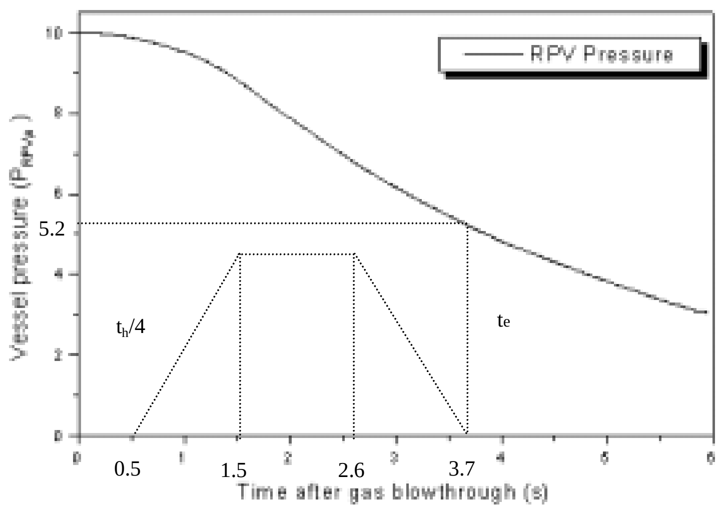

Fig. 3.9 Schematic of Approach for Defining RPV Blowdown and Airborne Debris Sources in DCH Calculations (SBO)

4. 계산 결과 및 분석

SBO 와 SBLOCA 는 표준 원전에서 DCH 현상이 발생할 가능성이 높고, DCH 현상에 대해 영향이 큰 고압 사고 추이들이다. 이 사고 추이들의 열역학적 초기 조건(Table 1)들은 표준 원전 데이터와 MAAP 4 코드의 계산을 통해서 정량화 되었으며, DCH 현상 모델링 계수들(Table 4)은 CONTAIN 코드내의 관계식을 사용하여 계산되었다. 이 계수들은 일부 사고 추이에 관련하여 불확실성을 갖을 수 있으나, 이는 DCH 현상에 대해 보수적인 값의 사용과 민감도 분석을 통해 해결하였다. 이러한 사고 추이와 계수들에 대한 CONTAIN 2.0 을 통한 계산 결과는 다음과 같다.

4.1 SBO 사고 추이

Fig. 4.1   4.5 는 SBO 사고 추이에 대한 CONTAIN 2.0 계산 결과이다. Fig. 4.1 은 SBO 사고 발생 시작 시점인 발전소 정전시작을 0 초로 기준하여, 전 시간 범위에 대한 각 셀의 압력 분포를 나타내었다. 18,314.18 초에 원자로가 파손되면서, DCH 현상이 발생되어 격납건물 대기 내는 높은 압력 증가를 나타낸다. 그 전의 격납건물 대기는 원자로 파손전 RDT 로 방출되는 물/수증기/수소 등의 (Fig. 3.1   Fig. 3.3)영향으로 대략 5,000 초   10,000 초 사이에서의 압력 증가를 나타낸다. Fig. 4.2 는 DCH 현상 발생 후의 압력 분포를 자세히 보기 위한 그래프이며, 대략 18,320 초~18,330 초 사이에서 upper compartment 는 최대 압력을 나타내며, 그 값은 0.435 MPa 이다. 이는 원자로 파손 시에 고온의 노심 용융물의 격납건물 대기로의 급속한 전달과 (Fig. 4.5) 그때 발생하는 수소 연소의 영향 (Fig. 4.4)으로 나타난다. Fig. 4.3 은 DCH 현상 발생 후의 온도 변화를 묘사한 것이다. 여기에서 질량 및 에너지의 전달은 셀-1 → 셀-7,8 → 셀-2,3 → 셀-4 → 셀-5 의 순으로 전달되므로(Fig. 4.5) 온도의 상승도 이와 같이 나타날 것으로 예상된다. 그러나 이번 분석에서는 좀 더 보수적인 결과를 위해 수소의 연소가 격납건물 대기를 대표하는 셀-4 에서 발생하도록 모의하였다(Fig. 4.4). 그러므로 이에 따라 격납건물 대기를 나타내는 셀-4 의 부분에서 온도의 상승이 원자로 공동 지역을 제외한 타 셀 보다는 높게 나타났다.

