

실험계획법을 이용한
원자력 발전소에서의 냉각재 상실사고에 대한 연구

- A Study on Loss of Coolant Accident
in Nuclear Power Plant Using DOE -

임 영 문 *

Leem Young Moon

이 성 모 **

Lee Sung Mo

Abstract

The main objective of this paper is to search whether containment vessel's best pressure may increase until how long when loss of coolant accident (LOCA) happened in containment vessel of Ulchin nuclear power plant 1 and 2. Another goal of this research is to find the influential factors that increase containment vessel pressure. Model for this research is Ulchin nuclear power plant 1 with 10 cycles. Data were collected by simulator of Ulchin nuclear power plant 1 and design of experiment was used for data analysis. For the experiment, seven factors that are going to influence in containment vessel pressure were chosen. It was found that factor which influences in early rise of containment vessel pressure after LOCA is only explosion size. Also, containment vessel's best pressure (3.74 bar.a) was much lower than limit (4.86 bar.a) of FSAR (Final Safety Analysis Report).

Keyword : LOCA, Nuclear Power Plant, FSAR, Containment Vessel Pressure

† 본 연구는 산업자원부의 지역혁신 인력양성사업의 연구결과로 수행되었음.

* 강릉대학교 산업시스템공학과 교수

** 울진원자력발전소 안전과장

2005년 9월 접수; 2005년 10월 수정본 접수; 2005년 10월 게재 확정

1. 서론

에너지 없이는 단 하루도 살 수 없는 현대인의 생활에서 전체 에너지 소비량의 97%를 수입에 의존하는 우리나라에서[6] 대용량 발전을 위해서 원자력 발전은 필수적 선택일 수밖에 없다. 국내 원자력발전은 1978년 고리 1호기가 발전을 시작한 이래 현재 우리나라에는 가압경수로 15기와 가압중수로 4기가 운전 중이며 2015년까지 현재 건설 중인 영광 5·6호기와 울진 5·6호기를 포함해 모두 12기의 원자로 증설을 계획하고 있다[10]. 원자력 발전은 우리나라 전력생산량의 40% 이상을 담당하고 있는 에너지원으로서 열에너지를 생산하는 방식이 원자력을 이용한다는 점과 핵분열과정에서 방사선이 방출된다는 점에서 여타 발전소와 중요한 차이가 있다. 이러한 점에서 원자력은 설계에서부터 건설, 운영에 이르기까지 많은 규제와 안전성 확인을 위한 정기시험을 수행하고, 일정기간 기본적인 교육과 근무기간 중 반복 교육과 평가를 통해 그 능력이 입증된 기술자들로 하여금 그 운전업무에 종사하게 하여 원전의 궁극적 안전 목표인 방사성물질의 외부누출 방지로 일반대중과 환경에 대한 보호를 달성하려는 노력을 하고 있다. 그러나 구소련의 체르노빌 원전사고에서는 그러한 노력들이 인간의 실수나 오류에 의해 붕괴될 수도 있다는 것이 확인 되었고, 안전성의 만족을 위해서는 제도나 절차에 의하기 보다는 근본적으로 물리적 한계를 초과하지 않는 설비가 필요하다는 것이 입증되었다. 따라서 미국의 NRC(Nuclear Regulatory Commission)에서는 심층보호개념을 도입하여 원자력발전소에서 사고가 발생 하였을 경우 외부환경과 차단할 수 있는 격납용기에 대해 설계조건에서부터 안전성을 확보할 것을 요구하였고, 원전의 운영허가 이전에 이미 이러한 조건들은 분석된 보고서로 작성되어 규제기관으로부터 승인되어 발전소 운영에 사용되고 있다. 전 원전은 운전기간동안 어떠한 상황에서도 이 허용한계치를 초과하지 않아야 하는 것을 규정으로 하고 있다. < 표 1 >에서 보는 바와 같이 현재 국내 원자력발전은 그 설비규모가 세계 6위를 차지하는 상황과는 달리 원자력에 대한 국민의 이해는 다소 부정적인 것 또한 현실이다. 현재 전 세계적으로 가동되고 있는 상용원자로는 미국에서 개발한 가압경수로와 비등경수로, 영국에서 개발한 고온 가스 냉각로, 캐나다에서 개발한 가압중수로 등 크게 4종류로 나눌 수 있다. 현재 우리나라는 가압 경수로와 가압 중수로 원자력 발전을 사용하고 있다. < 표 2 >는 우리나라에서 운영되고 있는 원자력 발전 종류와 형식을 나타낸 것이다.

