

'98 춘계학술발표회 논문집

한국원자력학회

**표준원전 모의 열수력 종합실험장치의 개념설계 및
저온관 소형냉각재상실사고 예비해석**

배규환, 문상기, 박춘경, 권태순, 송철화, 양선규, 정문기

한국원자력연구소

대전광역시 유성구 덕진동 150

요 약

한국원자력연구소에서는 원자력중장기연구의 일환으로 한국형 표준원전을 모의하는 종합열수력실증실험을 계획하고 있으며, 현재 실험장치에 대한 척도해석(Scaling Analysis), 예비해석(Scoping Analysis) 및 개념설계를 수행하고 있다. 본 논문에서는 영광 3/4호기를 대상으로 척도해석을 통하여 실험장치를 개념설계하고, 저온관 6인치 소형냉각재상실사고에 대하여 예비해석을 수행한 결과를 보여준다. 개념설계된 실험장치는 높이비가 참조원자로와 동일하고, 체적비가 1/200이다. 실험장치의 개념설계는 이상유동에 대한 3단계 척도법을 적용하였으며, 개념설계의 타당성을 입증하기 위해 RELAP5/MOD3.1 코드를 사용하여 정상상태 및 저온관 6인치 소형냉각재상실사고시 계통의 거동을 예비 계산하였다. 실험장치에 대한 예비해석결과 사고 거동이 참조원자로와 잘 일치하는 것으로 나타났다. 또한 수평관 및 주냉각재펌프의 척도기준이 사고의 진행과정에 영향을 미치는 중요한 인자로 밝혀졌다.

1. 서론

열수력 종합실증실험은 참조원자로 전체를 구성하는 각 계통간 또는 특정 계통내 기기사이의 상호작용에 의해 나타나는 종합적인 열수력적 거동을 파악할 목적으로 수행된다. 이러한 열수력 종합실증실험의 결과는 계통 전체의 성능분석이나 안전성 검증에 활용되거나, 종합적인 운전절차 및 사고관리전략의 개발에 활용된다. 이와 같이 종합실증실험을 수행함으로써 원자로 설계의 종합

적인 성능 평가, 설계성능 평가코드 및 안전해석코드의 검증이 가능하며, 독자적인 실험자료에 의해 설계 및 안전성의 검증을 수행함으로써 궁극적으로 고유기술에 바탕을 둔 원자로의 개발이 가능하게 된다. 종합실증실험의 건설 및 실험 수행으로 국내의 독자적인 실험기술을 보유할 수 있고, 나아가 앞으로 모든 안전문제와 관련된 열수력실험을 자체적으로 수행할 수 있게 되며, 궁극적으로 새롭게 개발될 원자로의 안전성 향상과 관련된 핵심기술의 자립에 크게 기여하게 될 것이다.

한국원자력연구소에서는 원자력중장기연구의 일환으로 한국형 표준원전의 모태인 영광 3/4호기를 참조원자로로 하는 열수력 종합실험장치의 건설을 위한 척도해석, 예비해석 등을 수행하고 있다. 건설될 종합실험장치는 1) 표준원전에 대한 성능실험 수행, 2) 개량형 원전에서 채택하고자 하는 ADF(Advanced Design Features)와 PDF(Passive Design Features)에 대한 성능실험 수행, 3) 계통분석코드의 검증을 위한 실험데이터 생산, 4) 비상운전절차 및 사고관리전략의 마련 등을 목적으로 한다. 종합실험장치에는 현재 개발중이거나 추후 채택될 가능성이 있는 피동형설계와 같은 신안전개념(ADF, PDF)에 대한 실증실험을 수행할 수 있도록 설계하고, 적절한 척도해석 방법을 개발하고, 이상유동에 대한 첨단 계측계통을 구비하여 실험데이터를 생산할 예정이다. 생산된 실험데이터로 국내 및 국제 열수력 데이터뱅크를 확충하고, 나아가 최적 계통분석코드의 검증이 수행될 것이다.

2. 척도해석 및 개념설계

열수력 종합실험장치의 척도해석은 주요한 열수력 현상들이 참조원자로에서와 동일하게 보존되도록 실험장치를 설계하는데 목적이 있다. 종합실험장치의 척도해석 방법은 크게 체적척도법[1]과 Ishii 등의 척도법[2]으로 나눌 수 있는데, 실험장치의 높이비가 원형과 같을 경우(Full Height)에는 두 척도법이 동일하다. 본 실험장치의 설계에는 Ishii 등이 제안한 3단계 척도법(3 Level Scaling Methodology)을 적용하였다. 첫 번째 단계의 척도해석은 원자로냉각계통과 같이 루프형태로 되어 있는 계통에 적용하며, Integral Scaling 혹은 Global Scaling이라 한다. 두 번째 척도해석인 Boundary Flow and Inventory Scaling은 각 계통사이의 유동 및 각 계통내의 냉각수 질량과 에너지 재고량(Mass and Energy Inventory)을 모사한다. 마지막 단계의 척도해석은 각 계통에서의 중요한 국부적 열수력현상들이 실험장치에서 보존되도록 하는 국부현상 척도해석(Local Phenomena Scaling)이다.

