



저작자표시-비영리-변경금지 2.0 대한민국

이용자는 아래의 조건을 따르는 경우에 한하여 자유롭게

- 이 저작물을 복제, 배포, 전송, 전시, 공연 및 방송할 수 있습니다.

다음과 같은 조건을 따라야 합니다:



저작자표시. 귀하는 원저작자를 표시하여야 합니다.



비영리. 귀하는 이 저작물을 영리 목적으로 이용할 수 없습니다.



변경금지. 귀하는 이 저작물을 개작, 변형 또는 가공할 수 없습니다.

- 귀하는, 이 저작물의 재이용이나 배포의 경우, 이 저작물에 적용된 이용허락조건을 명확하게 나타내어야 합니다.
- 저작권자로부터 별도의 허가를 받으면 이러한 조건들은 적용되지 않습니다.

저작권법에 따른 이용자의 권리는 위의 내용에 의하여 영향을 받지 않습니다.

이것은 [이용허락규약\(Legal Code\)](#)을 이해하기 쉽게 요약한 것입니다.

[Disclaimer](#)

2016년 8월

석사학위 논문

# 한빛5,6호기 격납건물 수소제어계통 개선 연구

조선대학교 대학원

원자력공학과

송 정 석

# 한빛5,6호기 격납건물 수소제어계통 개선 연구

A study on the improvement of containment hydrogen  
system in Hanbit Unit #5,6

2016년 8월 25일

조선대학교 대학원

원자력공학과

송 정 석

# 한빛5,6호기 격납건물 수소제어계통 개선 연구

지도교수 이 경 진

이 논문을 공학석사학위 신청 논문으로 제출함

2016년 4월

조선대학교 대학원

원자력공학과

송 정 석

## 송정석의 석사학위논문을 인준함

위원장    조선대학교    교수    김진원    (인)

위    원    조선대학교    교수    김종현    (인)

위    원    조선대학교    교수    이경진    (인)

2016년 5월

조선대학교 대학원

## <목 차>

<b>List of Tables</b> .....	i
<b>List of Figures</b> .....	ii
<b>Abstract</b> .....	iii
<b>제1장 서론</b> .....	1
제1절 연구목적 .....	1
<b>제2장 이론적 고찰</b> .....	3
제1절 원전 수소 제어설비 .....	3
1. 수소 재결합기 .....	3
2. 수소 점화기 .....	5
3. 피동형 수소 재결합기 .....	5
4. 국내 원전 수소제어설비 설치 현황 .....	6
<b>제3장 증대사고시 피동형수소재결합기 성능 분석</b> .....	7
제1절 분석 방법론 .....	7
1. 수소 생성량 .....	7
2. 분석노드 .....	8
3. 수소제거율 상관식 .....	12
4. 전산 프로그램 .....	14
5. 분석대상 사고경위 .....	15
6. PAR 설치위치 및 개수 .....	17

제2절 사고경위별 수소 생성량 분석 .....	19
1. 대형 냉각재상실사고시 수소생성량 .....	21
2. 중형 냉각재상실사고시 수소생성량 .....	22
3. 소형 냉각재상실사고시 수소생성량 .....	23
4. 급수상실사고시 수소생성량 .....	24
5. 발전소정전사고시 수소생성량 .....	25
6. 증기발생기세관파단사고시 수소생성량 .....	26
제3절 사고경위별 PAR 성능분석 .....	27
1. 대형 냉각재상실사고시 PAR 성능분석 .....	28
2. 중형 냉각재상실사고시 PAR 성능분석 .....	30
3. 소형 냉각재상실사고시 PAR 성능분석 .....	33
4. 급수상실사고시 PAR 성능분석 .....	34
5. 발전소정전사고시 PAR 성능분석 .....	36
6. 증기발생기세관파단사고시 PAR 성능분석 .....	38
제3장 결론 .....	39
【참고문헌】 .....	41

## List of Tables

- Table 2-1 국내 원전 수소제어설비 설치 현황 및 PAR 설치 현황
- Table 3-1 격납건물 노드화
- Table 3-2 PAR 유형별 효율 상수(n)
- Table 3-3 주요사고경위별 노심손상 빈도
- Table 3-4 피동형수소재결합기 설치위치 및 개수
- Table 3-5 사고경위별 수소 방출 지점
- Table 3-6 주요 사고 진행 결과 요약
- Table 3-7 LBLOCA시 PAR 수소분석 결과 요약
- Table 3-8 MBLOCA시 PAR 수소분석 결과 요약
- Table 3-9 SBLOCA시 PAR 수소분석 결과 요약
- Table 3-10 TLOFW시 PAR 수소분석 결과 요약
- Table 3-11 SBO시 PAR 수소분석 결과 요약



## List of Figures

- Fig. 2-1 Thermal Recombiner(Rockwell International 社)
- Fig. 2-2 Igniter
- Fig. 2-3 Passive Autocatalytic Recombiner
- Fig. 3-1 MAAP 격납건물 노드화 모델(1/2)
- Fig. 3-2 MAAP 격납건물 노드화 모델(2/2)
- Fig. 3-3 MAAP 격납건물 노드화 및 유로 모델
- Fig. 3-4 대형 PAR 수소제거율 비교-CERACOMB vs NUKEM 상관식
- Fig. 3-5 주요 사고 현상별 누적 수소생성량 비교-LBLOCA 기본분석
- Fig. 3-6 주요 사고 현상별 누적 수소생성량 비교- MBLOCA
- Fig. 3-7 사고 현상별 누적 수소생성량 비교- SBLOCA
- Fig. 3-8 사고 현상별 누적 수소생성량 비교- TLOFW
- Fig. 3-9 사고 현상별 누적 수소생성량 비교- SBO
- Fig. 3-10 사고 현상별 누적 수소생성량 비교- SGTR
- Fig. 3-11 LBLOCA시 PAR 미작동 수소농도(Rx Cavity)
- Fig. 3-12 LBLOCA시 PAR 작동 수소농도(Rx Cavity)
- Fig. 3-13 MBLOCA시 PAR 미작동 수소농도(Rx Cavity)
- Fig. 3-14 MBLOCA시 PAR 작동 수소농도(Rx Cavity)
- Fig. 3-15 SBLOCA시 PAR 미작동 수소농도(Rx Cavity)
- Fig. 3-16 SBLOCA시 PAR 작동 수소농도(Rx Cavity)
- Fig. 3-17 TLOFW시 PAR 미작동 수소농도(Rx Cavity)
- Fig. 3-18 TLOFW시 PAR 작동 수소농도(Rx Cavity)
- Fig. 3-19 SBO시 PAR 미작동 수소농도(Rx Cavity)
- Fig. 3-20 SBO시 PAR 작동 수소농도(Rx Cavity)
- Fig. 3-21 SBO시 PAR 미작동 수소농도(Rx Cavity)
- Fig. 3-22 SBO시 PAR 작동 수소농도(Rx Cavity)

## ABSTRACT

### A study on the improvement of containment hydrogen control system in Hanbit Unit 5,6

Song jeong-seok

Advisor : Prof. Lee, Kyung Jin, Ph.D.

Department of Nuclear Engineering

Graduate School of Chosun University

On March 11, 2011, the Great East Japan Earthquake triggered an extremely severe nuclear accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant. This devastating accident was ultimately declared a Level 7 (“Severe Accident”) by the International Nuclear Event Scale (INES).

Fukushima Daiichi NPS Units 1, 2, 3, and 4 lost both the offsite power and EDGs, resulting in a long-term station blackout (SBO) due to the earthquake and subsequent tsunami. It has been assessed that the reactor cores of Fukushima Daiichi NPS Units 1, 2 and 3 overheated and melted due to loss of reactor cooling, and as a consequence, the reactor pressure vessels were damaged. The pressure of the containments subsequently increased, and hydrogen explosions occurred in the reactor buildings because of the hydrogen generated by the reaction of fuel cladding with water in a sequence of Units 1, 3, 2, and 4. The outer walls of the reactor buildings were damaged in those processes, and as a result, a large amount of radioactive materials was released to the environment, causing environmental radioactivity impact even on the countries near Japan, such as Korea.

Due to the severe accidents at Fukushima DAI-ICHI nuclear power plants (NPPs) in Japan, caused by the great earthquake on Mar.11, 2011, public concern about the

safety of domestic NPPs has greatly increased. The government convened the 43th Nuclear Safety Committee (NSC) on Mar. 21, 2011, and decided to conduct a comprehensive special safety inspection (SSI), based on the recommendation of the NSC, on the nuclear facilities in Korea. The SSI was performed from Mar. 23 through Apr. 30, 2011 to conform the mitigating capabilities against severe accidents resulting from huge earthquakes and tsunamis that go beyond expectation, such as those occurred in Fukushima, and to derive any items for improvement needed

One of the items for improvement goals upon the severe accidents which can be caused by combined events exceeding the design basis is the Installation of passive hydrogen removal equipmen. The SSI has been performed to check the capability of coping with severe accidents at the NPP's in Korea by assuming the occurrence of a loss of the cooling functions for the reactor due to a combined accident such as the SBO and the loss of ultimate heat sinks. KHNP installed the Passive Autocatalytic Recombiner during the 9'th O/H in Hanbit Unit 5,6. This study analysed PAR perporment during severe accidents in the containment.

# 제1장. 서론

## 제1절 연구 목적

2011년 3월 11일 일본 도쿄에서 북동쪽으로 390km 떨어진 곳에서 일본 관측사상 최대인 규모 9.0의 지진이 발생했다. 이 대지진으로 파고가 10m이상 최대 높이가 39m에 이르는 쓰나미가 일본 동북쪽 해안 지역을 강타했다. 지진 후 일본 후쿠시마 제1원전에는 총 7차례의 쓰나미가 도달했는데, 특히 파고 15m 수준의 두 번째 쓰나미가 가장 큰 피해를 줬다. 쓰나미와 부유물들이 모든 취수구를 파손하여 해수를 이용하는 정상적인 최종 열 제거 기능이 상실되었다. 또한, 해수가 건물로 유입되면서 비상디젤발전기도 사용할 수 없게 되면서 1~4호기 까지 교류전원 완전상실(Station Black-out; SBO)이 발생하였다. 결국 1호기에서는 2011년 3월12일, 3호기에서는 3월 14일 각각 격납건물에서 수소가스 폭발이 발생하고 격납건물 상부가 파손되었다. 3월15일에는 많은 양의 핵연료를 사용후연료저장조에 보관하고 있던 4호기의 격납건물에서도 수소가스 폭발이 발생하였다.

설계기준사고 또는 중대사고시 격납건물에서는 지르코늄 피복재 산화의 산화, 원자로냉각재계의 용존 수소, 금속재료의 부식, 노심 및 격납건물 집수조 냉각수의 방사화 분해 및 유기물의 방사화 분해 등 다양한 원인에 의해 수소가 발생한다. 수소는 일정 온도에 도달하면 자연발화하고 농도에 따라 연소의 형태가 달라진다. 실제로 미국 TMI 원전사고 시 코륨과 수증기의 반응으로 다량의 수소가 생성되어 격납건물로 방출되었고 이 방출된 수소가 연소하여 격납건물 내부 압력을 28psi 정도 증가시킨 것으로 나타났다. 또한 일본 후쿠시마 사고 시 3개의 격납건물이 폭발한 주요 원인도 수소 가스 때문이었다. 이러한 수소의 위험을 방지하기 위해 격납건물 내부의 수소를 제거하는 설비인 수소열재결합기와 수소점화기를 설치하여 운영해 왔다. 그러나 수소열재결합기와 수소 점화기 모두 일본 후쿠시마 원전 사고와 같이 발전소 전원이 모두 상실되면 이용할 수 없다.

후쿠시마 원전 사고 이후 정부는 ‘국내 원전 안전점검 결과 보고서’를 통해 후쿠시마 원전사고에서와 같이 설계기준을 초과하는 자연재해 상황에서도 안전성을 확보할 수 있도록, 지진·해일 및 중대사고 등에 대해 50개의 장·단기 개선사항을 도출하였다. 이

에 한국수력원자력은 46개의 개선대책(원자력연구원 등 기타 기관 4건)별 세부이행계획을 수립하고 추진해오고 있다. 개선 이전 우리나라의 중대사고관리지침서는 중대사고시 원자로 냉각, 수소 제어, 격납건물 살수 및 배기 등에 대하여 전원공급이 가용함을 전제로 대응전략이 수립되어 있었다. 이에 모든 냉각기능이 상실되어 원자로의 핵연료가 용융되는 최악의 경우를 전제로, 추가적인 안전성 확보를 위한 6건의 개선사항 중 한 가지가 기 설치된 고리 1호기를 제외한 전 원전에, 전원 공급 없이 작동 가능한 피동형수소제거 설비를 설치하는 것이다. 한빛5,6호기는 설계기준사고(DBA)용으로 수소(열)재결합기를, 중대사고 대비용으로 수소 점화기를 설치 및 운영해왔다. 그러나 두 설비 모두 발전소 정전시에는 이용할 수 없다. 이에 전원이 불필요한 피동형수소재결합기(PAR) 24개를 격납건물 안에 설치하였다. 본 논문에서는 국내 원전 수소제어설비 설치 현황 및 문제점을 알아보고, 한빛 5,6호기 중대사고시 격납건물 내 수소 축적 가능성 및 피동형수소재결합기(PAR, Passive Autocatalytic Recombiner) 작동에 의한 수소 제어능력을 평가하고자 하였다.

## 제2장 이론적 고찰

### 제1절 원전 수소 제어설비

#### 1. 수소열재결합기(Thermal Recombiner)

한빛원전본부에는 설치된 2개의 수소열재결합기는 본부내 6개 호기에서 공용으로 사용하고 있다. 수소열재결합기는 냉각재상실사고(LOCA)후 격납건물 대기 중 수소와 산소기체를 제거하는데 사용된다. 수소열재결합기시스템의 각 계열은 격납건물 내부 흡입관의 습분 분리기와 흡입관 및 회귀관의 모터구동 밸브로 구성되어 있으며, 격납건물 외부 즉 1차보조건물에는 흡입배관, 수동밸브, 모터구동 격납건물격리밸브, 이동식 수소열재결합기 스킴드 및 회귀관 등으로 구성된다.

설계기준사고시 격납건물 대기로의 초기 수소 방출량은 1% 이하의 핵연료피복재(Zr)가 산화반응하여 생성되는 수소와 원자로냉각재계통 내의 용존수소의 합이며, 이러한 초기 수소 방출량으로는 연소가능 규제치인 4 vol.% 농도에 도달하지 않는다. 사고가 진행되어 격납건물내 재깁(알루미늄, 아연 등)의 부식과 냉각재의 방사분해에 의해 수소가 계속 축적되고, 운전원의 복구조치가 취해지지 않으면 궁극적으로는 4 vol.% 농도에 도달한다. 이때 수소열재결합기를 가동하면 수소 농도가 연소가능 규제치인 4 vol.% 농도에 도달하는 것을 방지할 수 있다.