< 표 1 > 해외 원자력 발전소 현황

[2001년 12월 31일 (만kW, Gross 전기출력)]

순 위	국 가	운 전 중		건 설 중		계 획 중		합 계	
		출력	기수	출력	기수	출력	기수	출력	기수
1	미 국	10,174.2	103	-	-	-	-	10,174.2	103
2	프랑스	6,292.0	57	303.2	2	-	-	6,595.2	59
3	일 본	4,508.2	52	494.3	5	723.9	6	5,726.4	63
4	러시아	2,255.6	30	400.0	4	-	-	2,655.6	34
5	독 일	2,235.5	19	-	-	-	-	2,235.5	19
6	한 국	1,371.6	16	400.0	4	680.0	6	2,451.6	26
7	영 국	1,353.1	33	-	-	-	-	1,353.1	33
8	우크라이나	1,183.6	13	500.0	5	-	-	1,683.6	18
9	캐나다	1,061.5	14	-	-	-	-	1,061.5	14
10	스웨덴	982.6	11	-	-	-	-	982.6	11
11	스페인	781.3	9					781.3	9
12	벨기에	599.5	7					599.5	7
13	대 만	514.4	6	270.0	2			784.4	8
14	불가리아	376.0	6					376.0	6
15	스위스	335.2	5					335.2	5
16	리투아니아	300.0	2					300.0	2
17	핀란드	276.0	4					276.0	4
18	인 도	272.0	14	108.0	2	440.0	10	820.0	26
19	슬로바키아	264.0	6			88.0	2	352.0	8
20	중 국	226.8	3	683.0	8			909.8	11
21	브라질	196.6	2			130.9	1	327.5	3
22	남아프리카	193.0	2					193.0	2
23	헝가리	186.6	4					186.6	4
24	체 코	176.0	4	196.2	2			372.2	6
25	멕시코	136.4	2					136.4	2
26	아르헨티나	100.5	2	74.5	1			175.0	3
27	슬로베니아	70.7	1					70.7	1
28	루마니아	70.6	1	268.6	4			339.2	5
29	네덜란드	48.1						48.1	
30	파키스탄	46.2	2					46.2	2
31	아르메니아	40.8	1					40.8	1
32	이 란			229.3	2	152.0	4	381.3	6
33	북 한			200.0	2			200.0	2
34	카자흐스탄					192.0	3	192.0	3
35	이집트					187.2	2	187.2	2
36	이스라엘					66.4	1	66.4	1
	합 계	36,628.6	432	4,127.1	43	2,660.4	35	43,416.1	510

< 표 2 > 우리나라 원자력 발전 종류와 형식

종	류	기동 유무	발전 형식
고리 원자력 발전	고리 1호기	상업 운전	가압 경수형 (Pressurized Water)
	고리 2호기	상업 운전	
	고리 3호기	상업 운전	
	고리 4호기	상업 운전	
월성 원자력 발전	월성 1호기	상업 운전	가압 중수형 (Pressurized Heavy Water)
	월성 2호기	상업 운전	
	월성 3호기	상업 운전	
	월성 4호기	상업 운전	
영광 원자력 발전	영광 1호기	상업 운전	가압 경수형 (Pressurized Water)
	영광 2호기	상업 운전	
	영광 3호기	상업 운전	
	영광 4호기	상업 운전	
	영광 5호기	상업 운전	
	영광 6호기	상업 운전	
울진 원자력 발전	울진 1호기	상업 운전	가압 경수형 (Pressurized Water)
	울진 2호기	상업 운전	
	울진 3호기	상업 운전	
	울진 4호기	상업 운전	
	울진 5호기	상업 운전	
	울진 6호기	상업 운전	