개념설계된 실험장치는 참조원자료와 동일한 수직길이 및 유로길이를 갖으며, 면적비가 1/200이다. 또한 실험장치의 정상운전조건인 온도 및 압력은 참조원자료와 동일하다. 표 1은 실증실험장치의 설계에 사용된 척도기준을 보여준다. 표에 나타난 것처럼 냉각재의 속도, 온도분포, 압력분포, 단위체적당 출력, 열유속, 노심과 증기발생기내의 가열봉 및 U-Tube의 기하학적 형상 등은 참조원자료와 동일하다. 또한 실험장치의 길이비가 1이므로 실험장치의 시간척도는 참조원자료와 동일하다.

주냉각재펌프의 상사성을 위해서는 펌프의 호몰로고스 곡선이 보존되어야 하며, 이상유동에서의 펌프헤드저하곡선(Pump Head Degradation Curve)이 참조원자료와 실험장치에서 동일하여야 한다. 이러한 주냉각재펌프의 상사성을 만족하기 위해 기하학적 상사성뿐만 아니라, 다음과 같이 정의되는 펌프의 비속도(Specific Speed)의 보존을 통한 펌프 특성의 상사화가 이루어져야 한다.

$$N_{ss} = NQ^{1/2}/\Delta H_d^{3/4} \quad (1)$$

여기서 N , Q , H 는 각각 펌프속도, 유량 및 펌프헤드를 나타낸다. 또한 주냉각재펌프의 Cooldown을 적절히 모사하기 위해 펌프의 토크 및 관성에 대한 척도해석이 이루어졌다.

고온관 및 저온관과 같은 수평관에서는 유동양식(Flow Regime)에 따라 파단부위로 방출되는 냉각수의 건도(Quality)가 달라지고, 이에 따라 파단유량의 차이가 발생한다. 이는 결국 계통의 냉각수 재고량 및 감압률을 변화시키기 때문에 수평관에서의 유동양식의 보존은 매우 중요하다. 수평관에서의 유동양식 보존을 위해서는 다음과 같이 정의되는 증기의 Froude수가 보존되도록 하여야 한다.

$$Fr_g = \frac{j_g^2 \rho_g}{gD \rho_f} \quad (2)$$

여기서 j_g 와 D 는 각각 증기의 겉보기속도(Superficial Velocity)와 수평관의 직경을 나타낸다. 수평관의 체적비가 1/200을 만족하는 조건에서 위식의 Froude수를 보존하도록 수평관의 길이와 직경이 결정된다.

그림 1은 종합실험장치의 개념도를 보여주고 있는데, 이는 참조원자료에 주요 ADF 및 PDF가 부착된 형태로 구성된다. 참고로 본 개념설계 단계에서는 수평관에서의 유동양식 보존을 제외한 주요 열수력현상에 대한 국부현상 척도해석은 수행되지 않았으며, 자세한 척도해석결과는 참고문헌 3에 나타나 있다.

3. 소형냉각재상실사고에 대한 예비해석 결과

참조원자로인 영광 3/4호기 및 실험장치에 대하여 최적 열수력 계통분석코드인 RELAP5/MOD3.1을 이용하여 소형냉각재상실사고시의 계통거동을 예비계산하였다. 해석에 사용된 영광 3/4호기 Basedeck은 원전의 냉각재상실사고 해석코드 개발[4]시 생성된 것을 기본으로 하여 수정된 것으로, 핵연료 및 증기발생기 U-Tube를 제외한 벽면 열전달 등이 무시된 것이다. 실험장치의 Basedeck은 영광 3/4호기 Basedeck에 위 절에서 언급한 척도기준을 이용하여 생성하였다.

예비해석시 소의전원은 원자로정지와 동시에 상실되는 보수적인 가정을 사용하였다. 그러므로 주냉각재펌프는 원자로정지와 동시에 정지되고, 모든 안전주입펌프는 비상디젤발전기의 기동 및 부하 연결에 걸리는 시간이 지난 후에야 작동할 수 있다. 해석시 사용된 총지연시간은 고압안전주입펌프의 경우 30초, 저압안전주입펌프의 경우 50초이다. 또한 본 해석에서 고려한 주냉각재펌프 출구관 파단인 경우, 파단된 출구관으로 주입된 안전주입수는 파단부를 통하여 모두 누출된다고 가정하였다.