수소열재결합기는 작동전 예비 기동과 시험을 하며, 만족스러울 경우 격납건물격리밸브를 열어 각각의 수소재결합기에 70 scfm (1.98 m<sup>3</sup>/min)의 유량을 공급한다. 수소열재결합기로 공급된 격납건물 공기의 수소농도는 수소재결합기의 열반응에 의해 체적비 0.1% 이하로 낮추어진 다음 격납건물 공기의 수소농도 희석을 위해 격납건물로 회귀된다.

격납건물 공기는 송풍기를 통해 가스가열기와 반응실로 보내지며, 이 공기는 전기식 가열기로 가열된 다음 수소와 산소의 재결합을 일으키는 반응실로 들어간다. 반응실에서 재결합된 공기는 가스냉각기로 보내져 냉각용 공기에 의해 냉각된 다음 격납건물로 유입된다.

수소열재결합기시스템의 각 계열은 산소, 질소, 기타 습분과 5vol.% 정도까지의 수

소를 포함하는 70 scfm (1.98 m<sup>3</sup>/min)의 유량을 처리할 수 있도록 설계되어 있다. 수소재결합기의 재결합 효율은 100%이며 따라서 회귀기체의 최소 수소 체적농도는 0.1% 이하이다.

수소재결합기계통의 각 계열은 완전 분리된 비상전원으로부터 전력을 공급받는다. 한 호기에서 냉각재상실사고가 발생하고 동시에 하나의 능동기기 고장 또는 한 계열의 전원상실이 일어나도 한 개의 수소재결합기계통이 사용 가능토록 수소재결합기계통은 100% 능력을 갖는 2개의 계열로 구성되며 이들 계열은 서로 충분히 이격된 거리에 설치되어 있다.

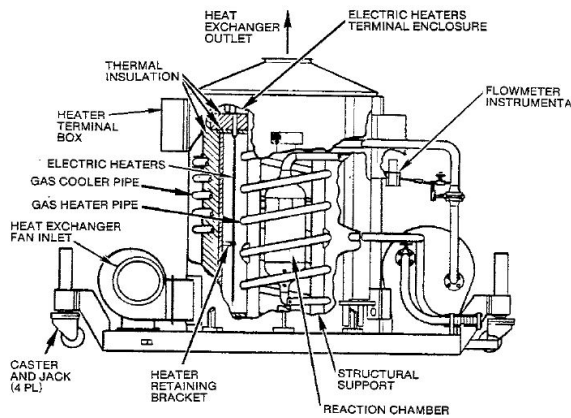


Fig. 2-1 Thermal Recombiner(Rockwell International 社)

## 2. 수소 점화기(Igniter)

수소 점화기는 격납건물 내부의 수소가 4vol.%를 초과하면 수동운전하여 수소 농도가 지나치게 높아지는 것을 방지하는 기능을 한다. 또한 부적절한 노심냉각계통(ICCMS)에서 감지되는 노심출구온도(CET)가 약649°C(1200°F)에 도달하면 수소 점화기를 수동으로 운전한다. 수소 점화기는 높은 농도에서 발생하는 수소의 폭발 또는 연소 천이현상(DDT) 등에 격납건물의 건전성이 저해되지 않도록 하는 목적을 갖고 있다. 수소 점화기는 가연성 기체 혼합물에 충분한 열이나 화학반응 물질을 공급함으로써 연소를 자발적으로 유발 시킨다. 수소 점화기는 격납건물내 20여개가 설치되며 설계기준 사고를 초과 하는 중대사고시 격납건물 내 평균 및 국부 수소농도를 10 vol.% 이내로 유지 하는 기능을 한다.

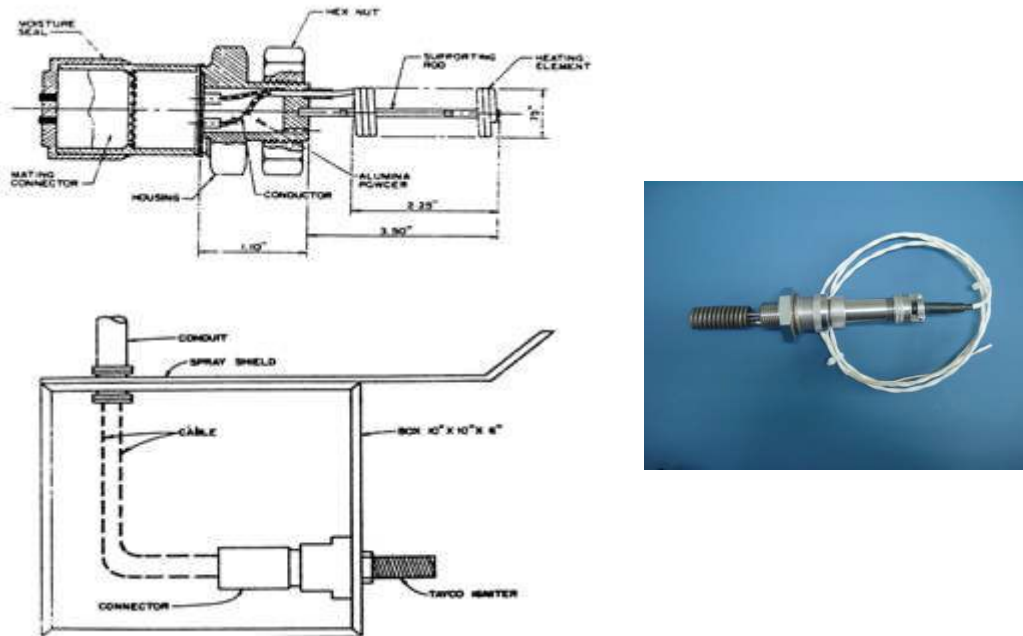


Fig. 2-2. Igniter

## 3. 피동형 수소재결합기(Passive Autocatalytic Recombiner)

피동형수소재결합기는 주로 유럽에서 사용되고 있는 설비로써 백금계의 촉매 판을 이용하여 공기중의 수소와 산소가 결합하며 이때 발생하는 열로 인해 자연대류가 발생되며, 이와 같은 대류 현상으로 별도의 에너지원 없이 지속적인 수소의 재결합반응을



유도할 수 있게 된다. PAR 하단부에서 수소-산소혼합기체의 유입이 일어나고 수소와 산소가 결합하며 온도가 상승하여 밀도가 낮아진 기체는 상승하게 자연대류 현상이 발생하는 것이다. PAR는 설계기준사고 및 중대사고용으로 사용된다.

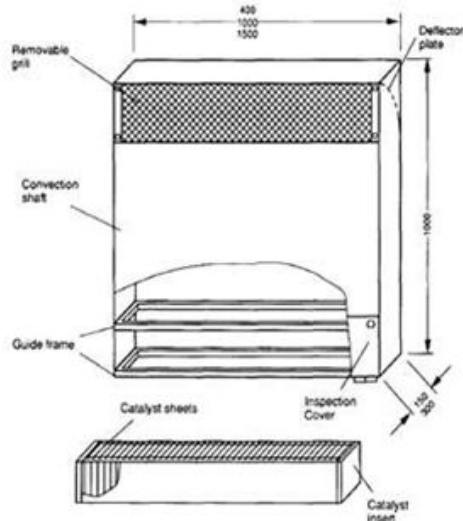


Fig. 2-3. Passive Autocatalytic Recombiner

#### 4. 국내 원전 수소제어설비 설치 현황

후쿠시마 원전사고 이후 우리정부에서 발전소 정전사고시에도 격납건물내의 수소를 제거할 수 있는 수소제어설비의 설치를 요구하였고, 한국수력원자력은 2015년 3월까지 국내 모든 원전에 피동형수소재결합기를 설치하였다.

Table 2-1 국내 원전 수소제어설비 설치 현황 및 PAR 설치 현황

개선 종류	호기	고리 1	고리2, 3,4	월성1	월성 2,3,4	한빛 1~4	한빛 5,6	울진1, 2	울진3 ~6	신고리 1~4 신월성 1,2
	개선	PAR	○							
개선 이전	IG				○		○		○	○
	TR		○			○	○	○	○	
개선후 PAR 설치 (2015.3 완료)			○	○	○	○	○	○	○	

\* IG:수소점화기, TR:수소열재결합기, PAR: 피동형수소재결합기

## 제3장. 중대사고시 피동형수소재결합기 성능 분석

위에서 기술한 바와 같이 한빛5,6호기에는 설계기준사고 대비용으로 수소열재결합기, 중대사고 대비용으로 수소점화기가 설치되어 있다. 그러나 2011년 후쿠시마 원전사고 처럼 발전소내 전원이 모두 상실하게 되면 두 설비 모두 이용할 수 없게 된다. 이러한 단점을 보강하고자 정부의 요구대로 한빛5,6호기는 9차 계획예방정비기간에 전원이 불필요한 피동형 수소재결합기를 설치하였다. 중대사고시 수소제어설비 설계 분석 및 연소안전성 평가의 설계기준은 다음과 같다.

- 1) 10 CFR 50.34 (f), "Additional TMI-Related Requirements", 74 FR 28146, Jun. 12, 2009
- 2) 10 CFR 50.44, "Standards for Combustible Gas Control System in Light-Water-Cooled Power Reactors", 68 FR 54141, Sep. 16, 2003
- 3) 원자력안전위원회고시 제2011-25호, "원자로시설의 계속운전 평가를 위한 기술기준 적용에 관한 지침", 2011. 11. 11
- 4) IAEA 안전지침 NS-G-1.10, "Design of Reactor Containment Systems for Nuclear Power Plants", 2004.

상기의 요건을 준용한 중대사고시 격납건물내 평균 수소농도 제한치는 10vol.%이다. 이번 장에서는 한빛5,6호기 중대사고시 격납건물내 수소 축적 가능성 및 피동형 수소재결합기(PAR) 작동에 의한 수소 농도를 분석하였다.

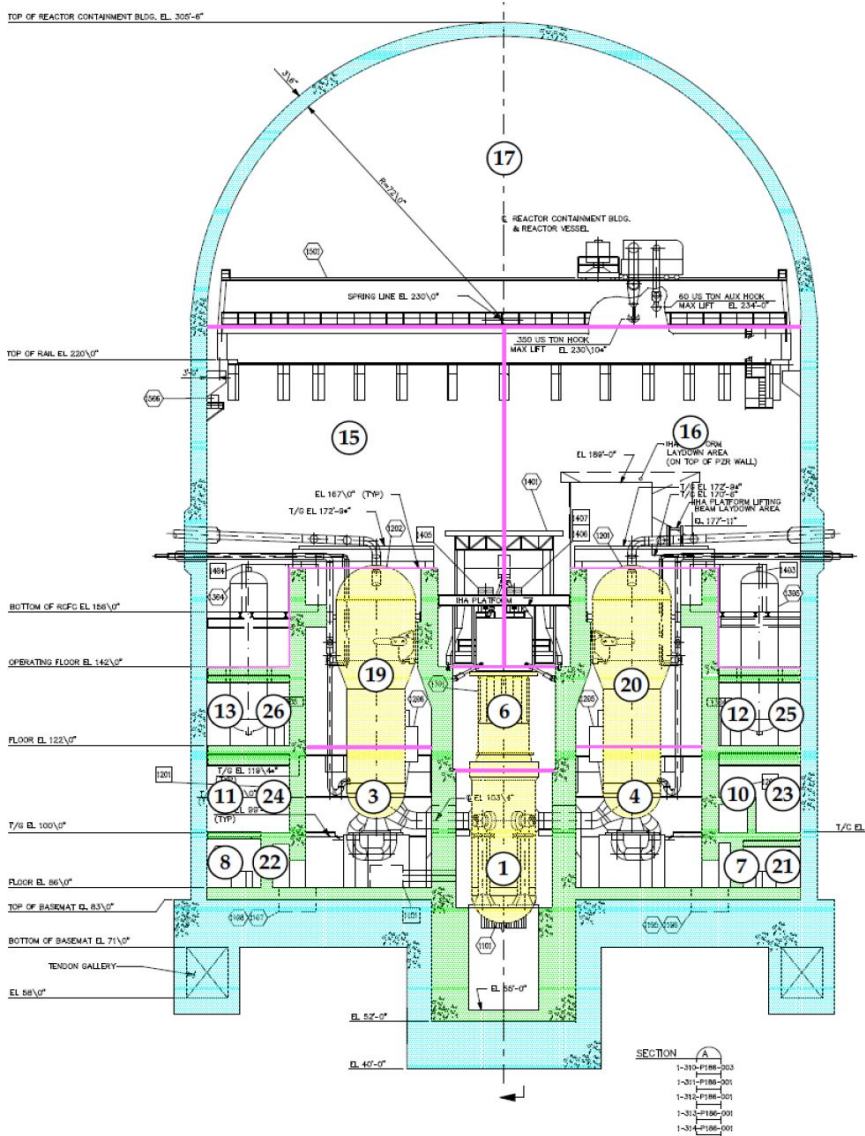
### 제1절. 분석 방법론

#### 1. 수소생성량

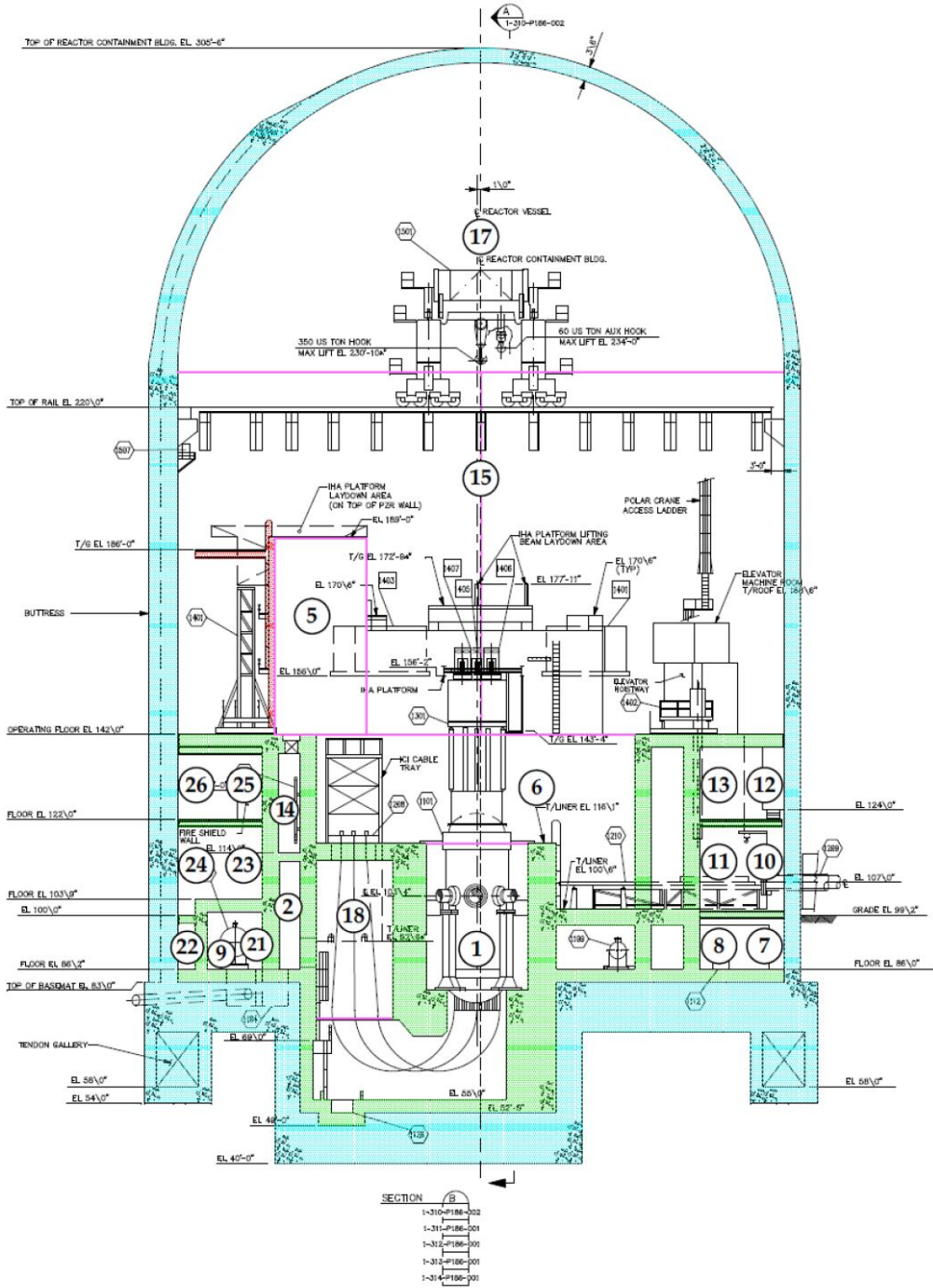
수소량은 10 CFR 50.34(f) 및 10 CFR 50.44에 기술된 유효노심 내 핵연료피복재-물 반응(MWR, Metal Water Reaction) 75% 및 100%에 해당하는 수소발생량보다 보수적으로 총 150% MWR 등가 수소량이 발생하도록 분석하였으며, 총 수소발생량은 150% MWR에 해당하는 1,253 kg이다. 또한 분석 시나리오 중 대형냉각재사고와 같이 사고 진행이 빨라 원자로용기가 비교적 초기에 파손되는 경우를 제외하고, 가용한 분석에 대해서는 원자로용기가 파손되기 이전의 수소발생량으로 75% MWR(626.5 kg)을 가정하여 더욱 보수적인 분석을 수행하였다.