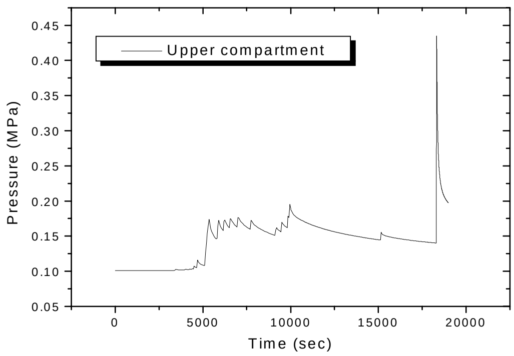

Fig. 4.1 Pressure in the containment   (SBO)

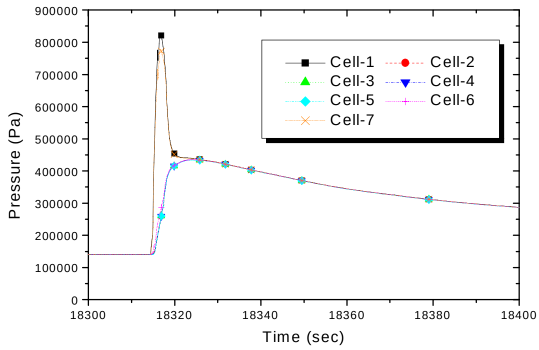

Fig. 4.2 Pressure distribution during DCH event (SBO)

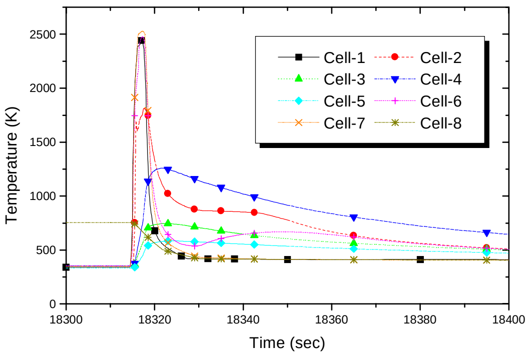

Fig. 4.3 Temperature distribution during DCH event (SBO)

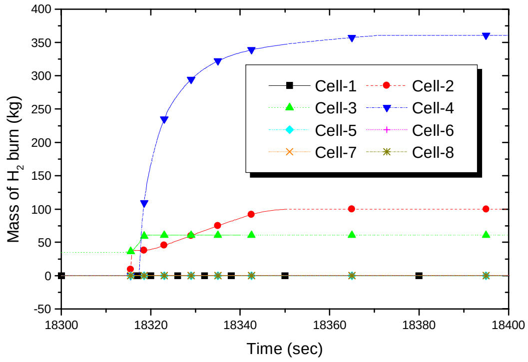

Fig. 4.4 Distribution of mass of hydrogen burn during DCH events (SBO)

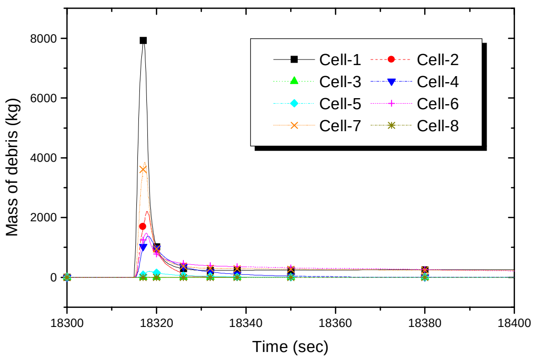

Fig. 4.5 Distribution of mass of debris during DCH events (SBO)

4.2 SBLOCA 사고 추이

Fig. 4.8 Fig. 4.10 은 SBLOCA 사고 추이에 대한 CONTAIN 2.0 계산 결과이다. SBLOCA 사고 추이의 경우에서도 SBO 사고 추이와 같은 방법으로 분석하였다. SBLOCA 의 사고 추이에서의 사고 시작 시점은 1 차 계통의 부분인 저온관에서의 파손이 시작되는 시점이다. 이 때 물/수증기/수소의 방출로 인하여 Fig. 4.6 과 같이 DCH 현상 발생 전에 각 셀 대기는 대략 0.1 MPa 의 압력 상승을 나타내었다. Fig. 4.7 은 DCH 현상 발생 후의 격납건물 대기 내(upper compartment)의 압력 상승을 나타낸다. 이 그래프는 SBO 사고 추이에 비해 낮은 격납건물 대기 내의 압력 상승을 나타낸다. 이는 SBLOCA 사고추이는 SBO 사고 추이에 비해 노심 용융물 양이 적고(Fig. 4.10) 이로 인해 수소의 연소량도 적으며(Fig. 4.9), 또한 원자로 파손직전의 1 차 계통 내의 압력이 낮은 것 (Table 1)에 기인하는 것으로 나타난다.