예비해석의 한가지 예로서 대표적으로 선정된 저온관 하단부에서의 6인치 소형냉각재상실사고시 계통의 압력 및 유량, 파단유량, 노심수위 등을 비교한 결과 전반적으로 잘 일치하는 거동을 보였다. 그림 2는 일차측 및 이차측 압력거동을 보여준다. 실험장치의 경우 터빈 정지후 이차측 압력이 더 빠르게 상승하고 더 높게 유지됨으로써 일차측 압력은 약간 높은 Pressure Plateau를 형성하고 있으나, 전반적으로 잘 일치하는 거동을 보여준다. 펌프 입구관 및 출구관의 유로가 Froude수 척도기준에 의해 1/200보다 크게 설계되었으므로, 표 2에 나타난 것처럼 Loop Seal Clearing 및 파단부위 노출이 실험장치에서 더 늦게 나타났다. 따라서 실험장치의 경우 Pressure Plateau가 약간 늦게 깨어지면서 일차측 감압거동이 진행되고 있다. 그림 3은 파단된 펌프 출구관(Leg A1) 및 건전관(Leg A2)에서의 유량을 비교한 것이다. 주냉각재펌프의 Coastdown과 더불어 계통에서의 기포발생으로 유량이 급속히 줄어들고, 그후 자연순환에 의한 유량 거동도 비슷하게 진행되고 있다. 그림 4는 실험장치의 파단유량을 200배하여 참조원자로의 파단유량과 비교한 것으로, 과냉액체가 방출되는 사고 초기의 유량은 잘 일치하고 있다. 그 이후 이상혼합체 및 과열증기가 방출되는 영역에서도 매우 비슷한 거동을 보여준다. 그림 5는 총안전주입 유량을 비교한 것으로 실험장치에서 계통의 감압이 늦게 진행되어 고압안전주입펌프 및 안전주입탱크의 유량거동에 약간의 차이를 나타내고 있다. 그림 6은 노심 및 강수관의 수위를 나타낸다. 주냉각재펌프가 Coastdown되어 구동력을 상실하므로써 노심내 냉각수가 강수관을 거쳐 파단 부위로 빠져나감에 따라 노심 수위가 급격히 감소하는 기간동안 실험장치의 경우에서 약간 높게 지속되고 있다. Loop Seal 제거후 노심의 잔열에 의한 비등으로 노심이 노출되는 기간 동안의 수위 감소 거동은

두 경우가 매우 비슷한 경향으로 진행됨을 보이고, 최소 노심수위도 비슷하게 예측한다. 안전주입 탱크 작동후에는 강수관의 수위가 충분히 유지되고 노심수위는 강수관과 노심의 압력차이에 의하여 변화하고 있다.

4. 결론 및 향후 연구

영광 3/4호기를 모의하기 위해 높이비가 참조원자로와 같고 면적비가 1/200인 종합실증실험장치를 개념설계하였다. 개념설계된 실험장치의 타당성을 입증하기 위해 주냉각재펌프 출구관에서의 6인치 소형냉각재상실사고를 대상으로 예비해석하였다. 이러한 척도해석 및 예비해석 결과를 요약하면 다음과 같다.

- 1) 영광 3/4호기를 참조원자로로 하는 열수력 종합실험장치의 척도해석은 이상유동에 대한 3단계 척도법을 적용하였으며, 수평관에서 유동양식과 펌프의 특성을 보존하기 위한 척도해석이 추가로 수행되었다.
- 2) 예비해석결과 참조원자로 및 실험장치에 대하여 만족할만한 정상상태 조건을 얻었다.
- 3) 저온관에서의 소형냉각재상실사고시 계통의 압력 및 유량, 파단유량, 노심 수위 등의 거동을 비교한 결과 전반적으로 잘 일치하는 거동을 보였다.
- 4) 예비해석결과 루프에서의 압력강하, 저온관과 고온관에서의 유동양식, 주냉각재펌프의 거동 등이 중요한 변수로 나타났다.

종합실험장치의 설계 완료를 위해서는 다음과 같은 향후 연구가 필요하다.