## 2. 분석노드 수

- 본 분석에서는 총 26 개의 제어체적, 58 개의 유로, 그리고 70개의 열침원으로 격납 건물을 모델링하였다. 격납건물 일반 배치 도면에 MAAP 노드 모델을 표기하여 Fig. 3-1에 제시하였다. Fig. 3-2에는 격납건물 노드 및 노드별 유로에 대해 도식화하여 제시하였다. 보다 상세한 노드화 정보는 Table 3-1에 제시하였다.



Section A-A  
Fig. 3-1 MAAP 격납건물 노드화 모델(1/2)



Section B-B

Fig. 3-2 MAAP 격납건물 노드화 모델(2/2)

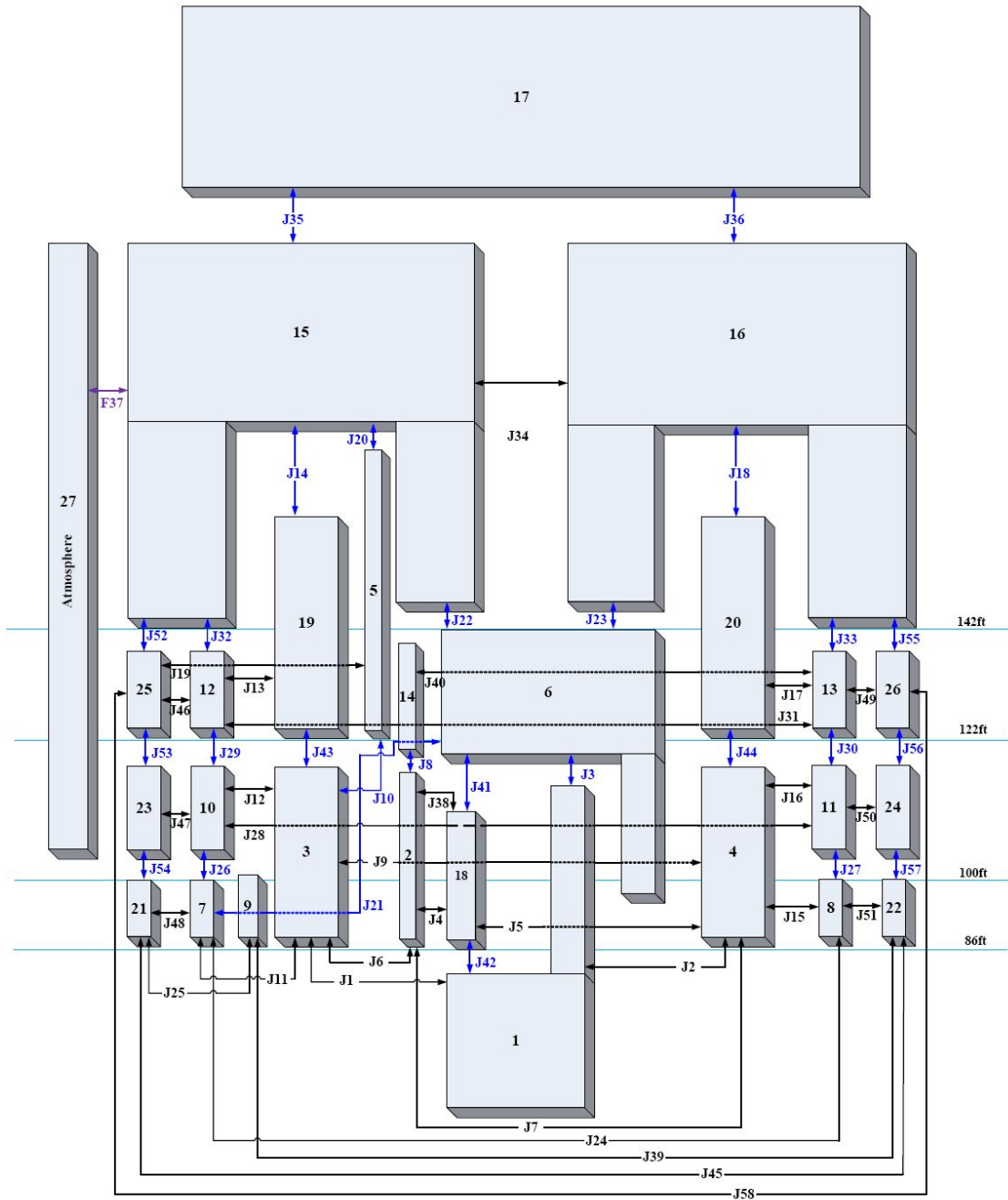


Fig. 3-3 MAAP 격납건물 노드화 및 유로 모델

Table 3-1 격납건물 노드화

번호	노드 설명	자유 체적(m <sup>3</sup> )	바닥층고 (ft)	높 이 (m)	인접 격실수
1	원자로공동 및 원자로용기 환형구역	541.18	55.00	18.62	5
2	원자로공동 출입구 공간	132.93	86.00	8.53	5
3	증기발생기 #1 격실(하부)-EL.86'	1570.85	86.00	17.07	7
4	증기발생기 #2 격실(하부)-EL.86'	1570.85	86.00	17.07	7
5	가압기 격실	302.59	121.00	19.24	3
6	재장전수조	1666.23	92.00	15.08	5
7	환형구역 #1 NE-EL.86'	651.39	86.00	4.27	5
8	환형구역 #2 NE-EL.86'	592.48	86.00	4.27	4
9	원자로배수탱크 격실	116.25	86.00	4.45	2
10	환형구역 #1 NE-EL.100'	1028.39	100.00	6.71	5
11	환형구역 #2 NE-EL.100'	880.44	100.00	6.71	5
12	환형구역 #1 NE-EL.122'	856.33	122.00	6.10	5
13	환형구역 #2 NE-EL.122'	785.16	122.00	6.10	6
14	재생열교환기 격실	90.26	114.00	7.32	2
15	격납건물 상부공간 #1 - EL142'	17853.76	142.00	26.82	8
16	격납건물 상부공간 #2 - EL142'	17443.28	142.00	26.82	6
17	격납건물 돔 지역	22136.10	230.00	26.82	2
18	노내계측기안내관 격실(ICI Chase)	97.14	86.00	7.98	4
19	증기발생기 #1 격실(상부)-EL122'	1797.79	122.00	8.69	3
20	증기발생기 #2 격실(상부)-EL122'	1710.58	122.00	8.69	3
21	환형구역 #1 NW-EL86'	651.39	86.00	4.27	4
22	환형구역 #2 SW-EL86'	592.44	86.00	4.27	5
23	환형구역 #2 NW-EL100'	1028.39	100.00	6.71	3
24	환형구역 #1 SW-EL100'	880.44	100.00	6.71	3
25	환형구역 #1 NW-EL122'	856.33	122.00	6.10	5
26	환형구역 #2 SW-EL122'	785.16	122.00	6.10	3
	전체	76618.13			



### 3. 수소제거율 상관식

한빛5,6호기에 설치한 PAR는 CERACOMB사의 제품인데 MAAP 분석에 적용할때 CERACOMB에서 제시한 수소제거율이 Battelle(Fischer) NUKEM PAR 상관식의 수소 제거율보다 더 크게 나타났다. 보수적 적용을 위해 NUKEM PAR Fischer 상관식을 적용하였다.

#### ○ CERACOMB PAR 수소 제거율 상관식

$$R = S \cdot N \cdot k \cdot (C-0.15)^{1.16} \cdot P \cdot \left(\frac{273}{T}\right) \dots\dots\dots (식 1-1)$$

여기서

- |  |   |
|--|---|
| R : [g/sec] ,  | 수소제거율(재결합율)   |
| S : 0.89 ,   | 안전계수  |
| N : PAR 사이즈 인자,  | NP-1600(대형) : 4<br>NP-800(중형) : 2<br>NP-400(소형) : 1               |
| k : [K·(gH <sub>2</sub> )/(vol.% H <sub>2</sub> )bar·sec], | 실험상수 : 0.048  |
| C : [vol.%]  | H <sub>2</sub> -H <sub>2</sub> O-Air 혼합기체의 수소 체적분율<br>(최대=8vol.%) |
| P : [bar]  | 압력  |
| T : [K]  | 온도  |

#### ○ NUKEM PAR 수소 제거율 상관식 :

$$R_{H_2} = 13748 \times N \times \eta \times C_{H_2}^{1.307} \times \frac{P}{T} \dots\dots\dots (식 1-2)$$

여기서

- |                     |   |
|---------------------|---|
| $R_{H_2}$ : [g/sec] | 수소제거율(재결합율)   |
| N : [ - ]           | PAR 대수  |
| $\eta$ : [ - ]      | PAR 효율  |
| $c_{H_2}$ : [ - ]   | H <sub>2</sub> -H <sub>2</sub> O-Air 혼합기체의 수소 몰분율(molar fraction) |
| P : [bar]           | 전압력(Total pressure)   |
| T : [K]             | 온도  |

Table 3-2 PAR 유형별 효율 상수( $\eta$ ), (PAR 25% 성능저하를 기본고려)

PAR 유형		제작사 정보	MAAP 4.0.6+ 코드(75%성능 기본적용)
PAR-88	대	1.0	$1.0 \times 0.75 = 0.75$
PAR-44	중	0.5	$0.5 \times 0.75 = 0.375$
PAR-22	소	0.25	$0.25 \times 0.75 = 0.1875$
PAR-11	-	0.125	$0.125 \times 0.75 = 0.09375$

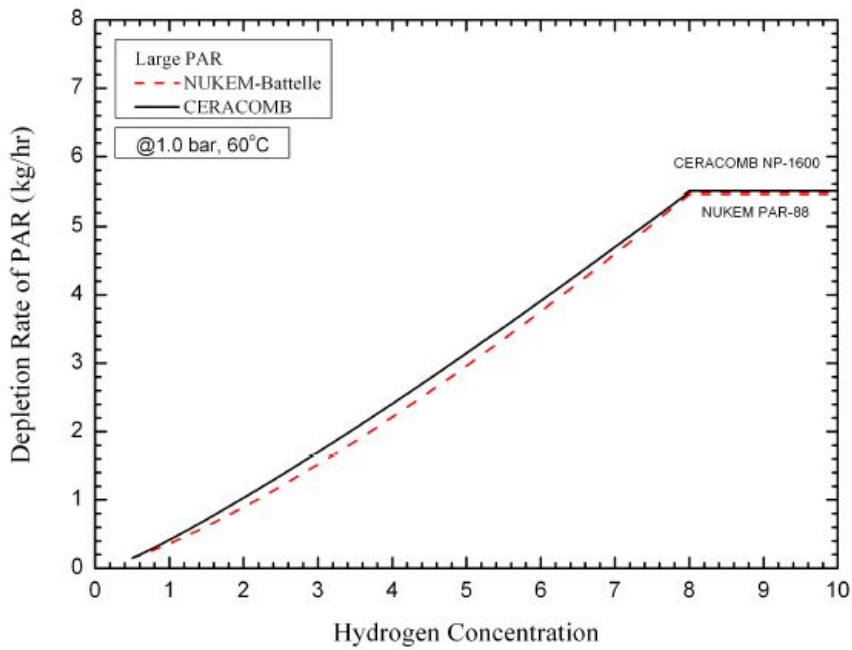


Fig. 3-4 대형 PAR 수소제거율 비교-CERACOMB vs NUKEM 상관식



#### 4. 전산 프로그램

- MAAP(Modular Accident Analysis Program) Version 4.0.6 KOPEC, 2007.05

MAAP은 사고 시나리오에 따른 수소의 생성량을 계산함과 동시에 격납건물을 격실별로 모델링하여 격실 내 수소 농도 분석이 가능한 종합적인 중대사고 수소분석 전산코드이다. 상기 코드는 4.0.6 기본 버전과 동일하나, NUKEM 및 AREVA PAR 수소 제어 모델을 추가한 버전으로 이하 MAAP 4.0.6+ 로 기술하였다.

MAAP 4.0.6+에는 NUKEM 상관식을 적용할 때에 식 (1-2)의 아래 PAR 유형별 효율 상수 표에서 제시한 바와 같이 75%의 성능만을 적용하여 25%의 성능저하를 기본적으로 고려하도록 내부적으로 모델링 되어있다. 최근의 기기공급사의 실험결과에서는 실제적으로 성능저하가 이보다 작은 것으로 나타나지만, EPRI ALWR Program을 통해 NUKEM PAR를 대상으로 실시한 실험결과에서 주로 케이블 화재나 휘발성 요드화 핵분열생성물 등에 의한 종합적인 성능저하에 대해 매우 보수적으로 가정한 참고문헌 13에 근거한 것이다.

한편, 최근의 국내 PAR 제조사의 성능시험결과, 실제 격납건물 내부 휘발성유기화합물(VOC, Volatile Organic Compounds)의 장기노출시험환경에서 PAR의 작동이 지연되는 현상이 관찰되었으므로, 장기노출시험결과에 따라 아래와 같은 지연응답 특성을 고려하여 분석하였다.