원자력 관련 현안문제는 결국 과학기술적인 문제의 차원을 넘어 사회적·정치적 문제로서 범정부적, 국민적 공감대를 형성해야 하고 이를 위해서는 무엇보다도 일반인들로 하여금 원자력발전의 안전성에 대한 신뢰성을 높이는 것이 우선되어야 할 것이다. 이를 위한 노력의 일환으로 본 논문에서는 울진 1·2호기 격납용기 내부에서 냉각재 상실사고가 발생하였을 경우, 파열크기와 초기 출력에 따라 격납용기 내부 압력 상승에 미치는 영향을 울진 1·2 호기 Simulator로 데이터를 취득하고, 실험계획법[1]에 의해 분석하여 당해 발전소의 최종안전성 분석보고서(Final Safety Analysis Report: FSAR)[9]와 비교하여 안전성의 만족 여부를 비교하고자 한다. 이전의 원전 냉각재 상실사고에 대한 논문들[2][3][4][5]은 그 목적이 냉각재 상실시 격납용기 내에서의 거동에 대한 연구를 위한 것이었고, 연구 또한 사고분석용 프로그램을 통하여 연구실에서 분석하였으므로 격납용기 환경을 저해하는 압력의 상승에 어떠한 인자가 중요한 영향을 미치는가에 대해서는 그 사례가 없었다. 이에 본 연구에서는 사고 시 격납용기내의 압력을 증가시키는데 제일 큰 비중을 차지하는 인자를 찾고, 최고 압력 상승점이 얼마인가를 당해 발전소와 같은 기능을 구현하는 Simulator를 이용한 실험을 통해 분석하고자 한다.

2. 격납용기 및 냉각재 상실사고

2.1 격납용기 및 그 계통

미국에서는 1952년 이미 원자력발전소의 사고를 완벽하게 배제할 수는 없다는 것이 인식되었다. 따라서 원자로 안전 자문위원회는 만일의 경우 사고가 일어나서 방사성 물질들이 누출되더라도 환경으로 대량 방출되지 않도록 원자력 발전소의 주요 설비를 밀폐된 튼튼한 건물이 둘러싸게 하는 조건을 도입하였다. 이 건물이 바로 격납용기이며, 대부분 국가의 모든 경수로와 중수로에 곧 채택되었다. 그러나 구 소련과 동구권의 경수로는 부분적인 격납건물만을 갖추다가 1970년대 중반 이후에야 비로소 완전한 형태의 격납용기를 도입하였다. 체르노빌 원전과 같은 경수냉각 흑연감속로(RBMK)들은 부분적인 격납 기능만을 갖추고 있다. 경수로 및 중수로 원전에 튼튼한 격납용기를 도입하기로 한 결정은 안전성 확보 전략에서 획기적인 이정표가 되었으며, 1979년 미국의 TMI(Three Mile Island) 2호기 사고와 1986년 구소련에서 발생한 체르노빌 사고와 비교하였을 때 매우 현명한 선택이었던 것으로 평가된다. 격납용기는 돔과 평평한 슬라브를 양단에 부착한 실린더 형태의 철근 콘크리트 구조물로서 내부에는 누설을 방지하기 위한 철판으로 둘러 싸여져 있으며, 이러한 콘크리트 구조물은 정상운전 및 사고 시에 생물학적인 차폐의 기능을 한다. 격납용기계통(Containment System)은 격납건물과 격납용기 열 제거계통, 격납용기 격리계통, 가연성기체 제어계통 등으로 구성된다. 격납용기계통에 대한 설계기준사고는 대형 냉각재 상실사고나 주증기관 파단 사고라 할 수 있으나, 최근 들어서는 중대 사고에 대한 대비가 크게 강화되고 있다.

2.2 격납용기 설계기준

격납용기는 핵분열 생성물에 대한 3차 방벽으로 설계기준사고 발생 시에도 온도와 압력을 제한치 이하로 유지해야하고 냉각재 계통이나 격납용기 내의 2차 계통이 완전 절단되는 사고 시에 공학적 안전설비가 동작될 때 예상되는 기계적/열적 응력에 견딜 수 있어야 한다. 참고적으로 격납용기의 주요 설계 특성은 다음과 같다[8].

- 내부압력 : 5.2bar.a
- 최대 허용온도 : 140℃
- 구성 기기의 체적을 제외한 순수한 대기체적 : 49,400m³
- 외부 누설률 (사고후 처음 24시간 동안) : 총 기체질량의 0.3%
- 내부직경 : 37m
- 내부높이 : 59.4m
- 원통형 벽 두께 : 0.9m
- 돔의 최소 두께 : 0.8m

2.3 냉각재 상실 사고 (LOCA)