- 1) 주요한 국부현상을 보존하기 위한 국부 척도해석
- 2) 실험장치의 상세설계시 실험장치의 벽면의 열원 및 열침원에 대한 상세한 해석 및 설계된 실험장치의 실제 압력강하 계산 및 보존 방안 마련
- 3) 최종 상세설계된 실험장치에 대한 예비해석

참고문헌

1. A.N. Nahavandi, F.S. Castellana and E.N. Moradkhanian, "Scaling Laws for Modeling Nuclear Reactor Systems," Nucl. Sci. & Eng., Vol. 72, pp. 75-83, 1979.
2. M. Ishii, I. Kataoka, "Similarity Analysis and Scaling Criteria for LWRs Under Single-Phase and Two-Phase Natural Circulation," NUREG/CR-3267, 1983.

3. 문상기, "COMET 종합실증실험장치의 개념설계 및 척도해석," KAERI Internal Report CA-SCD-MDSC-96001, 1996.
4. 장원표, "원전의 냉각재상실사고 해석코드 개발," KAERI/RR-1314/94, 한국원자력연구소, 1994.

표 1. 종합실험장치의 척도기준

Parameter	Symbol*	Parameter ratios
Length	l_{oR}	1 (given)
Diameter	d_{oR}	$1/\sqrt{200}$ (given)
Area	a_{oR}	1/200 (given)
Volume	v_{oR}	a_{oR}
Core ΔT	ΔT_{oR}	1
Velocity	u_{oR}	1
Time	t_R	1
Gravity	g_R	1
Power / volume	q_R	1
Heat flux	q_R	1
Core power	q_R	a_{oR}
Rod diameter (core, SG)	RD_R	1
No. of rods (core, SG)	n_R	a_{oR}
Flow rate	m_R	a_{oR}
Δi subcooling	Δi_{subR}	1
ΔT subcooling	ΔT_{subR}	1
Pump head	ΔH_{dR}	1
Friction number	F_R	1

* The ratio of the model (test facility) to the prototype value

표 2. 소형냉각재상실사고 사고 전개 과정

사건 내용	영광 3/4호기, 시간(초)	실험장치, 시간(초)
파단사고 발생	0.0	0.0
원자로 정지 및 SI 신호 발생	21.14	20.03
원자로 정지	21.64	20.53
RCP 정지	21.14	20.03
터빈 정지	21.4	20.29
MSSV 개방	31	25
고압안전주입펌프 작동	51	50
노심입구 유량 역류	135	113
Loop Seal 제거	180	191
안전주입탱크 작동	354	365

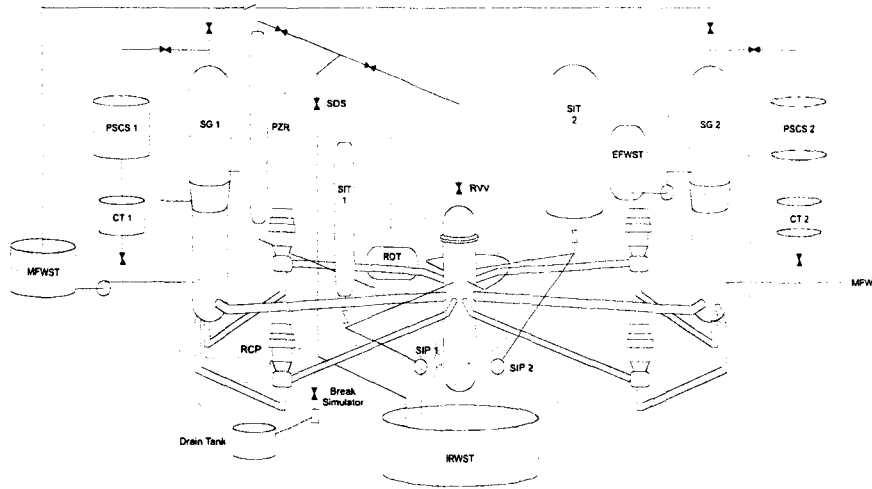


그림 1. 열수력 종합실험장치의 개념도(Isometric View)