- 대기온도 변화에 따른 촉매체 온도 지연 응답 특성
- PAR 작동 개시 조건:
  - 수소농도 3% 및 촉매체 온도 60℃ 이상 + 지연시간 15분 적용

#### 5. 분석대상 사고경위

분석대상 중대사고 사고경위는 1단계 확률론적 안전성 평가에서의 사고경위별 노심 손상빈도 및 2단계 내부사건에 대한 PDS 정량화 결과에 기초하여 다음의 6개 대표 사고경위를 선정하였다. 또한, 각 사고경위에 대해 살수계통의 작동 여부, PAR 작동 여부, 안전주입탱크 작동 여부, 안전감압계통(SDS)의PORV 수동 개방 여부 등을 고려하여 분석대상을 선정하였다.

- 대형냉각재상실사고 (Large Break LOCA, LBLOCA)
- 중형냉각재상실사고 (Medium Break LOCA, MBLOCA)

- 소형냉각재상실사고 (Small Break LOCA, SBLOCA)
- 완전급수상실사고 (Total Loss of Feedwater, TLOFW)
- 발전소 정전사고 (Station Blackout, SBO)
- 증기발생기전열관파단사고 (Steam Generator Tube Rupture, SGTR)

냉각재상실사고의 경우 소형, 중형 및 대형 냉각재상실사고를 모두 고려하였고 발전소 정전사고도 고려하였다. 과도사건으로 분류할 수 있는 다양한 사고경위들(LOFW[급수상실사고], LOFC[125V 직류모션상실사고], GTRN[일반과도사건], LOCCW[기기냉각수상실사고], LOOP[소외전원상실사고])은 수소 제어 분석관점에서 원자로 용기 파손 전 노내 75% MWR 해당 수소발생량을 고려하는 완전급수상실사고(TLOFW)에 모두 포괄되는 사고로 볼 수 있다. 즉, 초기의 원인은 다양하나 급수가 잘 이루어지지 않은 경우에 해당하는 사고경위들로 TLOFW 사고경위가 이들 과도사건 사고경위들을 대표하고 있다.

증기발생기전열관파단사고(SGTR)의 경우에는 RCS 상실이 동반되므로 냉각재상실사고로 분류할 수 있으나 방출량이 매우 작기 때문에 과도사건의 성격을 동시에 가지고 있다. 수소거동 관점에서 보면 상대적으로 결과가 경미하여 결과적으로 과도사건에 포괄되는 사고로 볼 수 있으나 이를 확인하기 위하여 SGTR 사고경위에 대하여도 분석을 수행하였다. 분석대상 사고경위들은 원자로 냉각재계통 파단부와 격납건물 내 원자로 배수탱크 배기구 또는 안전감압계통 파열관을 통한 격납건물 상부지역으로 방출되는 전형적인 수소방출지점 및 방출율을 다양하게 고려하고 있다.

Table 3-3 주요 사고경위별 노심손상 빈도

No	사 고 경 위 명	사 고 경 위 설 명	노심손상 빈도(/년)
1	SLOCA-9	(소형냉각재상실사고) * (원자로정지 성공) * (고압안전주입성공) * (보조급수공급 성공) * (대기덤프를 통한 RCS 냉각운전 성공) * (고압재순환 실패) * (저압재순환을 위한 급속냉각) * (저압재순환 실패)	1.11E-06
2	LOFW-26	(주급수상실사고 발생) * (원자로정지 성공) * (보조급수공급 실패) * (초기 SDS 방출운전 실패)	7.83E-07
3	LLOCA-5	(대형냉각재상실사고 발생) * (안전주입탱크 성공) * (저압안전주입 실패)	4.82E-07
4	LOOP-26	(소외전원상실사고 발생) * (원자로정지 성공) * (보조급수공급 실패) * (초기 SDS 방출운전 실패) * (1시간 이내 소외전원복구 실패)	4.19E-07
5	SGTR-37	(증기발생기세관파단사고) * (원자로정지 성공) * (고압안전주입 실패) * (저압안전주입을 위한 RCS 급속감압 실패)	4.15E-07

6	GTRN-26	(일반과도사건 발생) * (원자로정지 성공) * (급수공급 실패) * (초기SDS방출운전 실패)	2.99E-07
7	SLOCA-32	(소형냉각재상실사고) * (원자로정지 성공) * (고압안전주입 실패) * (저압안전주입을 위한 RCS 급속감압 실패)	2.76E-07
8	LOFW-7	(주급수상실사고 발생) * (원자로정지 성공) * (보조급수공급 성공) * (대기덤프밸브를 통한 증기제거 성공) * (정지냉각운전 실패) * (이차측열제거 유지 실패) * (원자로냉각재방출 실패)	2.59E-07
9	LODC-26	(125V직류모션상실사고) * (원자로정지 성공) * (보조급수공급 실패) * (초기 SDS방출운전 실패)	2.49E-07
10	SBO-8	(발전소정전사고) * (원자로정지 성공) * (터빈구동보조급수펌프를 이용한 보조급수공급 성공) * (대기덤프밸브를 이용한 증기제거 성공) * (후기소외전원회복 실패)	2.44E-07
11	ATWS-34	(정지불능 과도사건) * (감속재 온도계수)	2.24E-07
12	LSSB-26	(대형이차측 파단사고) * (원자로정지 성공) * (원자로 재임계 도달방지 성공) * (보조급수 공급 실패) * (초기 SDS방출운전 실패)	2.04E-07
13	MLOCA-3	(중형 냉각재상실사고) * (고압안전주입 성공) * (고압안전주입계통재순환 운전 성공) * (고압안전주입계통 고온관 및 저온관 재순환 운전실패)	2.02E-07
14	LLOCA-3	(대형 냉각재상실사고) * (안전주입탱크 주입 성공) * (저압안전주입 성공) * (고압안전주입계통 재순환 운전 성공) * (고압안전주입계통고온관 및 저온관 재순환 운전 실패)	2.02E-07
15	LLOCA-4	(대형 냉각재상실사고) * (안전주입탱크 주입 성공) * (저압안전주입성공) * (고압안전주입계통 재순환 운전 실패)	1.88E-07
16	MLOCA-2	(중형 냉각재상실사고) * (고압안전주입 성공) * (고압안전주입계통재순환 운전 성공) * (고압안전주입계통 고온관 및 저온관 재순환 운전성공) * (재순환수 냉각운전 실패)	1.78E-07
17	LLOCA-2	(대형 냉각재상실사고) * (안전주입탱크 주입 성공) * (저압안전주입성공) * (고압안전주입계통 재순환 운전 성공) * (고압안전주입계통고온관 및 저온관 재순환 운전 성공) * (재순환수 냉각 실패)	1.78E-07
18	SGTR-36	(증기발생기 세관파단사고) * (원자로정지 성공) * (고압안전주입 실패) * (저압안전주입 재순환 운전 성공) * (저압안전주입 실패)	1.68E-07
19	MLOCA-4	(중형 냉각재상실사고) * (고압안전주입 성공) * (고압안전주입계통재순환 운전 실패)	1.32E-07
20	MLOCA-5	(중형 냉각재상실사고) * (고압안전주입 실패)	1.20E-07
21	SLOCA-31	(소형 냉각재상실사고) * (원자로정지 성공) * (고압안전주입운전 실패) * (저압안전주입을 위한 원자로냉각재계통의 감압 실패) * (저압안전주입 실패)	1.12E-07
22	ATWS-8	(정지불능 과도사건) * (감속재 온도계수) * (가압기 안전밸브 복귀성공) * (증기발생기 건전성 유지 성공) * (보조급수공급 성공) * (터빈우회밸브 또는 대기덤프밸브를 통한 증기 제거 성공) * (비상봉산수 주입 실패)	1.09E-07
합계	1.0E-7보다 큰23개 사고경위(원자로 용기파손 빈도 2.66E-7포함)의노심손상 빈도합계 (전체의 91.7 %)		6.82E-06

## 6. PAR 설치위치 및 개수 선정과정

PAR 설치위치와 설치개수는 수소완화계통 위치선정 절차 및 피동형수소재결합기 (PAR)의 설치기준에 따라 결정하였다. 타 유사호기 경험과 공학적 판단기준을 바탕으로 MAAP 코드 예비 Scoping Analysis를 통해 수소 농도가 높을 것으로 예상되는 주요 수소방출 격실과 주요 대기확산 유동 경로에 배치하였으며, 격납건물 내부 실사를 통해 설치가능 여부 및 유지보수 가능성을 재확인하여 세부위치를 선정하였고 MAAP 코드 최종분석에 반영하여 격납건물의 수소제어능력을 확인하였다. 즉, 원자로용기 파손시점에서 LOCA인 경우는 증기발생기 격실의 수소농도가 높을것으로 예상되므로 증기발생기 격실에 대형 PAR 1대, 중형 PAR 2대를 배치하였으며, SBO, TLOFW인 경우는 원자로배수탱크 격실이 주요 수소 방출격실이나 격실출입구를 통해 빠져나온 수소가 상부 100 ft의 환형구역으로 이동하므로 대기 혼합 관점에서 주요 확산 유동경로인 환형구역 EL. 100 ft에 대형 PAR 2대, 중형 PAR 2대를 배치하였다. 또한 환형구역은 EL. 100 ft, EL. 122 ft 층 사이의 일부가 대기 혼합이 가능한 Grating 구조로 되어 있으므로 EL. 122 ft에도 중형 PAR 4대를 배치하였다. 또한, 주요 수소 확산 유동경로인 ICI Chase 출구 EL. 100 ft에 중형 PAR 2대를배치하였다. 격납건물 상부 돔지역은 모든 중대사고시에 대류유동에 의한 수소확산및 유입 지역이며 평균농도를 보여 수소농도는 낮지만, 격납건물 총 자유체적의 약75% 이상을 차지하는 수소량이 가장 많은 지역이므로 장기적으로 꾸준하게 수소를제거할 수 있도록 대형 PAR 8대를 배치하였다.

Table 3-4 피동형수소재결합기 설치위치 및 개수

번호	기기 번호	형태	PAR 위치	고도	방위각
1	HR01	Large	Containment dome area	207'-11"	22.5°
2	HR02	Large	Containment dome area	207' -11"	202.5°
3	HR03	Large	Containment dome area	207' -11"	67.5°
4	HR04	Large	Containment dome area	207' -11"	112.5°
5	HR05	Large	Containment dome area	207' -11"	157.5°
6	HR06	Medium*	Containment dome area	207' -11"	247.5°
7	HR07	Medium*	Outside of ICI Chase	207' -11"	292.5°
8	HR08	Large	Outside of ICI Chase	207' -11"	337.5°
9	HR09	Medium	Steam Generator Room	101'-0"	120°
10	HR10	Medium	Steam Generator Room	101'-0"	60°
11	HR11	Medium*	Steam Generator Room	130'-0"	0°
12	HR12	Medium*	Steam Generator Room	130'-0"	180°
13	HR13	Medium	Steam Generator Room	140'-9"	150°
14	HR14	Medium	Steam Generator Room	140'-9"	182°
15	HR15	Medium	Steam Generator Room	140'-9"	358°
16	HR16	Medium	Steam Generator Room	140'-9"	30°
17	HR17	Medium	Pathway between annular and low compartment (122ft)	123'-1"	34.5°
18	HR18	Medium	Pathway between annular and low compartment (122ft)	123'-1"	115°
19	HR19	Medium	Pathway between annular and low compartment (122ft)	123'-1"	205°
20	HR20	Medium	Pathway between annular and low compartment (122ft)	123'-1"	335°
21	HR21	Large	Pathway between annular and low compartment (100ft)	100'-6"	75°
22	HR22	Large	Pathway between annular and low compartment (100ft)	100'-6"	105°
23	HR23	Medium	Pathway between annular and low compartment (100ft)	100'-6"	205°
24	HR24	Medium	Pathway between annular and low compartment (100ft)	100'-6"	335°

\* 실제 설치한 PAR 의 용량은 Large(대형)임.

## 제2절. 사고경위별 수소 생성량 분석

Table 3-5에는 중대사고 주요 사고경위에 대한 예상 수소방출지점이 제시되어 있다. 원자로용기가 파손되기 전까지는 두 개의 방출지점이 예상되는데, 증기발생기격실과 원자로배수탱크 격실이다. 증기발생기격실로 수소가 방출되는 대표적인 사고는 냉각재 상실사고이며, 원자로배수탱크격실로 수소가 방출되는 대표적인 사고는 발전소정전사고 또는 급수상실사고와 같은 과도사건들이다. 각 지점으로 방출되는 수소, 수증기 및 물의 양은 사고전개과정과 사고관리전략에 따라 달라질 수 있다. 원자로용기 파손 이후에는 원자로공동으로 노심용융물이 유입되고 이후 MCCI에 의한 수소-수증기-일산화탄소-이산화탄소 기체가 원자로공동에서 발생한다.

Table 3-5 사고경위별 수소 방출 지점

사고경위	원자로용기 파손 전	원자로용기 파손 후	고온관 Creep Rupture 발생시	안전감압계통 밸브 수동 개방시
LOCA	원자로냉각재계통 고온관 파단지점 (증기발생기 격실-3번노드)	원자로용기 파손부(원자로공동-1번노드)	원자로냉각재계통 고온관 파단지점 (증기발생기격실-3번 또는 4번노드)	
TLOFW	원자로배수탱크 파열관(원자로배수탱크격실-9번노드)	원자로용기 파손부(원자로공동-1번노드)	원자로냉각재계통 고온관 파단지점 (증기발생기격실-3번 또는 5번노드)	안전감압계통 파열관(격납건물 상부지역-15번노드)
SBO	원자로배수탱크 파열관(원자로배수탱크격실-9번노드)	원자로용기 파손부(원자로공동-1번노드)	원자로냉각재계통 고온관 파단지점 (증기발생기격실-3번 또는 4번노드)	

\* CRLH : 노심하반부 Creep 파손, EJPT : 노내계측기관 분출

Table 3-6 주요 사고 진행 결과 요약

	LBLOCA	MBLOCA	SBLOCA	TLOFW	SBO	SGTR
	LB-0000P	MB-0000P	SB-0000P	TF-00000	SBO-T000P	SGTR-00000
노심노출(초)	206.62	440.71	2987.26	3389.39	31861.01	11077.98
고온관 Creep Rupture(ch)	-	-	-	7162.98	39438.20	16343.01
노심용융물 하반 구재배치(초)	3083.96	3334.29	7583.02	10092.50	43594.45	18066.42
원자로용기 파손 (초)	7296.60	7652.47	11690.86	11418.35	44694.58	19507.37
원자로용기 파손 모드	CRLH	CRLH	EJPT	EJPT	EJPT	EJPT
총 수소발생량 (kg)	1252.82	1251.75	1251.16	1251.14	1249.95	1248.46
노내	134.56	363.26	624.93	624.93	658.34	642.91
노외	1118.26	888.49	626.23	626.23	591.61	605.55
노내 MWR%	16.11	43.5	74.84	74.84	78.84	76.99
노외 MWR%	133.92	106.4	74.99	75.00	70.85	72.52



## 1. 대형 냉각재상실사고(LBLOCA)시 수소생성량

LBLOCA(Large Break Loss of Coolant Accident)는 대형냉각재상실사고로서 1차계통 압력경계에서 6인치 직경 이상의 파단사고를 의미한다. 본 분석에서는 10인치 직경의 파단면적  $0.0465 \text{ m}^2$ 을 가정하였다. 수소 분석 측면에서 보다 심각한 LLOCA-6(LLOCA\*SIT 실패)를 기본분석 사고경위로 하여 PAR 설치 유무에따른 분석을 수행하였다.

