

《기술보고》

원자로 내부구조물의 설계방법이 같은 경우 원자로의 상대적
크기 변화에 따른 노심에서의 열수력학적 특성에 대한 연구

이계복 · 홍성덕
한국원자력연구소
(1994. 5. 30 접수)

요 약

영광 3, 4호기는 ABB-CE 사의 System 80 원자로와 비교해서 원자로 내부 구조물의 수력학적 설계 목적과 방법이 동일하고, 단지 원자로의 크기와 출력이 상대적으로 작아진 내부 구조물이 축소된 형태이다. 따라서 System 80 유동 모델 시험에서 측정된 실험 결과로부터 영광 3, 4호기 연료 집합체 수에 맞게 보간법을 사용하여 보수적으로 유량 분포를 구하고 영광 3, 4호기 유동 모델 시험에서 얻어진 유량 분포와 비교하여 원자로의 수력학적 특성을 검토하고 각각에 대해 열적 여유도를 구하여 이런 경우에 원자로 유동 모델 시험을 수행하지 않고 이전의 실험 결과를 설계에 사용할 수 있는 가에 대해 연구하였다.

1. 서 론

원자로의 압력용기 설계시, 출력과 유량이 결정되면 압력용기 내의 유동로를 따른 압력손실(Pressure Loss)과 노심에서 원하는 유량분포를 얻기 위해서 하부 지지구조물 밀판(Lower Support Structure Bottom Plate), 유동 조절테(Flow Skirt) 등의 원자로 하부구조물의 유동 면적을 결정해야 한다. 이러한 인자들은 수력학적 특성을 결정하는 중요한 변수들로 이들의 설계 방법은 이론식을 사용하거나 이론적인 해석이 불가능한 복잡한 기하학적 형태를 가진 영역은 실험식이나 그동안 축적된 경험을 고려하여 만들어진 상관 관계식을 주로 사용한다. 따라서 이러한 식에 포함된 미비점을 보완

하고 설계시 사용된 원자로 압력 용기내의 수력학적 설계 방법을 검증하기 위한 수단으로 원자로 압력 용기 유동 모델 시험^[1]이 수행되어 왔다.

유동 모델 시험의 또 한가지 중요한 기능은 노심 입구와 출구에서의 유량 분포 데이터를 제공하는 것이다. 원자로 압력 용기의 하부 구조물과 노심내의 연료 집합체의 구조가 너무나 복잡하기 때문에 기존의 열수력 설계 해석 방법으로는 전체적인 유동 특성이나 평균치 정도는 예측할 수 있으나 국부적인 유동 특성은 예측이 어려워 전적으로 유동 모델시험에 의존하고 있다. 특히 노심 입구와 출구에서의 유량 분포는 노심의 열적 여유도 분석(Thermal Margin Analysis)에 필요한 입력자료로 정확한 열적 여유도를 구하기 위해서는 신뢰성이 높은

데이터가 필수적이다. 위와 같은 두가지 큰 이유에서 유동 모델 시험의 필요성이 강조되어 왔다. 그러나 유동 모델 시험은 모델 제작에 소요되는 시간과 비용때문에 같은 설계 방법을 사용한 발전소(Non-prototype)인 경우는 따로 시험을 수행하지 않고 있다. 실제로 ABB-CE 사의 경우 같은 발전소 뿐만 아니라 원자로 압력 용기의 열수력학적 설계 목적과 방법이 같은 발전소에 대해서는 원자로의 출력과 크기가 상대적으로 줄어든 경우에 대해서도 따로 유동 모델 시험을 수행하지 않고 앞서 수행된 유동 모델 시험 데이터를 이용하여 유량 분포를 구하고 있다^[2]. 실제로 이러한 설계 방법이 NRC (Nuclear Regulatory Commission)의 승인을 받았다.

영광 3, 4호기의 경우, 유동 모델 시험을 수행하여 노심에서의 유량 분포를 측정하였다. 그러나 영광 3, 4호기는 System 80와 비교해 원자로 압력용기의 하부 구조물과 노심의 설계목적과 방법이 동일하고 단지 출력과 크기가 축소되었으므로 System 80의 유동모델 시험 결과를 사용하여 영광 3, 4호기 원자로의 유량분포를 예측할 수 있다. 따라서 이 두 데이터를 비교하면 이런 경우에 대해 유동 모델 시험의 필요성을 검증할 수 있다.

본 연구의 목적은 원자로 설계를 위해 수력학적으로 같은 설계 방법이 사용되고 단지 원자로가 상대적으로 축소된 경우, 새로 유동 모델 시험을 수행하지 않고 크기는 다르나 설계 방법이 같은 기존의 원자로에 대해 이미 수행된 유동 모델 시험 결과를 보정하여 사용할 수 있는가를 검토하는 것이다.

2. 노심 입구에서의 유량 분포

2.1. System 80 시험 결과를 사용한 경우

System 80^[3] 원자로는 연료 집합체 수가 241개로 영광 3, 4호기의 177개보다 64개가 많다. 따라서 유동 모델 시험에서 얻어진 유량 분포 데이터를 영광 3, 4호기에 사용하기 위해서는 보간법(산술 평균)을 사용하여 연료 집합체의 수를 영광 3, 4호기에 맞게 조정하여야 한다. 여기서 사용된 원칙은 다음과 같다.