Fig. 4.8 은 격납건물 내의 온도 분포를 셀별로 나타낸 것이다. 여기에서, 원자로 공동 부분의 온도분포가 SBO 사고 추이 보다 약간 높게 나타난다. 이는 원자로 파손 직전의 1 차 계통 내의 압력이 SBO 사고 추이 보다 낮아 구동력이 적으며, 늦은 blowdown 속도로 인해서, 노심 용융물의 entrainment 율이 낮아지기 때문이다. 이로 인해 원자로 공동 지역 부분에서 노심 용융물이 늦게 타 셀로 전달됨으로써 이러한 현상이 발생한다(Fig. 4.10).

이처럼 SBO 와 SBLOCA 사고 추이에서의 DCH 최대 하중은 각각 0.435 MPa, 0.280 MPa 이었다. 이는 표준 원전 격납건물 파손 압력 보다 낮게 나타나므로써, 위의 사고 추이들에 대해 표준 원전은 건전한 것으로 분석되었다. 또한 DCH 현상으로 인한 격납건물 대기 내의 압력 상승은 원자로 파손 전의 1 차 계통의 초기조건, 고온의 노심 용융물 양과, 수소 연소량 등의 영향이 지배적인 것으로 평가되었다.

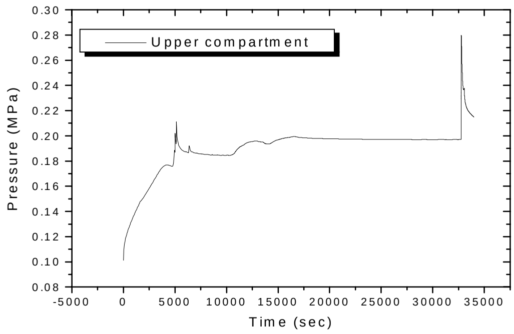

Fig. 4.6 Pressure in the containment (SBLOCA)

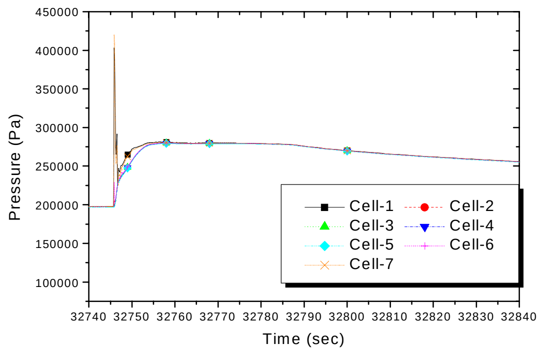

Fig. 4.7 Pressure distribution during DCH events (SBLOCA)

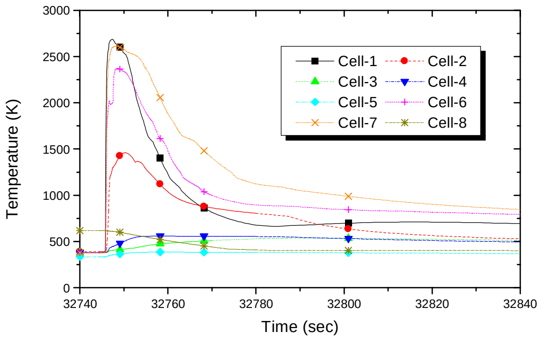

Fig. 4.8 Temperature distribution during DCH events (SBLOCA)

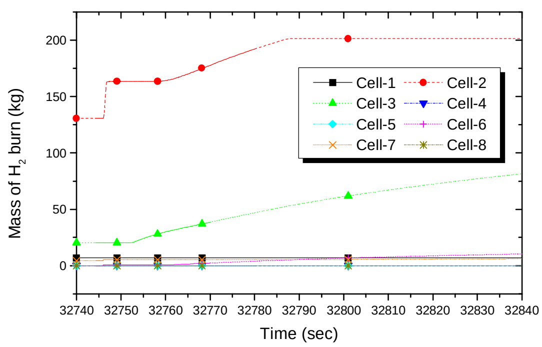

Fig. 4.9 Distribution of mass of hydrogen burn during DCH events (SBLOCA)