MAAP 프로그램에서는 중대사고시 수소가 발생하는 메카니즘을 크게 5 가지 정도로 분류하고 있는 데 이를 발생장소별로 구분하고 있다. 즉, 원자로압력용기내 유효 노심내부에서의 MWR, 노심용융물의 압력용기 하반구로의 재배치시 발생하는Debris Jet-Water Interaction, 노심용융물이 원자로공동으로 떨어질 때 발생하는Debris Jet-Water Interaction, 원자로공동에서 발생하는 MCCI, 마지막으로 본 보고서의 모든 분석에서는 발생은 하지 않았지만, DCH(Direct Containment Heating)에 의한 수소 발생으로 구분하고 있다. Fig. 3-5에 LBLOCA 사고현상별 누적 수소생성량을 비교 제시하였다. MCCI에 의한 수소 생성율이 가장 크며 유효 노심내부에서의 MWR에 의한 생성율이 작은 것을 알 수 있다.

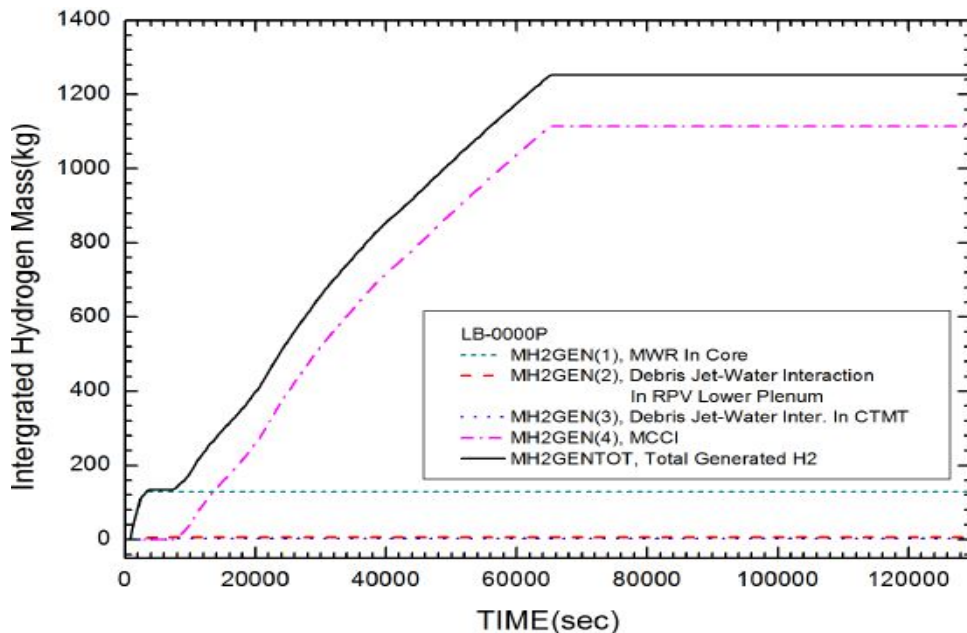


Fig. 3-5 주요 사고 현상별 누적 수소생성량 비교-LBLOCA 기본분석



## 2. 중형 냉각재상실사고(MBLOCA)시 수소생성량

MBLOCA(Medium Break Loss of Coolant Accident)는 중형냉각재상실사고로서 1차 계통 압력경계에서 2인치에서 6인치 직경 사이의 파단사고를 의미한다. 본 분석에서는 고온관에서 6인치 직경의 파단면적  $0.01824 \text{ m}^2$  을 가정하였다. Table 3-3의 주요 사고 경위별 노심손상빈도에서 보는 바와 같이 빈도가 높고 MLOCA-3(MLOCA \* 고압안전주입 성공 \* 고압안전주입계통 재순환 운전 성공 \* 고압안전주입계통 고온관 및 저온관 재순환 실패)가 있지만 보다 보수적인 분석을 위해 MLOCA-5 (MLOCA \* 고압안전주입실패)을 기본분석 사고경위로 하여 PAR 작동여부경위만을 고려하였다.

기본분석 사고경위(MB-0000P)에 대하여 주요 사고 현상별 누적 수소생성량을 Fig.3-6에 비교 제시하였다. LBLOCA에 비해 노내 사고진행 시간이 길어져 노내 수소생성량이 더 증가하는 것을 알 수 있다.

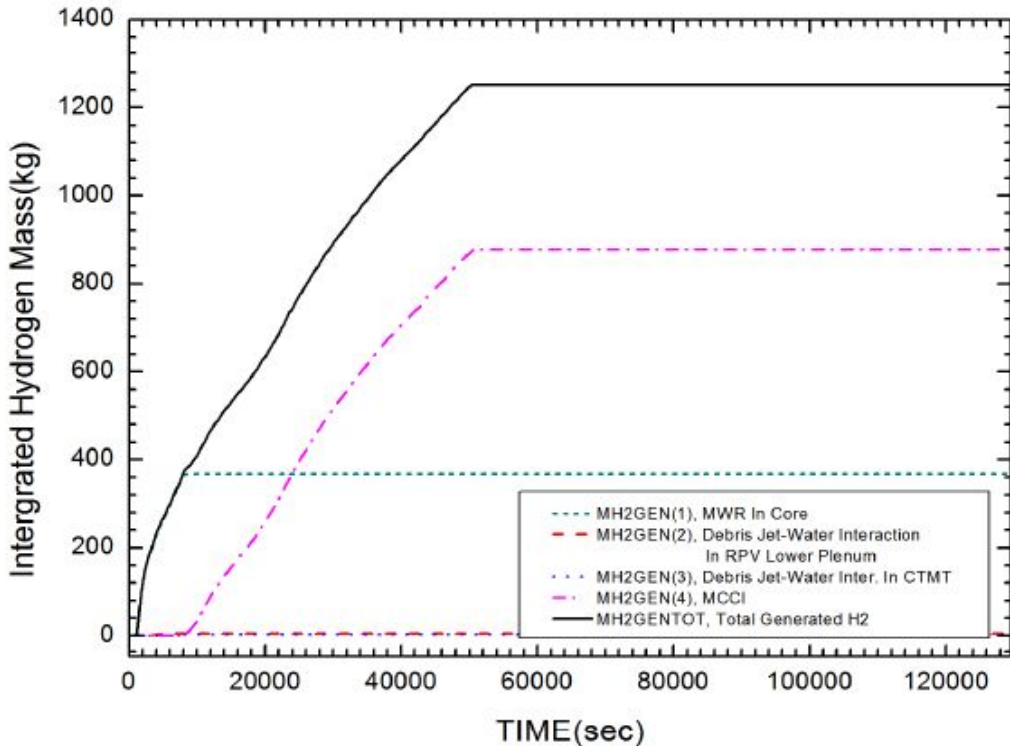


Fig. 3-6 주요 사고 현상별 누적 수소생성량 비교- MBLOCA

### 3. 소형 냉각재상실사고(SBLOCA)시 수소생성량

SBLOCA(Small Break Loss of Coolant Accident)는 소형냉각재상실사고로서 1차계통 압력경계에서 2인치 직경 이상의 파단사고를 의미한다. 본 분석에서는 고온관에서 2인치 직경의 파단면적  $0.002027 \text{ m}^2$  을 가정하였다. Table 3-3의 주요 사고경위별 노심손상빈도와 같이 SLOCA-9((소형냉각재상실사고) \* (원자로정지 성공) \* (고압안전주입 성공)\*(보조급수공급 성공) \* (대기덤프를 통한 RCS냉각운전 성공) \* (고압재순환 실패) \* (저압재순환을 위한 급속냉각) \* (저압재순환 실패) 사고경위가 빈도가 가장 높지만, 보다 보수적인 분석을 위해 안전주입운전이 실패하는 SLOCA-32 (SLOCA \* 고압안전주입실패 \* 저압안전주입을 위한 RCS 급속감압실패)를 기본분석 사고경위를 고려하였다.

기본분석 사고경위(SB-0000P)에 대하여 Fig. 3-7에 주요 사고현상별 누적 수소생성량을 비교 제시하였다. 유효 노심내부에서의 MWR에 의한 생성율이 가장 크고, 순간적인 생성율이 LBLOCA나 MBLOCA에 비해 큰 것을 알 수 있다.

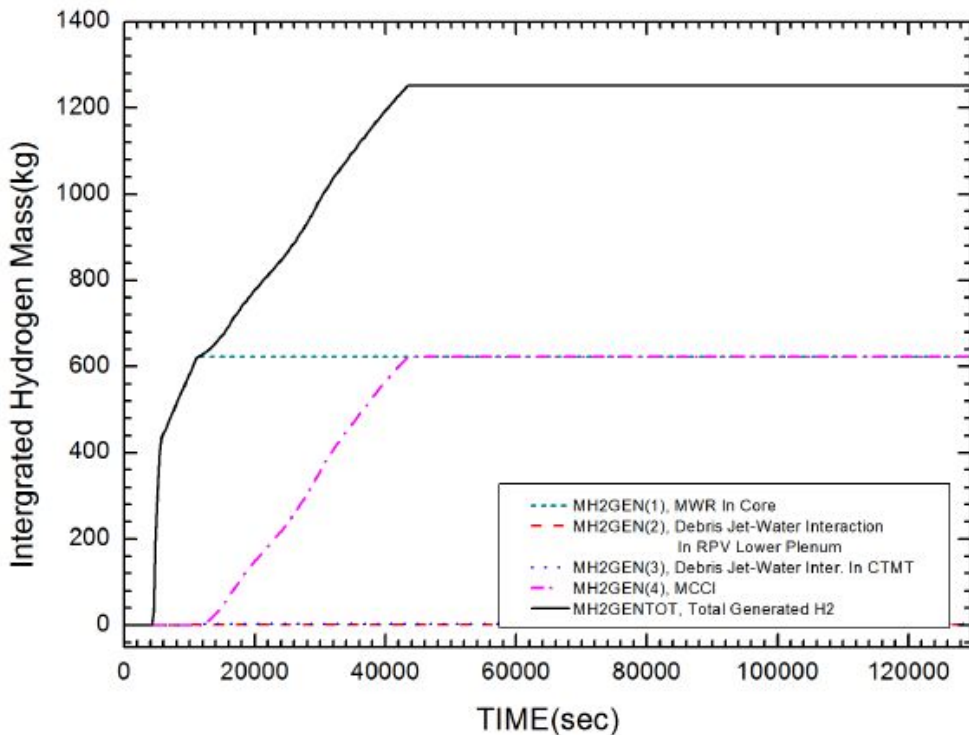


Fig. 3-7 주요 사고 현상별 누적 수소생성량 비교- SBLOCA

#### 4. 급수상실사고(TLOFW)시 수소생성량

TLOFW(Total Loss of Feed Water)는 급수 및 보조급수의 상실을 초기사건으로 하는 사고로, LOFW-26은 노심손상빈도가 높은 사고경위이다. LOFW-26 (주급수상실사고 발생 \* 원자로정지성공 \* 보조급수공급 실패 \* 초기 SDS방출운전 실패)를 기본 사고경위로 고려하였다.

기본분석 사고경위(TF-0000P)에 대하여 Fig. 3-8에 사고현상별 누적 수소생성량을 비교 제시하였다. 유효 노심내부에서의 MWR에 의한 수소생성율이 다른 현상에 비해 훨씬 큰 것을 알 수 있다. 보수적인 모델링 때문에 원자로용기 파손 훨씬 전에 노내 MWR 해당량을 넘어서는것을 알 수 있다.

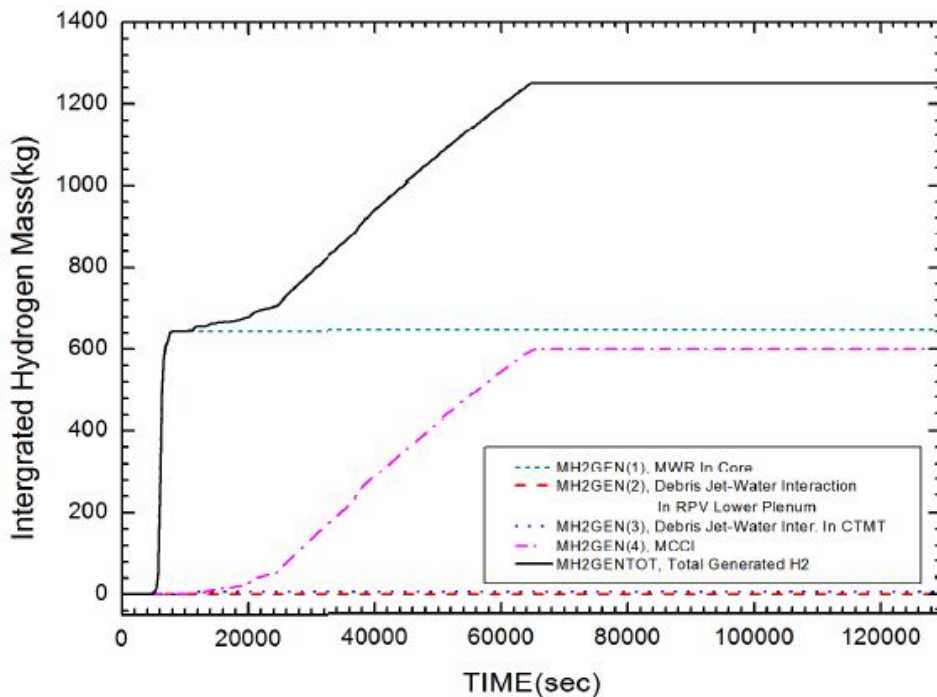


Fig. 3-8 주요 사고 현상별 누적 수소생성량 비교- TLOFW

## 5. 발전소 정전사고(SBO)시 수소생성량

소외전원상실 사고시 소내비상디젤발전기와 대체교류 디젤발전기의 이용불능으로 발전소내 모든 교류전원이상실된 발전소정전사고(SBO) 중 1단계 확률론적안전성평가 결과를 검토하여 SBO-8번 사고경위를 선정하였다. SBO-8 (발전소정전사고 \* 원자로정지 성공 \* 터빈구동보조급수펌프를 이용한 보조급수공급 성공 \* 대기덤프밸브를 이용한 보조급수 공급 성공 \* 대기덤프밸브를 이용한 증기제거 성공 \* 후기소외전원회복 실패)사고경위는, 발전소정전사고 초기사건 후 터빈구동보조급수펌프를 이용한 2차측 열제거는 성공하나 소내 축전지 고갈시간인 4시간과 그이후 디젤엔진구동 보조급수펌프의 운전으로 인한 열제거 효과로 노심노출이 발생하기까지의 여유시간 동안에 소외전원을 복구하지 못하여 노심손상이 발생한 사고경위이다. PAR 작동과 고온관 크리프 파손을 고려하지 않는 기본분석 사고경위(SBO-T000P)에 대하여 Fig. 3-9에주요 사고현상별 누적 수소생성량을 비교 제시하였다. 유효 노심내부에서의 MWR에 의한 수소생성율이 다른 현상에 의한 수소생성량에 비해 훨씬 크고 급격한 것을 알 수 있다.