LOCA(Loss of Coolant Accident)는 원자력 발전소 설계에서 고려하는 대표적인 설계 기준사고이며, 이에 대한 해석이 안전해석의 중요한 부분을 차지한다. LOCA는 원자로냉각재 압력경계의 손상, 즉 원자로냉각재계통의 주요 배관(고온관, 저온관, 가압기 연결관) 또는 부속 시스템으로의 연결관이 파단 되거나 가압기 밸브 등이 부주의하게 개방되어 유발될 수 있으며, 화학 및 체적제어계통의 냉각재 보충 기능을 초과하는 냉각재 유실의 경우를 LOCA의 범주에 포함시킨다. 증기발생기 튜브 파단으로 인한 냉각재 상실사고는 별도로 다루는 것이 일반적이다. LOCA는 흔히 배관이 파단되는 크기에 따라 소형(Small Break), 중간(Intermediate Break) 및 대형(Large Break) 파단으로 구분하며, 나타나는 현상 및 사건의 전개 속도는 파단 크기 및 위치에 따라 현저하게 달라진다. 경수로의 LOCA에 대해 적용되는 인허가 기준은 국가에 따라 조금씩 차이가 있으나, 대부분 미국의 규정과 유사하게 정해져 있으며, 우리나라도 미국의 기술기준인 10CFR 50.46(ECCS 허용기준(Acceptance Criteria))을 준용하고 있다 [7]. LOCA는 정상적인 원자로 냉각재 압력경계가 손상될 때, 즉 원자로 냉각재 계통의 주요 배관이나 부속 시스템으로의 연결관이 파손되거나 가압기 밸브 등이 부주의하게 개방될 때 발생할 수 있다. 발생 가능한 LOCA의 범위는 고온관이나 저온관이 완전히 양단되는 초대형 LOCA로부터, 소규모 연결관이 부분적으로 파손되는 초소형 LOCA까지 가능하며, 이 때 나타나는 현상은 파단 위치와 크기에 따라 매우 다양하다. 일반적으로 파단 직경이 8인치 이하인 경우를 소형 LOCA, 그 이상인 경우를 대형 LOCA로 취급한다.

3. Simulation 가정 및 Simulator 초기조건

운전원 양성교육 및 재교육 과정에 활용되는 시뮬레이터(Simulator) 설비는 실제 발전소와 동일한 모양, 동일한 반응을 나타내도록 설계, 제작된다. 운전원들은 시뮬레이터를 이용하여 발전소의 기동, 정지 등 정상운전 훈련뿐만 아니라 실제 발전소에서 경험할 수 없는 각종 비정상, 비상 상황 등을 반복적으로 훈련함으로써 어떠한 상황에서도 발전소를 안전하게 운전할 수 있는 능력을 배양하게 된다. 울진원자력본부 훈련센터에 설치되어 있는 시뮬레이터는 1990년 1월에 울진 1호기를 참조 모델로 하여 프랑스 Thomson-CSF사가 제작, 설치하였다. 시뮬레이터 기동 시 선정할 수 있는 초기조건은 1주기 노심초기(Beginning of Life : BOL) 출력운전을 비롯하여 100여개에 달하며, 원자로 냉각재관 파열 등 357종 794개에 이르는 발전소 비상 및 비정상 상황을 모의실험 할 수 있다.

3.1 Simulation 가정

본 연구에서의 Simulation을 위한 인자들의 가정은 다음과 같다.

① 원자로 출력(인자 A)

본 연구에서 가정한 LOCA 사고는 격납용기내부 원자로 냉각재 계통에서 냉각재 배관이 파열된 것으로 하며, 원자로 출력은 0%와 100%일 경우를 가정하여 분석한다.

② 파열크기(인자 B)

냉각재 배관의 파열 크기는 각각 50%, 100% 파열로 가정한다.

③ 안전주입 유량(인자 C)

안전주입 유량은 고압안전주입 및 저압안전주입이 모두 정상적으로 이뤄지는 경우와 전혀 이뤄지지 않는 경우를 가정한다.

④ 격납용기 살수 유량(인자 D)

격납용기 살수계통은 A, B 두 계열로 나뉜 설비로 갖춰져 있으며 본 연구에서는 두 계열이 정상 동작하는 경우와 전혀 동작하지 않는 경우를 모두 가정한다.

⑤ 파열 부위(인자 F)

파열부위는 원자로 냉각재 배관 중에서 고온관(Hot Leg) 파열과 저온관(Cold Leg) 파열 두 가지 경우를 가정한다.

⑥ 노심 상태(인자 G)

노심 상태는 각각의 원자로 출력에서 노심초기와 노심말기 두 가지 경우를 가정한다.

⑦ 가압기 수위(인자 H)

가압기수위는 정상운전 수위(67%)와 매우 낮은 수위(20%) 두 가지를 가정한다.