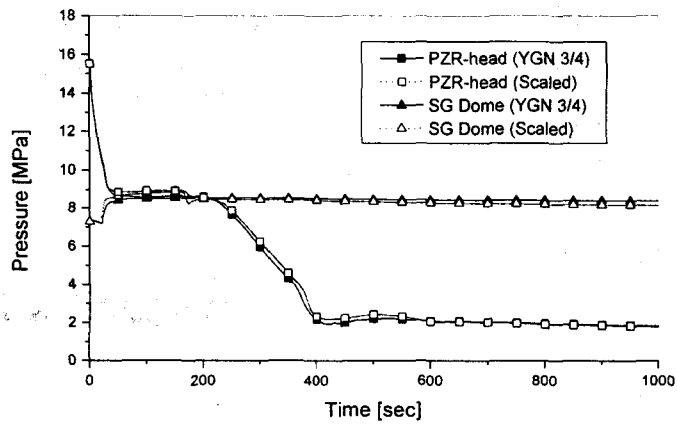


그림 2. 일차계통 및 이차계통 압력

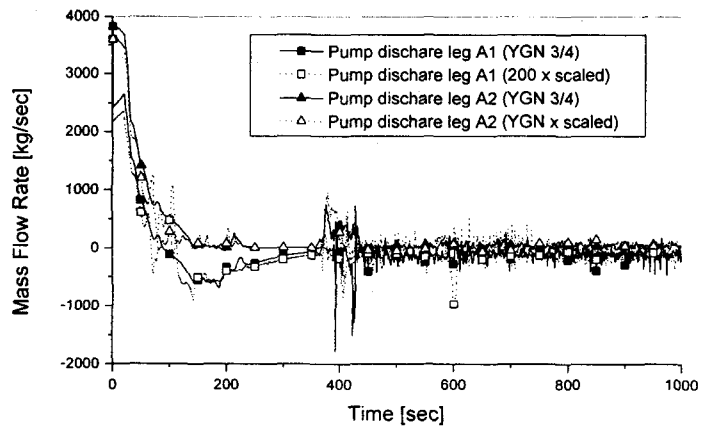


그림 3. 펌프 출구관의 유량

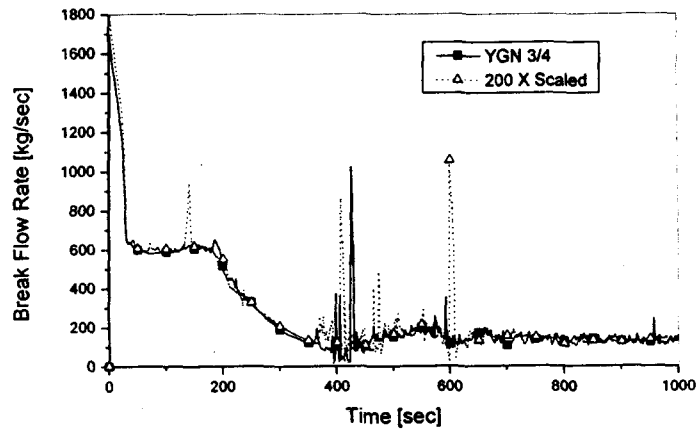


그림 4. 파단유량

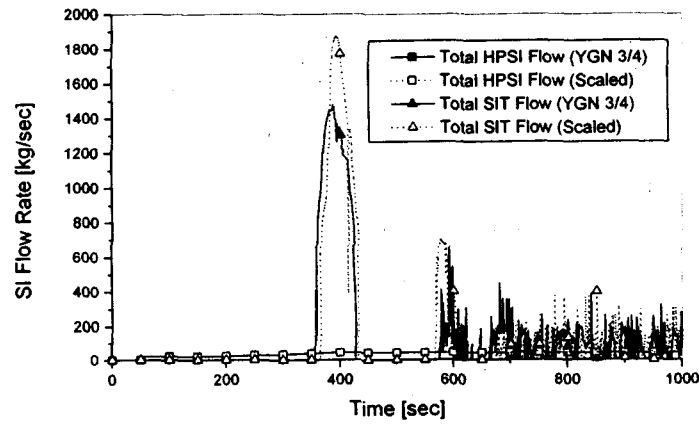


그림 5. 안전주입 유량

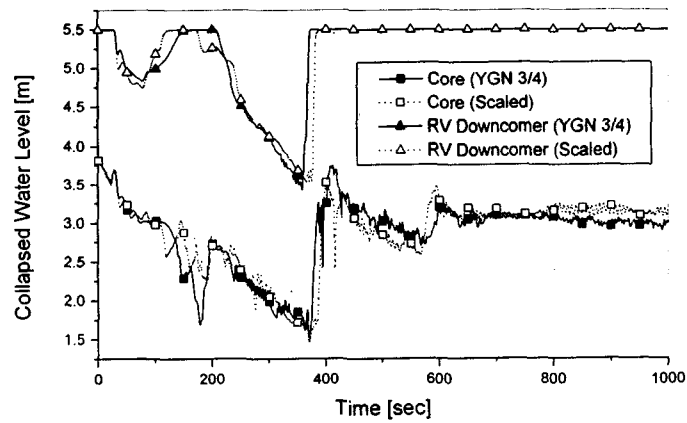


그림 6. 노심 및 강수관의 냉각수 수위(Collapsed Water Level)