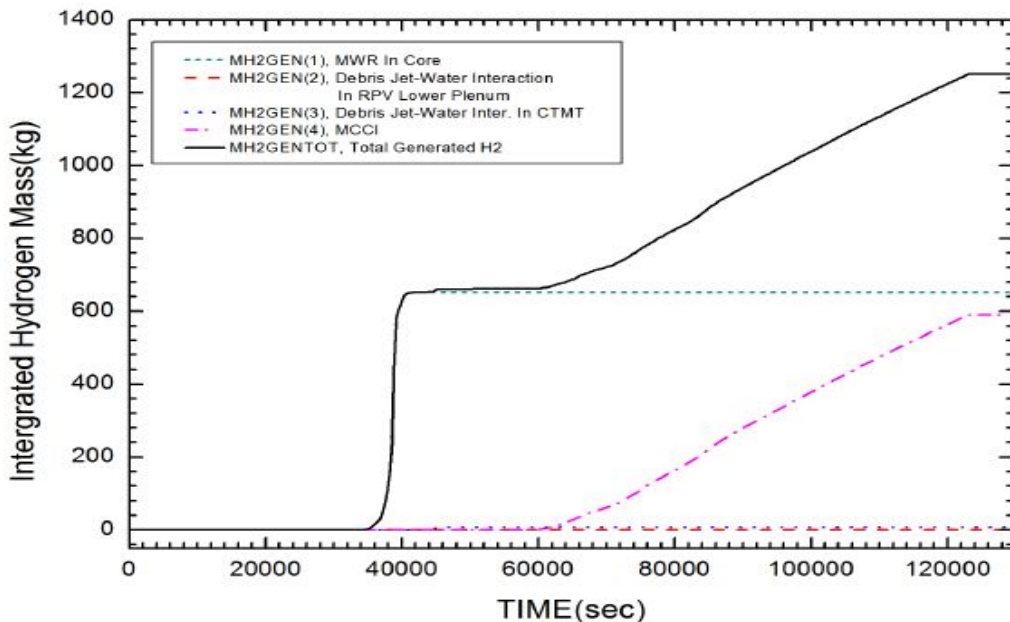


Fig. 3-9 주요 사고 현상별 누적 수소생성량 비교- SBO

## 6. 증기발생기 세관파단사고(SGTR)시 수소생성량

증기발생기 세관파단 사고 중 1단계 확률론적안전성평가 결과를 검토하여 SGTR-37 (증기발생기세관파단사고\*원자로정지성공\*고압안전주입실패\*저압안전주입을 위한 RCS 감압 실패)번 사고경위를 선정하여 분석하였다. 증기발생기의 세관 중 1개 이상이 파단되면 이부위를 통한 냉각재 누출율은 약 400gpm에 이르며 이는 충전펌프가 보충할 수 있는 용량 135gpm을 초과하여 총누설을 야기하는 초기사건이다. 원자로정지는 성공하지만 고압안전주입이 실패하고 저압안전주입을 위한 RCS 감압도 실패하여 노심손상이 발생하는 사고 경위이다. PAR 작동과 고온관 크리프 파손을 고려하지 않는 기본 분석 사고경위(SGTR-0000P)에 대하여 Fig. 3-10에 주요 사고현상별 누적 수소생성량을 비교 제시하였다.

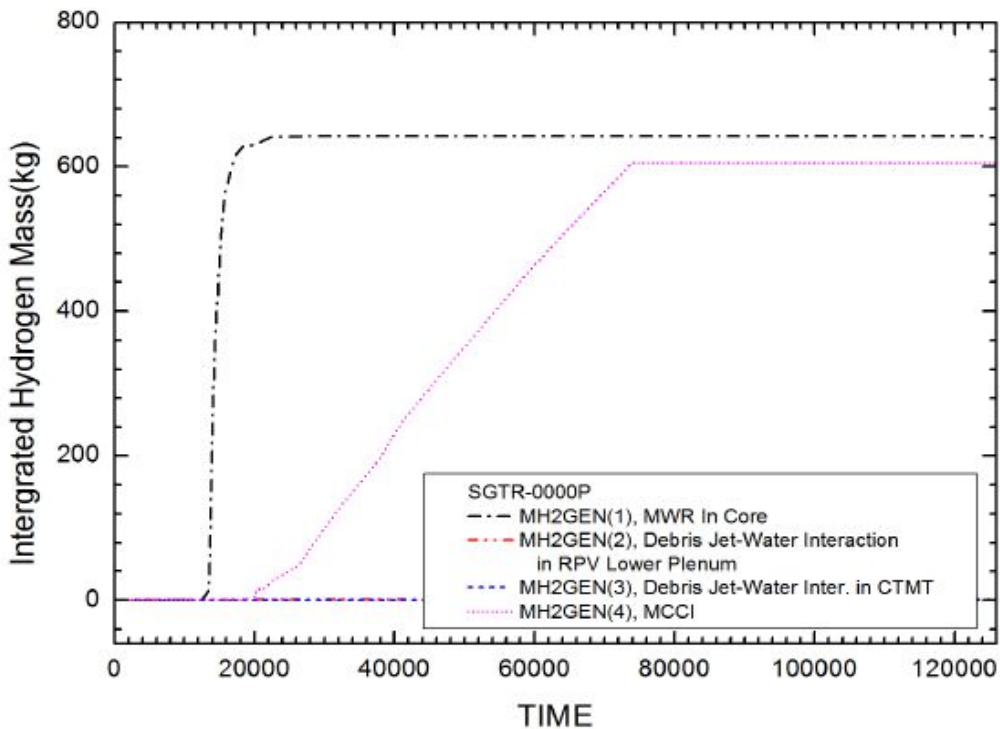


Fig. 3-10 주요 사고 현상별 누적 수소생성량 비교- SGTR

### 제3절. 사고경위별 PAR 성능 분석

본 절에서는 위에서 제시한 다양한 사고경위에 대한 MAAP 4.0.6+의 수소농도분석 결과를 제시하였다. 각 사고경위의 기본분석의 대해 아래 26개 격실에 대한 분석결과를 요약하여 Table로 제시하였고, 각 격실 중에서 수소농도가 높은 주요격실의 PAR 미작동 수소농도와 PAR 작동 후 수소 농도를 Fig. 3-11 ~ 3-22에 제시하였다.

- Node 1: 원자로공동 및 원자로용기 환형구역
- Node 2: 원자로공동 출입구 공간
- Node 3: 증기발생기 #1 격실(하부) - EL. 86'
- Node 4: 증기발생기 #2 격실(하부) - EL. 86'
- Node 5: 가압기 격실
- Node 6: 재장전 수조
- Node 7: 환형구역 #1 NE - EL.86'
- Node 8: 환형구역 #2 SE - EL.86'
- Node 9: 원자로 배수탱크 격실
- Node 10: 환형구역 #1 NE - EL.100'
- Node 11: 환형구역 #2 SE - EL.100'
- Node 12: 환형구역 #1 NE - EL.122'
- Node 13: 환형구역 #2 SE - EL.122'
- Node 14: 재생열교환기 격실
- Node 15: 격납건물 상부공간 #1 - EL.142'
- Node 16: 격납건물 상부공간 #2 - EL.142'
- Node 17: 격납건물 돔 지역
- Node 18: 노내 계측기 안내관 격실 (ICI Chase)
- Node 19: 증기발생기 #1 격실(상부) - EL.122'
- Node 20: 증기발생기 #2 격실(상부) - EL.122'
- Node 21: 환형구역 #1 NW - 86'
- Node 22: 환형구역 #2 SW - 86'
- Node 23: 환형구역 #1 NW - 100'
- Node 24: 환형구역 #2 SW - 100'
- Node 25: 환형구역 #1 NW - 122'
- Node 26: 환형구역 #2 SW - 122'

## 1. 대형 냉각재상실사고(LBLOCA)시 PAR 성능분석

안전주입탱크 및 안전주입이 모두 실패하는 LBLOCA (기본분석 LB-0000P)에 대하여 PAR가 작동하지 않는 경우, Dead-end 성격의 격실을 포함한 모든 격실에서 수소 농도가 대부분 일치하여 격납건물 내 격실간 대기혼합이 매우 활발한 것을 알 수 있다. 수소연소가 없을 경우 150% MWR 수소 해당량을 고려한 본 분석에서는 최대 6.0 vol.%까지의 농도가 올라갔다.

PAR가 작동되는 경우에는 최대 3.06vol.% 까지 증가 후 MCCI 종료이후 약 2.0 vol.%를 유지하였다.

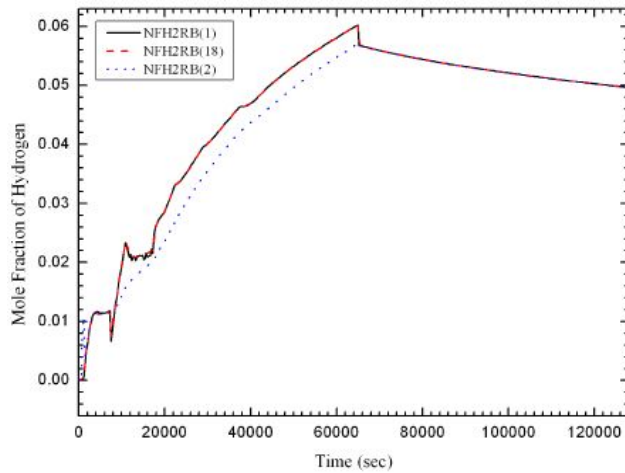


Fig. 3-11 LBLOCA시 PAR 미작동 수소농도(Rx Cavity)

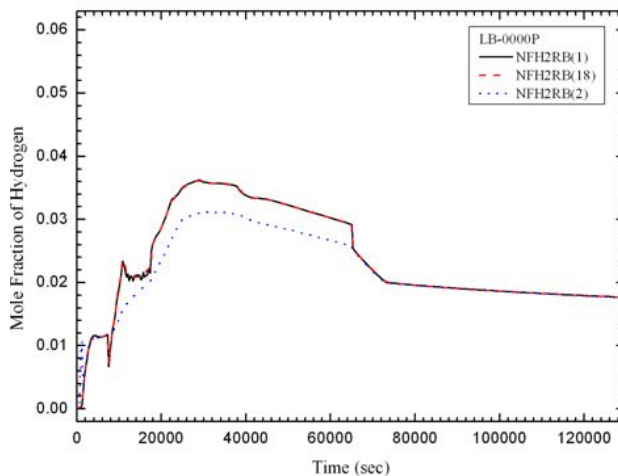


Fig. 3-12 LBLOCA시 PAR 작동 수소농도(Rx Cavity)



Table 3-7 LBLOCA시 PAR 수소분석 결과 요약

LB-0000P						
Node	시점				최대압력 (Pa)	최대온도 (K)
	원자로 용기 파손전 최대값 (%)	75% (28.649 sec)	150% (58.376 sec)	원자로 용기 파손후 24hr (93.696 sec)		
1	1.18	3.62	3.06	1.89	6.10E+05	525
2	1.18	3.09	2.70	1.89	6.10E+05	472
3	1.86	3.12	2.71	1.89	6.10E+05	478
4	1.17	3.05	2.67	1.89	6.10E+05	468
5	1.17	2.99	2.63	1.89	6.09E+05	469
6	1.17	3.05	2.67	1.89	6.10E+05	466
7	1.20	2.93	2.54	1.87	6.10E+05	439
8	1.19	2.89	2.54	1.89	6.10E+05	440
9	1.21	2.78	2.51	1.81	6.10E+05	441
10	1.18	2.96	2.57	1.89	6.10E+05	449
11	1.19	2.94	2.57	1.89	6.10E+05	447
12	1.17	3.01	2.62	1.89	6.09E+05	459
13	1.17	3.03	2.64	1.89	6.09E+05	463
14	1.15	3.03	2.67	1.89	6.09E+05	466
15	1.18	3.06	2.67	1.89	6.09E+05	469
16	1.17	3.05	2.67	1.89	6.09E+05	468
17	1.18	3.06	2.67	1.89	6.08E+05	468
18	1.18	3.62	3.06	1.89	6.10E+05	574
19	1.82	3.11	2.70	1.89	6.09E+05	478
20	1.17	3.04	2.66	1.89	6.09E+05	467
21	1.22	2.85	2.55	1.84	6.10E+05	446
22	1.21	2.88	2.52	1.87	6.10E+05	444
23	1.18	2.92	2.57	1.89	6.10E+05	453
24	1.18	2.92	2.54	1.89	6.10E+05	449
25	1.17	3.00	2.62	1.89	6.09E+05	462
26	1.17	3.02	2.63	1.89	6.09E+05	462



## 2. 중형 냉각재상실사고(MBLOCA)시 PAR 성능분석

안전주입탱크 및 안전주입이 모두 실패하는 MBLOCA (기본분석 MB-0000P)에 대하여 PAR가 작동하지 않는 경우, LBLOCA와 동일하게 최대 6.0 vol.%까지의 농도가 올라갔다.

PAR가 작동되는 경우에는 최대 3.32vol.% 까지 증가 후 MCCI 종료이후 약 2.0 vol.%를 유지하였다.