⑧ 변수 취득

각 실험 인자에 맞는 조건으로 설정하여 Simulator를 실행(Run)하여 발전소가 안정 상태에 이르렀을 때, 파열부위와 파열크기를 주입하여 비상상황을 모의하고 주전산기로부터 1초 단위로 전송되어 저장되는 데이터를 30여 분간 취득하여 격납용기 압력에 가장 큰 영향을 미쳤던 구간을 Logging하여 그래프로 도시한다.

3.2 Simulator 초기조건 (울진원자력 발전소 1호기)

< 표 3 > Simulator 초기 조건

운 전 변 수	측정값	운 전 변 수	측정값
노심 주기[주기]	10	연소도[MWD/MTU]	10319
원자로 출력[%]	100	발전기 출력[MW]	995
원자로 냉각재 평균온도[°C]	304.6	노심 상부온도[°C]	331
제어봉 위치[step]		붕소 농도[ppm]	1150
SA/B, CA~C Bank	225		
CD Bank	214		
증기발생기 협역 수위[%]	44/44/44	증기발생기 광역 수위[%]	67/67/67
SG 1/2/3		SG 1/2/3	
가압기 압력[bar.g]	154	주급수 유량[t/h]	1820/1820/1820
		SG 1/2/3	
가압기 수위[m]	0.17	주증기 유량[t/h]	1800/1800/1800
		SG 1/2/3	
격납용기 상부 온도[°C]	36	증기발생기압력[bar.g]	57/57/57
		SG 1/2/3	
격납용기압력[bar.a]	1.01	증기발생기 취출유량[t/h]	50

4. 인자분석 및 안전성 비교

4.1 실험계획법을 이용한 인자분석

본 연구에서 사용된 인자들의 수준을 살펴보면 다음과 같다.

- 인자 A: 원자로 출력(0%, 100%) (A0, A1)
- 인자 B: 파열 크기(50%, 100%) (B0, B1)
- 인자 C: 안전주입 유량(있음, 없음) (C0, C1)
- 인자 D: 격납용기 살수유량(있음, 없음) (D0, D1)
- 인자 F: 파열 부위(고온관, 저온관) (F0, F1)
- 인자 G: 노심상태(노심초기, 노심말기) (G0, G1)
- 인자 H: 가압기 수위(고수위, 저수위) (H0, H1)

AB, CD 교호작용이 기술적인 측면에서 유의할 수 있다고 판단되어, 최소의 실험횟수로 위의 7개의 주요인 효과와 2개의 교호작용의 변동을 구할 수 있는 일부실험법을 실시한 결과 <표 4>와 같은 데이터를 얻었다. 실험은 16회의 전체실험을 랜덤하게 순서를 정하여 실시하였다. 분산분석을 실행하고, 격납용기 내 압력을 가장 많이 만드는 최적수준조합을 찾고, 이 조건에서 압력의 95% 신뢰구간을 구했다. 인자가 A,B,C,D,F,G,H 이고 교호작용이 AB, CD이므로 데이터의 구조식은,

$Y_{ijklmno} = \mu + a_i + b_j + (ab)_{ij} + c_k + d_l + (cd)_{kl} + f_m + g_n + h_o + e_{ijklmno}$, $i, j, k, l, m, n, o = 0, 1$ 이 된다. < 표5 >와 같은 계산표를 작성하여 각 요인의 변동을 구해보면, (2)항에 있는 (1)의 합이 모두 51.16 으로 계산이 되었다. (5)항의 값은 각 요인의 변동이다. 오차변동은 열 번호 5,6,7,9,10,13의 변동의 합이므로,

$$\begin{aligned}
 S_E &= Se_{(5)} + Se_{(6)} + Se_{(7)} + Se_{(9)} + Se_{(10)} + Se_{(13)} \\
 &= 0.00160 + 0.00423 + 0.00360 + 0.00063 + 0.01440 + 0.00160 \\
 &= 0.02605 \text{가 된다.}
 \end{aligned}$$

총 변동은,

$$\begin{aligned}
 S_T &= S_A + S_B + S_{A \times B} + S_C + S_D + S_{C \times D} + S_F + S_G + S_H + S_E \\
 &= 0.00002 + 2.75560 + 0.00023 + 0.00203 + 0.02560 + 0.01562 + 0.00122 + \\
 &0.00902 + 0.000010 + 0.02605 = 2.83549 \text{가 된다.}
 \end{aligned}$$