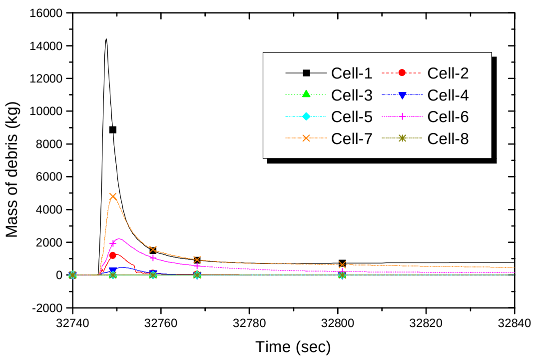

Fig. 4.10 Distribution of mass of debris during DCH events (SBLOCA)

4.3 민감도 분석 (SBO)

DCH 현상 계수들의 불확실성을 유추하고 그에 따른 영향을 분석하기 위한 민감도 분석의 결과는 Fig. 4.11 Fig. 4.16 에 나타내었다. 이번 민감도 분석은 SBO 사고 추이에 대해 실행하였다. 여기에서, 위의 SBLOCA 와 비교 평가한 SBO 사고 추이를 base case 로 지정하였다.

먼저, Fig. 4.11 은 노심 용융물 양을 base case 의 노심 용융물 양의 반으로 Fig. 4.12 는 노심 용융물 양을 base case 의 노심 용융물 양의 1.5 배로 고려한 민감도 분석 결과이다. 이는 MAAP 4.0 계산에서 주어지는 초기 조건의 불확실성이 존재하므로, 초기 조건 중 DCH 현상에 영향을 가장 크게 미칠 것으로 예상되는 노심 용융물 양의 변화에 따른 DCH 하중을 비교 평가하였다. 노심 용융물 양의 50%을 줄였을 때에는 base case 의 최대 압력 하중에 대해서 대략 0.16 MPa 의 압력 감소를 나타내는 것을 볼 수 있다. 또한, 노심 용융물의 양을 50% 늘렸을 때에는 대략 0.06 MPa 의 압력 증가를 보였다. 그러므로 노심 용융물의 양은 DCH 현상 시 격납건물 대기 내의 압력 상승에 지배적인 영향을 미치는 것을 볼 수 있다.

Fig. 4.13 은 노심 용융물의 entrainment 기간을 조절하게 되는 coherence ratio 를 base case 의 0.508 을 1 로 지정함으로써, 이에 따른 격납건물 대기 내의 DCH 압력 하중 영향을 분석한 결과이다. 이는 base case 에 비해 coherence ratio 를 증가시킴에 따라 노심 용융물의 격납건물로의 entrainment 기간이 늦어지도록 한 민감도 분석이다. 그러므로 원자로 공동 부분에서 약간 늦게 압력이 감소하고 격납건물 대기에서는 약간 늦게 압력이 증가하는 경향을 보이나 DCH 현상에 따른 최대 압력 분포에는 커다란 영향을 미치지 않음을 보인다.

Fig. 4.14 는 co-ejected primary system water 의 격납건물 대기 내의 압력 분포 영향을 보기 위한 분석이다. DCH 현상이 발생하기 직전에 노심 용융물과 원자로 공동 내에 물이 접촉하게 되면, 원자로 파손 후 나오는 고온의 노심 용융물들에 의하여 이 물들은 수증기로 상변화를 일으키게 된다. 이에 따라 노심 용융물들의 입장에서의 에너지 손실은 DCH 현상 이후의 격납건물 대기 내의 압력에 커다란 영향을 주는 것으로 보여진다. 여기에서 수증기의 몰수 증가로 인한 압력 증가나, 수증기들의 금속과의 화학반응으로 인한 에너지 증가는 위의 에너지 손실에 비해 미비한 것으로 판단된다[3],[4].

Fig. 4.15 는 복사 열전달 중 열 구조물로의 복사 열전달 방출율의 민감도 분석을 한 결과이다. 이는 대기의 상황에 따르는 방출율의 불확실성을 위한 분석이다. 그림에서 보듯이 DCH 현상에 의한 격납건물 대기의 최대 압력에는 별 영향을 미치지 않는다. 그러나 DCH 현상으로 인한 격납건물 가압현상이 끝난 후 대기의 열전달 현상이 보이는 원자로 파손 후 대략 20 초 후부터는 그 영향이 미비하게 보인다.