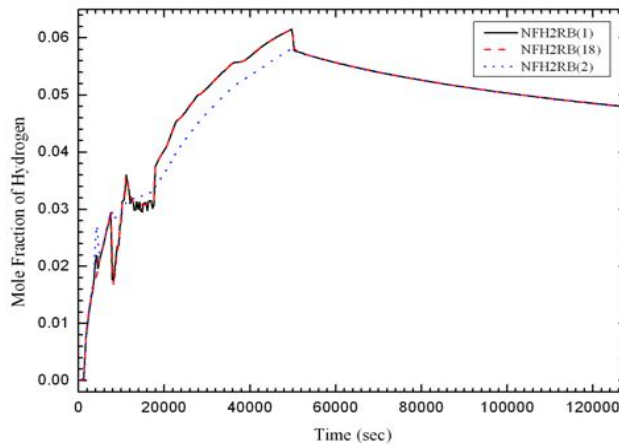


Fig. 3-13 MBLOCA시 PAR 미작동 수소농도(Rx Cavity)

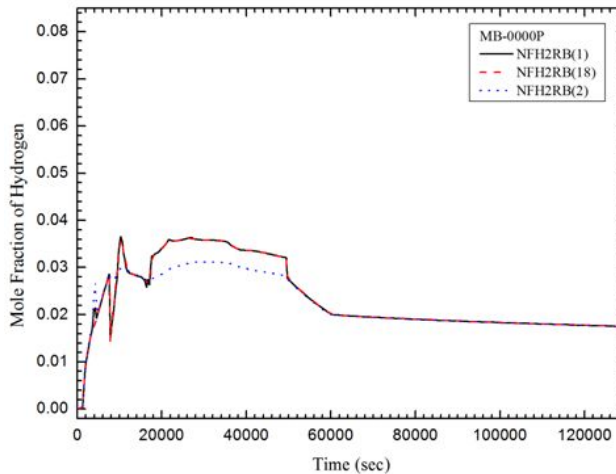


Fig. 3-14 MBLOCA시 PAR 작동 수소농도(Rx Cavity)

Table 3-8 MBLOCA시 PAR 수소분석 결과 요약

MB-0000P						
Node	시점				최대압력 (Pa)	최대온도 (K)
	원자로 용기 파손전 최대값 (%)	75% MWR (19.075 sec)	150% MWR (43.675 sec)	원자로 용기 파손후 24hr (93.794 sec)		
1	3.66	3.30	3.32	1.85	5.83E+05	525
2	3.12	3.00	2.91	1.85	5.83E+05	465
3	3.23	3.01	2.92	1.85	5.83E+05	474
4	3.08	2.97	2.88	1.85	5.83E+05	462
5	3.03	2.96	2.84	1.85	5.83E+05	464
6	3.08	2.96	2.88	1.85	5.83E+05	460
7	2.98	2.91	2.71	1.83	5.83E+05	432
8	2.97	2.94	2.75	1.86	5.83E+05	434
9	2.97	2.85	2.62	1.76	5.83E+05	434
10	3.00	2.94	2.80	1.86	5.83E+05	443
11	2.99	2.96	2.76	1.86	5.83E+05	440
12	3.04	2.95	2.84	1.85	5.83E+05	455
13	3.06	2.96	2.86	1.85	5.83E+05	457
14	3.07	2.95	2.88	1.85	5.83E+05	460
15	3.08	2.96	2.89	1.85	5.82E+05	463
16	3.08	2.96	2.88	1.85	5.82E+05	462
17	3.08	2.96	2.89	1.85	5.82E+05	462
18	3.64	3.32	3.32	1.85	5.83E+05	574
19	3.20	3.00	2.91	1.85	5.83E+05	473
20	3.07	2.96	2.87	1.85	5.83E+05	461
21	3.01	2.87	2.71	1.80	5.83E+05	437
22	2.96	2.87	2.71	1.84	5.83E+05	438
23	2.98	2.88	2.75	1.86	5.83E+05	445
24	2.96	2.92	2.68	1.86	5.83E+05	444
25	3.03	2.95	2.84	1.85	5.83E+05	452
26	3.05	2.95	2.85	1.85	5.83E+05	457

### 3. 소형 냉각재상실사고(SBLOCA)시 PAR 성능분석

안전주입탱크 및 안전주입이 모두 실패하는 SBLOCA (기본분석 SB-0000P)에 대하여 PAR가 작동하지 않는 경우, LBLOCA, MBLOCA와 유사하지만, 수소방출시간대에 상대적으로 높은 농도나 나왔고 최대 6.3 vol.%까지의 농도가 올라갔다.

PAR가 작동되는 경우에는 증기발생기 격실에서 최대 4.6 vol.% 까지 증가 후 MCCI 종료이후 약 2.0 vol.%를 유지하였다.

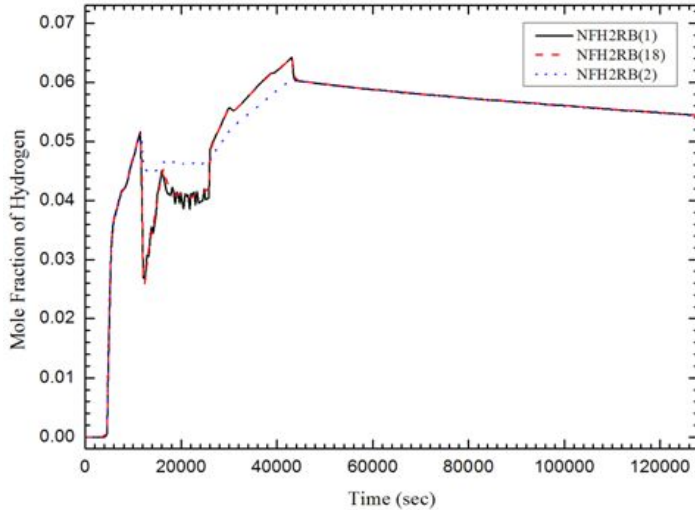


Fig. 3-15 SBLOCA시 PAR 미작동 수소농도(Rx Cavity)

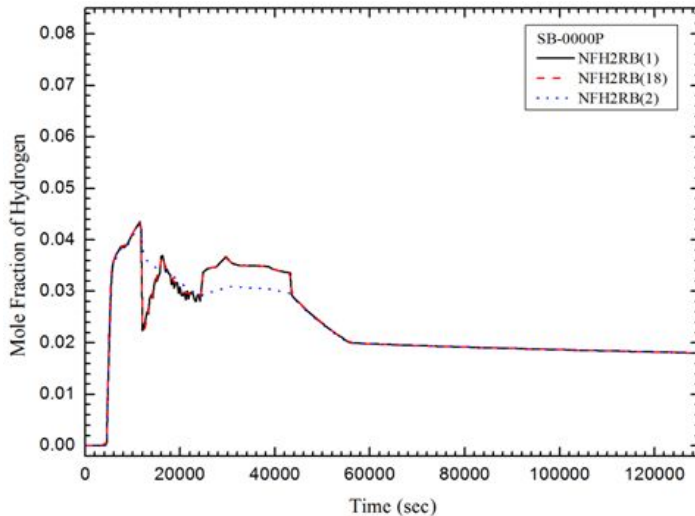


Fig. 3-16 SBLOCA시 PAR 작동 수소농도(Rx Cavity)

Table 3-9 SBLOCA시 PAR 수소분석 결과 요약

SB-0000P						
Node	시점				최대압력 (Pa)	최대온도 (K)
	원자로 용기 파손전 최대값 (%)	75% MWR (11.750 sec)	150% MWR (37.755 sec)	원자로 용기 파손후 24hr (98.085 sec)		
1	4.36	4.22	3.49	1.87	5.47E+05	514
2	4.31	4.13	3.05	1.87	5.47E+05	455
3	4.61	4.03	3.06	1.87	5.47E+05	466
4	4.30	4.17	33.01	1.87	5.47E+05	453
5	4.24	4.24	2.95	1.88	5.46E+05	454
6	4.35	4.13	3.01	1.87	5.47E+05	450
7	4.18	4.23	2.86	1.85	5.47E+05	428
8	4.18	4.22	2.90	1.88	5.47E+05	428
9	4.08	4.11	2.73	1.76	5.47E+05	428
10	4.16	4.23	2.92	1.88	5.47E+05	433
11	4.18	4.27	2.92	1.88	5.47E+05	432
12	4.25	4.30	2.97	1.87	5.47E+05	443
13	4.30	4.32	2.99	1.87	5.47E+05	448
14	4.25	4.20	3.00	1.87	5.47E+05	449
15	4.37	4.25	3.02	1.87	5.46E+05	453
16	4.36	4.32	3.01	1.87	5.46E+05	452
17	4.37	4.31	3.02	1.87	5.45E+05	452
18	4.37	4.20	3.49	1.87	5.47E+05	559
19	4.58	3.93	3.05	1.87	5.46E+05	465
20	4.33	4.30	3.00	1.87	5.47E+05	451
21	4.19	4.23	2.81	1.80	5.47E+05	432
22	4.14	4.19	2.84	1.83	5.47E+05	431
23	4.05	4.11	2.89	1.88	5.47E+05	435
24	4.07	4.13	2.86	1.88	5.47E+05	435
25	4.22	4.27	2.95	1.87	5.46E+05	442
26	4.28	4.31	2.98	1.87	5.46E+05	447

#### 4. 급수상실사고(TLOFW)시 PAR 성능분석

TLOFW 사고경위 중 CDF값이 가장 높은 LOFW-30사고에서 PAR를 모두 작동시키지 않았고, 자연발화 등 모든 연소가 불가능한 경우 순간적으로 10vol.%를 초과하나 활발한 대기순환으로 급격히 감소하였다.

PAR가 작동되는 경우에는 증기발생기 격실에서 최대 3.8 vol.% 까지 증가 후 MCCI 종료이후 약 2.0 vol.%를 유지하였다.

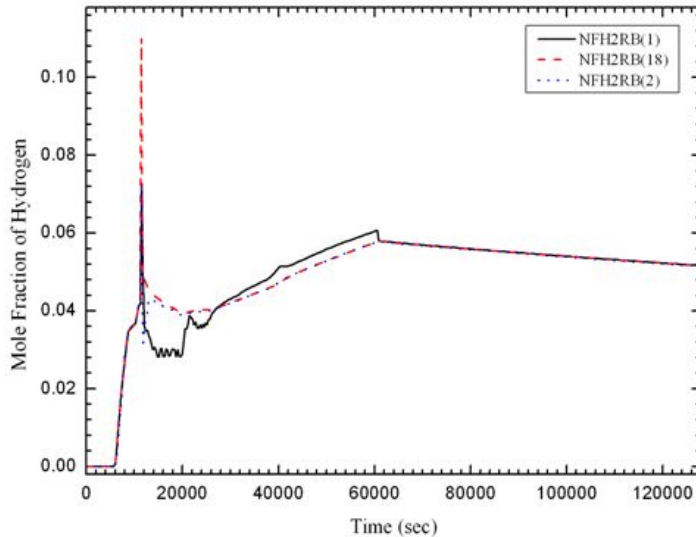


Fig. 3-17 TLOFW시 PAR 미작동 수소농도(Rx Cavity)

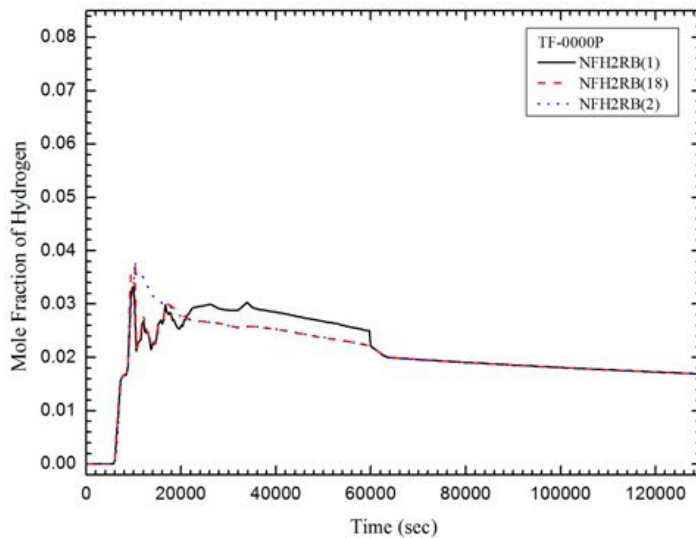


Fig. 3-18 TLOFW시 PAR 작동 수소농도(Rx Cavity)

Table 3-10 TLOFW시 PAR 수소분석 결과 요약

TF-0000P						
Node	시점				최대압력 (Pa)	최대온도 (K)
	원자로 용기 파손전 최대값 (%)	75% (8.151 sec)	150% (51.567 sec)	원자로 용기 파손후 24hr (96.492 sec)		
1	3.33	1.67	2.65	1.83	6.38E+05	511
2	3.80	1.66	2.35	1.82	6.38E+05	471
3	3.42	1.67	2.38	1.82	6.38E+05	480
4	4.19	1.66	2.36	1.83	6.38E+05	471
5	5.88	1.66	2.31	1.83	6.38E+05	477
6	4.37	1.65	2.35	1.83	6.38E+05	466
7	7.13	1.73	2.28	1.83	6.38E+05	439
8	6.83	1.76	2.28	1.83	6.38E+05	441
9	4.76	1.66	2.28	1.83	6.38E+05	441
10	6.49	1.72	2.28	1.83	6.38E+05	448
11	5.32	1.71	2.27	1.83	6.38E+05	446
12	7.74	1.66	2.32	1.83	6.38E+05	460
13	5.12	1.65	2.33	1.83	6.38E+05	464
14	4.22	1.64	2.34	1.83	6.38E+05	465
15	4.27	1.65	2.35	1.82	6.37E+05	469
16	4.38	1.65	2.35	1.83	6.37E+05	468
17	4.38	1.65	2.35	1.83	6.37E+05	468
18	3.79	1.66	2.35	1.83	6.38E+05	460
19	3.42	1.67	2.37	1.82	6.38E+05	481
20	4.33	1.65	2.34	1.83	6.38E+05	467
21	11.00	1.75	2.28	1.83	6.38E+05	445
22	9.37	1.76	2.28	1.83	6.38E+05	443
23	9.39	1.72	2.26	1.83	6.38E+05	450
24	7.04	1.70	2.27	1.83	6.38E+05	448
25	9.86	1.67	2.32	1.83	6.38E+05	459
26	6.37	1.65	2.32	1.83	6.38E+05	463



## 5. 발전소정전사고(SBO)시 PAR 성능분석

발전소내 모든 교류전원이 상실된 발전소정전사고(SBO) 중 SBO-9번 사고시, PAR를 모두 작동시키지 않았고 자연발화, 제트 연소에 의한 화염확산 등 모든 연소가 불가능한 경우 최고 6.02vol.%까지 증가하였다.

PAR가 작동되는 경우에는 최고 약4.5 vol.% 까지 증가 후 PAR에 의한 제거효과로 약 2.0 vol.%로 감소추세를 보여주었다.