< 표 6 > 분산 분석표

요인	S	ϕ	V	F_0	F(0.05)
A	0.00002	1	0.00002	0.00460	6.99
B	2.75560	1	2.75560	634.930	6.99
C	0.00203	1	0.00203	0.46774	6.99
D	0.02560	1	0.02560	5.89862	6.99
F	0.00122	1	0.00122	0.28110	6.99
G	0.00902	1	0.00902	2.07834	6.99
H	0.00010	1	0.00010	0.02304	6.99
A×B	0.00023	1	0.00023	0.05299	6.99
C×D	0.01562	1	0.01562	3.59907	6.99
오차	0.02605	6	0.00434		
T	2.83549	15			

< 표 7 > AB 이원표

	A_0	A_1	계
B_0	2.75+2.80+2.77+2.82=11.14	2.77+2.79+2.80+2.76=11.12	22.26
B_1	3.55+3.77+3.53+3.58=14.43	3.48+3.76+3.61+3.62=14.47	28.90
계	28.57	25.59	51.16

< 표 8 > CD 이원표

	C_0	C_1	계
D_0	2.75+3.55+2.77+3.48=12.55	2.77+3.53+2.80+3.61=12.71	25.26
D_1	2.80+3.77+2.79+3.76=13.12	2.82+3.58+2.76+3.62=12.78	25.90
계	25.67	25.49	51.16

< 표 9 > F, G, H 일원표

F_0	F_1	계
25.51	25.65	51.16
G_0	G_1	계
25.77	25.39	51.16
H_0	H_1	계
25.56	25.60	51.16

분산분석표를 통하여 초기 격납용기 압력 상승에 가장 영향을 많이 미치는 최적수준 조합을 찾아보기 위해 AB, CD의 이원표로부터 A, B, C, D 인자의 최적 조건을 찾으면 위의 AB 2원표로부터 A₁B₁에서, CD 2원표로부터 C₀D₁에서 압력이 제일 높은 것을 알 수 있다. 따라서, A, B, C, D의 최적조건은 A₁B₁C₀D₁임을 확인할 수 있다. 다음으로 인자 F, G, H의 최적조건을 구하면, 위의 일원표는 앞의 <표5>의 (1)항의 계로부터 즉시 구할 수 있다. 일원표로부터 F, G, H의 최적조건은 F₁, G₀, H₁이다. 참고로 <표 4>에서 16개의 데이터 중에서 압력에 가장 큰 영향을 미치는 실험조건은 실험번호 "6"의 A₀B₁C₀D₁F₀G₀H₀이고, 이때 실측치는 3.77이다. 이 실험조건은 16회 중에서 얻어진 최적조건이고, <표 7>에서 <표 9>까지의 결과와 같이 추정에 의하여 얻어진 최적조건 A₁B₁C₀D₁F₁G₀H₁은 전체 실험조건(2⁷=128) 중에서 가장 높은 압력에 영향을 미칠 것이라고 예측되는 조건이다. 추정된 최적조건에서 압력이 어느 정도인가를 추정하여 보면, 데이터의 구조식으로부터

$$\begin{aligned} \widehat{\mu}(A_1B_1C_0D_1F_1G_0H_1) &= \overbrace{\mu + a_1 + b_1 + (ab)_{11} + c_0 + d_1 + (cd)_{01} + f_1 + g_0 + h_1} \\ &= \overbrace{\mu + a_1 + b_1 + (ab)_{11}} + \overbrace{\mu + c_0 + d_1 + (cd)_{01}} + \overbrace{\mu + f_1} + \overbrace{\mu + g_0} + \overbrace{\mu + h_1} - 4\widehat{\mu} \\ &= \frac{14.47}{4} + \frac{14.69}{4} + \frac{29.12}{8} + \frac{28.91}{8} + \frac{28.92}{8} - 4 \frac{57.36}{16} \\ &= 3.74 \text{를 얻을 수 있다.} \end{aligned}$$