Fig. 4.16 은 복사 열전달 중 노심 용융물의 대기로의 복사 열전달에 영향을 미치는 노심 용융물의 크기에 대한 민감도 분석이다. 노심 용융물의 크기가 작게 되면 총 노심 용융물의 열전달 면적이 증가하게 되므로 복사 열전달은 증가하게 된다. 이의 영향으로 CONTAIN 2.0 코드 내에서 모델된 노심 용융물 field 중 가장 작은 크기 그룹인 0.1692×10^{-3} m 지름을 갖는 그룹을 총 노심 용융물의 40%로 유지한다고 가정하였을 때, 최대 압력이 0.03 MPa 정도 상승함을 볼 수 있다.

이번 민감도 분석에서, DCH 최대 하중에 영향을 주는 인자는 노심 용융물의 양과 co-ejected primary system water 인 것으로 나타났다. 여기에서, 이들 분석 결과 노심 용융물의 양의 감소에 대한 불확실성 인자와 co-ejected primary system water 에 대한 불확실성 인자는 DCH 현상의 완화 요소인 것으로 판명되었다. 또한 DCH 현상의 분석에 있어서 노심 용융물의 양의 증가는 노심 용융

물의 감소에 비해 DCH 하중에 크게 기여하지 못하는 것으로 나타났다. 그러므로 CONTAIN 2.0 을 사용한 분석은 DCH 현상에 대해 보수성을 지니거나 최적 평가인 것으로 나타났다.

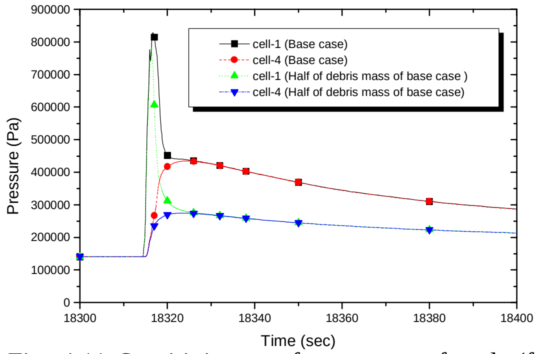

Fig. 4.11 Sensitivity test for amount of melt (for half of debris mass of base case)

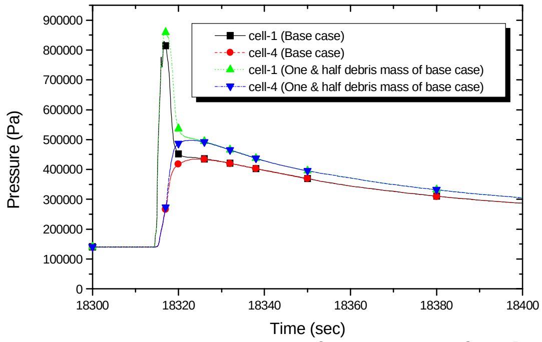

Fig. 4.12 Sensitivity test for amount of melt (for one and half of debris mass of base case)

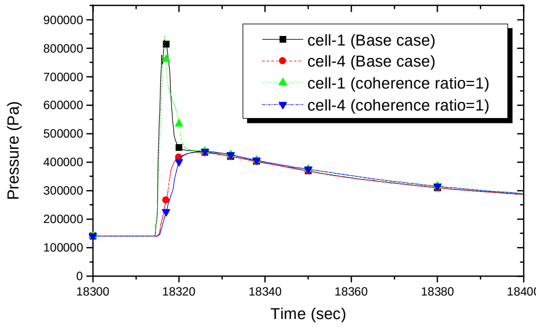

Fig. 4.13 Sensitivity test for coherence ratio (for coherence ratio =1)