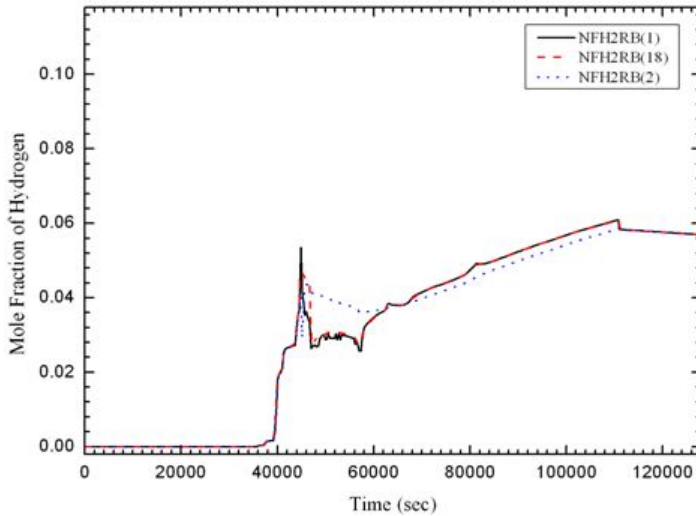


Fig. 3-19 SBO시 PAR 미작동 수소농도(Rx Cavity)

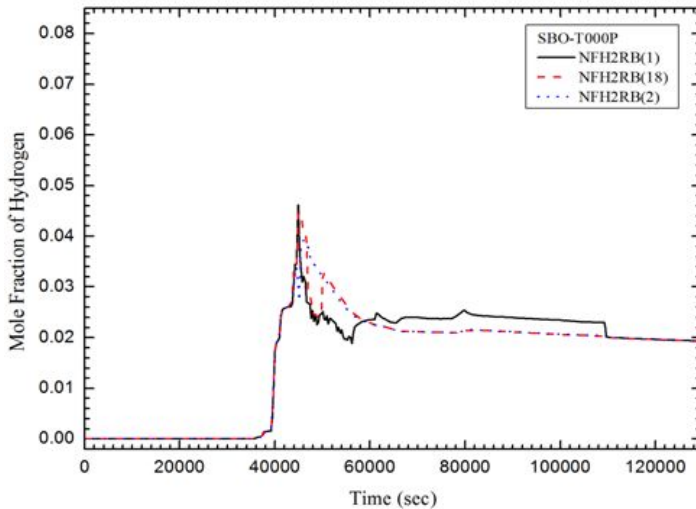


Fig. 3-20 SBO시 PAR 작동 수소농도(Rx Cavity)

Table 3-11 SBO시 PAR 수소분석 결과 요약

SBO-T000P						
Node	시점				최대압력 (Pa)	최대온도 (K)
	원자로 용기 과손전 최대값 (%)	75% (43.034 sec)	150% (- sec)	최종분석시간 (129.600 sec)		
1	3.45	2.61	-	1.93	5.44E+05	511
2	3.40	2.61	-	1.93	5.44E+05	472
3	3.41	2.60	-	1.93	5.44E+05	481
4	3.40	2.60	-	1.93	5.44E+05	472
5	5.97	2.56	-	1.93	5.44E+05	480
6	3.44	2.60	-	1.93	5.44E+05	467
7	9.21	2.57	-	1.93	5.44E+05	440
8	7.23	2.66	-	1.92	5.44E+05	441
9	6.66	2.63	-	1.93	5.44E+05	441
10	7.21	2.54	-	1.93	5.44E+05	449
11	5.43	2.54	-	1.93	5.44E+05	452
12	7.40	2.57	-	1.93	5.44E+05	461
13	6.03	2.59	-	1.93	5.44E+05	466
14	3.27	2.59	-	1.93	5.44E+05	466
15	3.44	2.60	-	1.93	5.44E+05	471
16	3.42	2.60	-	1.93	5.44E+05	469
17	3.43	2.60	-	1.93	5.43E+05	469
18	3.46	2.61	-	1.93	5.44E+05	460
19	3.38	2.60	-	1.93	5.44E+05	481
20	3.38	2.60	-	1.93	5.44E+05	468
21	7.89	2.67	-	1.93	5.44E+05	444
22	8.58	2.75	-	1.92	5.44E+05	443
23	8.61	2.50	-	1.93	5.44E+05	450
24	6.56	2.49	-	1.93	5.44E+05	454
25	7.35	2.56	-	1.93	5.44E+05	460
26	4.08	2.58	-	1.93	5.44E+05	465



## 6. 증기발생기세관파단사고(SGTR)시 PAR 성능분석

증기발생기 세관 중 1개 이상이 파단되면 냉각재 누출율은 약400gpm 정도이고 이는 충전펌프가 보충할 수 있는 용량 135gpm을 초과하여 총누설을 야기한다. 원자로정지는 성공하지만 고압안전주입이 실패하고 저압안전주입을 위한 RCS감압도 실패하여 노심손상이 발생하는 사고 경위이다. 분석결과 각 격실별 수소농도를 살펴보면, 모든 격실에서 4vol.%정도의 평균농도를 보여주었고, 격납건물 격실들 간 대기혼합이 활발한 것을 알 수 있으며 10vol%미만의 농도 수준을 보여주었다.

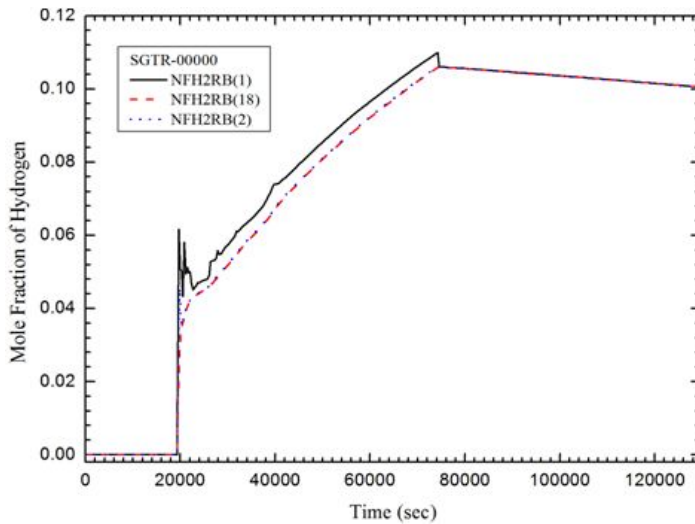


Fig. 3-21 SBO시 PAR 미작동 수소농도(Rx Cavity)

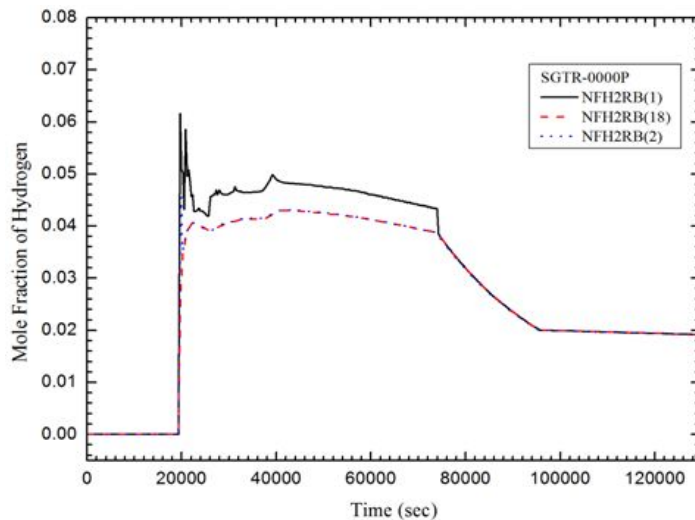


Fig. 3-22 SBO시 PAR 작동 수소농도(Rx Cavity)

## 제4장. 결 론

본 논문에서는 국내 원전에 설치된 격납건물 수소제어설비 및 후쿠시마원전사고 후 속조치로 설치된 전원이 불필요한 수소제어설비 PAR의 특징에 대해 알아보았고, 한빛 5,6호기에서 중대사고시 수소제어 능력과 PAR 설치 위치의 설계타당성을 평가하기 위하여 MAAP 전산프로그램을 이용한 수소분석을 수행하였다.

수소분석 방법론 관점에서는 가연성기체제어계통 관련 규제요건인 10 CFR50.34(f) 및 10 CFR 50.44의 수소생성량 관련 요건을 준용하되, PAR의 설치목적이 중대사고시에도 수소 제어를 통해 격납건물의 건전성을 확보하기 위함임을 감안 하여, 요건에서 제시하는 유효 핵연료피복재 75% 및 100%에 상응하는 수소발생량보다 더 보수적으로 총 150% 금속-물 반응(MWR, Metal-Water Reaction)에 상응하는 수소발생량을 고려하였다. 한편 PAR의 수소제거율 관점에서는 PAR 성능특성의 불확실성을 고려함과 동시에 공급자별로 제시하는 PAR의 수소제거율을 포괄적으로 대표할 수 있는 NUKEM PAR 상관식을 적용하였다. 또한, PAR 성능의 75%만을 적용하여 25%의 성능저하를 기본적으로 고려하였다.

분석대상 중대사고 사고경위는 1단계 확률론적 안전성 평가에서의 사고경위별 노심 손상빈도 및 2단계 내부사건에 대한 PDS 정량화 결과에 기초하여 6개의 대표 사고경위를 선정하였다. 소형, 중형 및 대형 냉각재상실사고와 발전소정전사고를 모두 고려하였다. 과도사건으로 분류할 수 있는 다양한 사고경위들(급수상실사고, 125V 직류모션상실사고, 일반과도사건, 기기냉각수상실사고, 소외전원상실사고)은 원자로용기파손전 노내 75% MWR해당 수소발생량을 고려하는 완전급수상실사고(TLOFW)에 모두 포괄하고 있다. 증기발생기전열관파단사고(SGTR)의 경우에는 RCS 상실이 동반되므로 냉각재상실사고로 분류할 수 있으나 방출량이 매우 작기때문에 과도사건의 성격을 동시에 가지고 있는 사고경위로 분석대상에 포함하였다.

또한, 각 사고경위에 대해 살수계통의 작동 여부, PAR 작동 여부, 안전주입탱크 작동 여부, 안전감압계통(SDS)의 PORV 수동 개방 여부 등을 고려하여 분석대상을 선정하였다. 분석대상 사고경위들은 원자로냉각재계통 파단부와 격납건물 내 원자로배수탱크 배기구 또는 안전감압계통 파열판을 통한 격납건물 상부지역으로 방출되는 전형적인 수소방출지점 및 방출율을 다양하게 고려하였다.

중대사고 수소분석 결과 모든 사고경위에서 방출격실을 포함한 전 격실의 평균 수소 농도가 원자로용기 파손 이전에는 최대 6 vol.%를 넘지 않으며, 원자로용기 파손이후 150% MWR에 상응하는 수소 발생량 시점까지는 2.5 vol.% 이하이고, 사고 후 1일 시점의 격납건물 평균 수소농도는 2.0 vol.% 미만으로서 장기적으로 점차 수소농도는 감소하는 것으로 나타났다.

한편, 수소 방출 격실 중 원자로공동과 원자로배수탱크격실, 그리고 원자로배수탱크 격실과 인접한 환형구역의 경우, SBO 및 TLOFW와 같은 고압 과도사고경위에서 가압기안전밸브 개방 시점에 순간적으로 10 vol.%를 넘는 수소 농도가 나타났다. 그러나 이러한 격실에는 수소뿐만 아니라 함께 방출되는 다량의 수증기로 인해산소가 매우 희박하여 수소연소가 불가능한 불활성화 상태가 된다. 또한 수소 방출격실을 포함한 인접 격실들에 대해 OECD 최신기술보고서의 방법론에 근거한 화염가속 및 연소폭발천이 지수 평가를 수행한 결과, 모든 사고경위, 모든 격실에서 화염가속 및 연소폭발천이 발생 가능성이 없음을 확인하였다.

상기의 TLOFW와 같은 과도사건의 중대사고 사고경위에 대하여 안전감압계통(SDS)의 PORV 수동개방운전조치가 이루어지는 경우에 대하여 분석한 결과, 원자로배수탱크 격실(RDT)로 방출되는 경우와는 달리, 가압기격실 상단 외부벽면에 위치한 SDS 파열판을 통해 격납건물 상부격실로 직접 방출되어, 국부적인 높은 수소농도는 전혀 나타나지 않고 상대적으로 낮은 안전한 상태의 격납건물내 수소농도를 보여주었다.

결과적으로 피동안전특성을 확보한 가연성기체 제어를 위한 PAR를 설치함에 따라, 한빛 5,6호기의 중대사고시 격납건물 내 수소농도를 규제요건인 10 vol.% 미만으로 유지하고 국부 지역에서의 화염가속 및 연소폭발천이가 일어나지 않도록 하여격납건물의 건전성을 유지하기 위한 수소제어능력을 충분히 확보한 것으로 나타났다.

## 【참고문헌】

- (1) 한국원자력학회 후쿠시마위원회 (2013). 후쿠시마 원전 사고분석.
- (2) 한국원자력안전기술원 안전점검단 (2011). 국내 원전 안전점검 결과 보고서
- (3) 김봉건, 조성득 (2000), 중대사고에서의 격납건물 수소 제어에 관한 연구, 원자력학회 2000 춘계학술발표회 논문집.
- (4) 金黃龍 (2015). 원자력발전소 피동 촉매형 수소재결합기의 개선된 수소 제거율 상관식 개발,
- (5) 강연석, 원자력 발전소 발생 수소 제어용 PAR촉매 특성 및 System에 관한 연구,경기대학교
- (6) 한국수력원자력, 한국전력기술, 중대사고 수소분석 안전성평가보고서, 2012
- (7) MAAP4, "Modular Accident Analysis Program for LWR Power Plants," FAI,May, 1994
- (8) 영광 5,6호기 최종 확률론적안전성평가보고서, KHNP, December, 2002
- (9) W. Breitung, C. Chan, S. Dorofeev et al, OECD Nuclear Energy Agency, State-of-the Art Report on "Flame Acceleration and Deflagration-to-Detonation Transient in Nuclear Safety," NEA/CSNI/R(2000)7 August, 2000
- (10) J.R.Travis, "Compilation of Work Reports on GASFLOW Extensions between March 1995 and February 2001," FZK, March 14, 2001.
- (11) C.K. Chan and L. Wojciechowski, "Code Package for Assessing the Potential for DDT in a Post-Accident Nuclear Containment," AECL Whiteshell Laboratories, IAEA-IHMTFCV Cologne, June 2001
- (12) W.C. Reynolds, "The Element-Potential Method for Chemical Equilibrium Analysis: Implementation in the Interactive Program STANJAN," Dep' t of Mechanical Engineering, Stanford University, 1981 and STANJAN chemical equilibrium solver, v 3.96, IBM-PC, (c) 1995
- (13) A. I. Gavrikov, A. A. Efimenko and S. B. Dorofeev. "A Model for Detonation Cell Size Predictions from Chemical Kinetics," Combustion and Flame, Vol. 120, 2000, 19-33.
- (14) NUREG-1417, "Safety Evaluation Report," related to Hydrogen Control Owners Group Assessment of Mark III Containment, October, 1990.
- (15) EPRI ALWR Program, "NIS PAR Depletion Rate Equation for Evaluation of Hydrogen Recombination during an AP600 Design Basis Accident," November 1995

- (16) Fischer, K., 1995, "Qualification of a Passive Catalytic for Hydrogen Mitigation," Nuclear Technology, Vol. 112, October 1995.
- (17) Sher. R., J. Li, and D.E. Leaver, 1995, "Models for Evaluating the Performance of Passive Autocatalytic Recombiners (PARs)," 1995 National Heat Transfer Conference, ANS Proceedings HTC, Vol. 8, Portland, OR, August 5-9, 1995.
- (18) NUREG/CR-6580, "Performance Testing of Passive Autocatalytic Recombiners," February, 1998
- (19) EPRI ALWR Program, "Effects Of Inhibitors and Poisons on the Performance of Passive Autocatalytic Recombiners (PARs) for Combustible Gas Control in ALWRs" May,1997
- (20) Katsumi Hirose, 2011 Fukushima Dai-ichi nuclear power plant accident: summary of regional radioactive deposition monitoring results, Journal of Environmental Radioactivity Volume 111, September 2012, Pages 13 - 17
- (21) Report of the Korean Government Response to the Fukushima Daiichi Nuclear Accident, [https://www.oecd-nea.org/nsd/fukushima/documents/Korea\\_2011\\_08Policy00GovernmentResponsetoFukushimaAccident.pdf](https://www.oecd-nea.org/nsd/fukushima/documents/Korea_2011_08Policy00GovernmentResponsetoFukushimaAccident.pdf)