실측치로는 3.77이 최고였는데, 0.03이 감소된 압력을 주는 조건 A₁B₁C₀D₁F₁G₀H₁이 존재함을 알 수 있다. 이 최적조건(격납용기 압력상승에 최대한 효과를 주는 조건)에서 실제로 실험이 이루어지지 않았으므로 이와 같은 조건에 부합하도록 확인 실험을 해 볼 필요가 있다. 최적조건에서 압력의 모평균 95% 신뢰구간을 구해 보면,

$$\begin{aligned} \widehat{\mu}(A_1B_1C_0D_1F_1G_0H_1) \pm t(\Phi_e; \alpha/2) \sqrt{Ve/\#} &= 3.74 \pm t(6; 0.025) \sqrt{0.00434/\#} \text{인데,} \\ \text{유효 반복수 } n_e &= 1.6 \left(\frac{1}{\#} = \frac{1}{4} + \frac{1}{4} + \frac{1}{8} + \frac{1}{8} + \frac{1}{8} - \frac{4}{16} \right) = \frac{10}{16} \text{이므로, } \widehat{\mu} \\ (A_1B_1C_0D_1F_1G_0H_1) \text{의 95\% 신뢰 구간은 } &3.74 \pm 2.447 \sqrt{0.00434/1.6} = 3.74 \pm 0.13 = \\ &(3.61, 3.87) \text{이 된다.} \end{aligned}$$

분석결과, B(파열크기)가 유의한 요인으로 판명되었으며 <표 6>에서 볼 수 있는바와 같이 그 변동이 대단히 크므로 매우 유의한 인자라 판단할 수 있다. 격납용기 첨두압력과 연관이 있을 것이라고 예상했던 실험 인자 7가지가 위의 실험조건에서는 크게 연관이 없는 것으로 나타났다.

4.3 안전성 분석보고서와의 비교

< 표 10 >은 LOCA시 격납용기의 압력 및 온도를 나타내고 있다.

< 표 10 > LOCA 시 격납용기 압력 및 온도 분석표 (FSAR)

	Fouled RRI/SEC Heat Exchanger (KS=3,4445 MW/°C)				
	Fouled EAS/RRI Heat Exchanger (KS=1,116 MW/°C)				Clean EAS/RRI Heat Exchanger (KS=1,544 MW/°C)
Number of RIS & EAS Lines in Operation	2RIS, 1EAS	2RIS, 2EAS	1RIS, 1EAS	1RIS, 2EAS	2RIS, 1EAS
Short term					
Instant (s)	135	135	110	90	135
Pressure(bar.a)	<u>4.86</u>	4.77	4.72	4.69	<u>4.86</u>
Temp (°C)	138.1	137.2	136.7	136.4	138.1
Instant (s)	30	30	30	30	30
Sump Temp (°C)	105.2	105.2	105.2	105.2	105.2
Long term					
Instant (s)	4000	4000	4000	4000	4000
Pressure(bar.a)	2.83	2.15	2.84	2.12	2.7
Temp (°C)	110.9	95.3	111	94.3	108.5

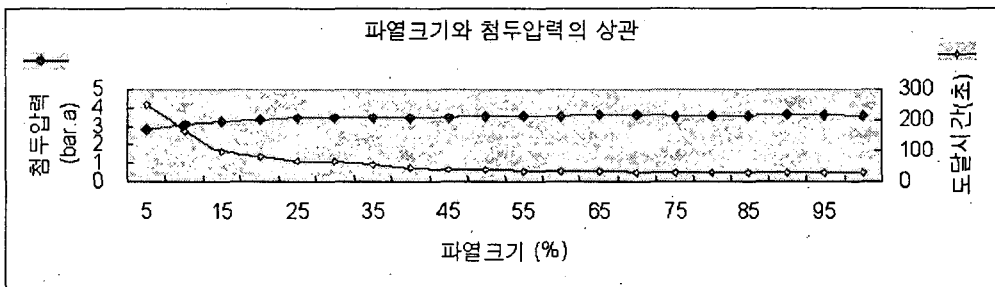
< 표 11 > FSAR과 Simulation 결과

	FSAR	Simulation 결과
격납용기 최고압력 (bar.a)	4.86	3.74±0.13

위 <표 11>과 같이 침두압력에서 FSAR과 Simulation 결과의 차이가 있는 것은, FASR 분석에서 사용된 코드는 원자력발전소의 안전성 여유를 확보하기 위하여 최악의 조건을 가정하여 최대한 보수적으로 해석한 결과이고, 실제 Simulator에서 분석한 조건은 안정된 운전상황의 발전소 상태에서 위에서 선정된 7가지의 인자 외에는 정상적으로 제 기능을 발휘한다는 조건으로 분석을 한 결과 일 것이라고 추측된다.