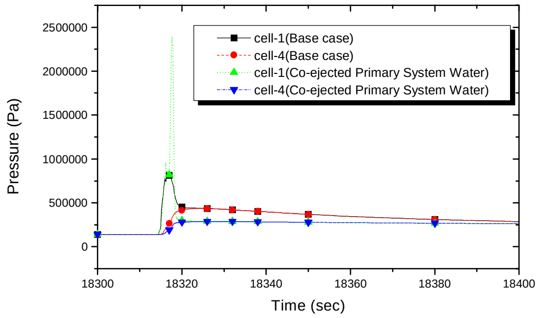

Fig. 4.14 Sensitivity test for co-ejected primary system water

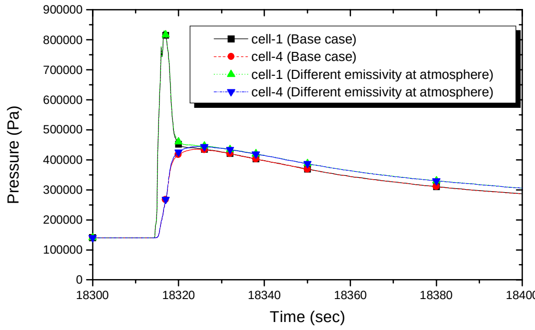

Fig. 4.15 Sensitivity test for emissivity rate of radiation heat transfer

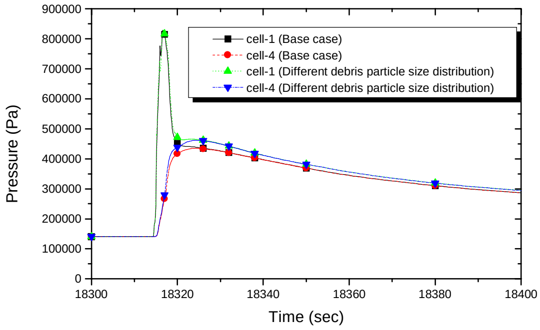

Fig. 4.16 Sensitivity test for size of debris

5. 결론

표준 원전 격납건물의 DCH 현상에 대한 건전성 평가의 한 과정으로써 DCH 현상이 발생할 가능성을 가진 현실적인 사고 추이를 선택하여 CONTAIN 2.0 코드 계산을 수행하였다. 이 분석 시 초기/경계 조건 및 DCH 현상 계수들은 MAAP 4 코드 및 표준 원전 설계 데이터를 사용하여 정량화를 수행하였다. 이들 계수들을 이용하여 SBO 와 SBLOCA 사고 추이에 대한 격납건물 DCH 하중을 계산하였으며, 각 사고 추이에 대한 최대 압력 하중은 각각 0.435 MPa, 0.280 MPa 으로 표준 원전 격납건물 파손 압력에 비해 낮은 값을 나타내었다. 그러므로 표준 원전 격납건물은 DCH 현상시 건전성을 유지하는 것으로 평가 되었다. 또한 DCH 현상학적 계수에 대한 민감도 분석을 실시함으로써 표준 원전의 DCH 현상에 대한 종합적 분석의 기틀을 마련하였다. CONTAIN 2.0 코드를 사용한 DCH 현상 분석시 가장 영향으로 주는 계수로는 노심 용융물의 양과 co-ejected primary system water 계수이었으며, 그 중 co-ejected primary system water 계수의 사용은 DCH 현상의 완화 요소였다.

6. 참고 문헌

[1] K.K.Murata, et al., “Code Manual for CONTAIN 1.2: A Computer Code for Nuclear Reactor Containment Analysis,” (Draft), Sandia National Laboratories, April 1993.

[2] K.K.Murata, et al., “Code Manual for CONTAIN 2.0: A Computer Code for Nuclear Reactor Containment Analysis,” NUREG/CR-6533, SAND97-1735, Rev. 0, Sandia National Laboratories, June 1997.

[3] KOPEC, "Analysis Report of Hydrogen Distribution for Ulchin Unit 3&4 Containment", 9-035-N462-005, Rev. 2, April 1997.

[4] Henry, R. E. et al., "MAAP4-Modular Accident Analysis program for LWR Power Plants," EPRI, May 1994.

[5] Bergeron, K. D, Williams, D. C., Rexroth, P. E., and Tills, J. L., "Integrated severe accident containment analysis with the CONTAIN code," NUREG/CR-4343, SAND85-1639, R4, December 1985.

[6] Scacca, F. W., Bergeron, K. D., Murata, K. K, and Rexroth, P. E., "Testing of the CONTAIN code," NUREG/CR-3310, SAND83-1149, R1, April 1984.

[7] Douglas, W. S., "CONTAIN Assessment of the NUPEC Mixing Experiments," SAND94-2880, UC-505, August 1995.

[8] Pitch, M. M., Allien, M. D., "Probability of Containment Failure by Direct Containment Heating in Surry," NUREG/CR-6109, SAND93-2078, NRC, May 1995.

[9] D.C. Williams et al., "CONTAIN code Analysis of Direct Containment Heating Experiments; Model Assessment and Phenomenological Interpreting " Proceedings of the ANS Winter Meeting, Thermal Hydraulic Division, San Francisco, October 1995.