< 표 12 > 파열크기와 최고압력의 상관 데이터

파열크기 (%)	최고압력 (bar.a)	도달시간 (초)
5	2.78	250
10	3.07	165
15	3.25	100
20	3.34	80
25	3.44	65
30	3.46	65
35	3.48	55
40	3.48	45
45	3.48	40
50	3.52	38
55	3.55	35
60	3.56	33
65	3.61	32
70	3.60	30
75	3.58	30
80	3.57	30
85	3.56	30
90	3.60	30
95	3.62	30
100	3.59	30



< 그림 1 > 파열크기와 최고압력의 상관 그래프

5. 결 론

본 연구는 울진원자력 1·2호기 격납용기 내에서 LOCA가 발생하였을 때 그 침투압력은 얼마까지 상승할 것인가와 FSAR에서 분석된 값과 어느 정도 일치할 것인가라는 의문을 가지고 실험인자 7가지를 선정하고 Simulation을 통해 데이터를 취득하고 실험 계획법으로 분석을 수행하였다. 결론은, 격납용기 침투압력과 위 실험에서 선정한 인

자들의 영향은 미미한 것으로 분석되면서 무엇인가 큰 영향을 미칠 수 있는 다른 조건이 있을 것이라는 의구심으로 그 원인을 찾아보았는데, <표 12>와 같은 데이터를 얻을 수 있었다. 이 데이터와 <그림 1>의 그래프에서 볼 수 있듯이 격납용기 침두압력에 직접적인 영향을 미치는 인자는 “파열크기”이며 그 상관관계는 파열크기가 증가하면 침두압력이 같이 증가하다가 파열크기가 약 50%를 초과하면서 부터 어느 정도 일정한 값으로 안정된다는 것을 알 수 있었다. 또한 침두압력에 도달하는 시간도 파열크기가 증가함에 따라 감소하다가 50 ~ 60% 정도에서부터 더 이상 감소하지 않는 것을 알 수 있었다. 이는 원자로가 정지된 상태(0%, 154bar.a)이던, 정격 출력운전 상태(100%, 154bar.a)이던 냉각재계통의 압력만 동일하다면 침두압력은 파열크기에만 의존하기에, 어떠한 운전조건에서 LOCA와 같은 큰 사고가 일어났을 때 사고 초기에 안전주입 유량이나 격납용기 살수 동작이 실패하더라도 격납용기 건전성에는 영향을 미치지 않는다고 할 수 있다. 따라서 이러한 것들을 발전소 운전업무에 종사하는 운전원들이 이해한다면 사고를 진단하고 초기 수습하는데 불필요한 긴장감이나 긴박감으로부터 벗어나 적절한 대응조치를 할 수 있을 것으로 사료된다.

6. 참고 문헌

- [1] 박성현, “현대실험 계획법”, 민영사, pp.411-417, 2001년.
- [2] 최경식, “국내 원자력발전소 K-HPES 사례를 통한 안전실수 분석에 관한 연구”, 강릉대학교 산업대학원 석사논문, 2002년.
- [3] 엄기풍, “Gage R&R을 이용한 원자력발전소 격납용기 종합누설을 시험의 측정시스템 분석에 관한 연구”, 강릉대학교 산업대학원 석사논문, 2003년.
- [4] 정래춘, “울진원자력발전소 1&2호기 격납용기 내부 주급수관 파열사고시 비상운전절차서 적용 방법에 관한 연구”, 삼척대학교 산업대학원 석사논문, 2000년.
- [5] 울진원자력발전소, “울진1·2호기 최종안전성분석보고서 요약집”, 한국전력, 1994년.
- [6] 산자부, “2002년 원자력 발전 백서”, 한국수력 원자력(주), 2002년.
- [7] 장순홍, 백원필, “원자력 안전”, 청문각, 1999년.
- [8] 울진원자력발전소, “비상운전절차서(비상 2-2)”, 2002.
- [9] 울진원자력발전소, “Final Safety Analysis Report Chapter 6”, 1985, KEPCO.
- [10] 한국원자력 문화재단, “원자력 문화”, 2003년 2월호.

저 자 소 개

임 영 문 : 연세대학교에서 학사, 석사학위를 취득하였고, 미국 텍사스주립대학교 산업 시스템공학과에서 공학박사를 취득하였으며, 미국 ARRI (Automation and Robotics Research Institute) 연구소에서 선임연구원 및 연구교수를 거쳐 현재는 강릉대학교 산업공학과 교수로 재직 중이다.

이 성 모 : 삼척대학교에서 학사를 강릉대학교에서 석사학위를 취득하였으며, 현재 울산원자력 발전소 안전과장으로 재직중이며 관심분야는 발전소 안전관리 및 효율적 발전소 운영방안 등이다.