1. 노심 주변과 중심집합체에서의 유량 데이터는 고정하였다. 또한 최소 유량값은 유지시켰다. 즉 241개의 연료 집합체를 177개로 변환하는 과정에서 노심 주변과 중심사이의 값이 평균된다.

2. 노심내에서 전체 유량이 보존된다.

그림 1은 System 80의 노심을 나타낸다. 총 241개의 연료 집합체로 구성되어 있어 영광 3, 4호기의 177개 연료 집합체로 변환하기 위해 앞에서 언급한 원칙에 따라서 그림 2와 같이 노심 중심과 주변 사이의 일부 집합체들이 평균되어 영광 3, 4호기와 같은 수의 연료 집합체를 갖게 조정되었다. 52 군데에서 2개의 연료 집합체가 1개로 합쳐졌고 4군데에서 4개의 연료 집합체가 1개의 연료 집합체로 평균되었다. 그림 3은 위의 변환과정을 거쳐 영광 3, 4호기의 노심내의 연료 집합체 수에 맞게 보정하여 유량 분포를 구한 결과를 보여준다. 원래의 System 80 유동 모델 시험 결과와 비교하면 전체 유동의 평균값에 대한 산란 정도를 보여주는 표준 편차값은 식 (1)로 부터 7.71%로 원래값(7.78%)과 거의 같고 최소 유량값은 그대로 유지 되었다. 참고로 System 80의 유동 모델 시험에서 4 펌프가 모두 작동한 경우에 대해 수행된 실험 횟수는 3번이다.

$$\sigma = \frac{1}{N-1} \sum_{i=1}^N \left[\left(\frac{\bar{W}_i}{\bar{W}} \right) - \left(\frac{W_i}{\bar{W}} \right) \right]^2 \quad (1)$$

where,

N : 연료 집합체 수

W_i : 각 연료 집합체에서의 유량

\bar{W} : 노심에서의 평균 유량

$$\left(\frac{\bar{W}_i}{\bar{W}} \right) = \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N \left(\frac{W_i}{\bar{W}} \right)$$

2.2. 영광 3,4 호기 시험 결과를 사용한 경우

그림 4^[4, 5]는 영광 3, 4 호기 유동 모델 시험에서 얻어진 4 펌프 작동시의 노심 입구에서의 유량 분포이다. 4 펌프 작동 경우에 대해 수행된 총 실험 횟수는 19번이다.

2.3. 유량 분포 데이터 비교

System 80 유동 모델 시험 결과를 이용하여 영광 3, 4호기의 노심 크기에 맞게 변환하여 얻어진 유량 분포 데이터와 실제의 영광 유동 모델 시험에서 측정된 데이터를 여러 측면에서 비교하였다.

2.3.1. 노심 전 영역에서의 유량 분포

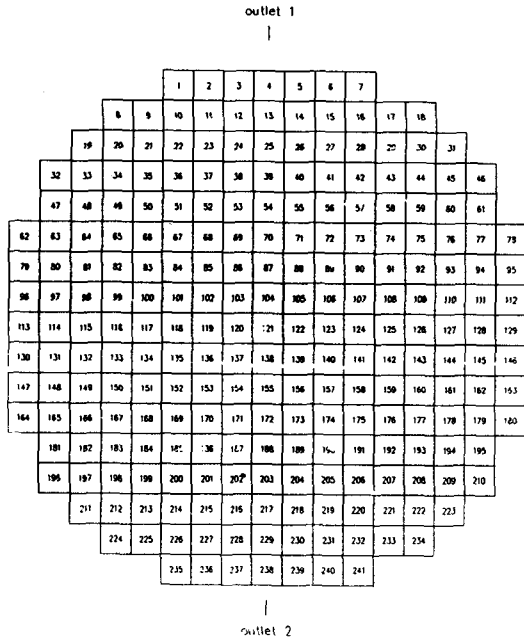


Fig. 1. System 80 Core Numbering Scheme

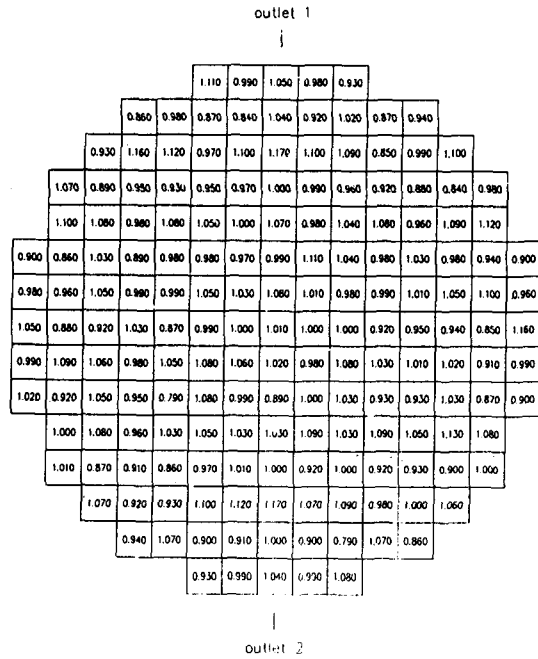


Fig. 3. 4-Pump Core Inlet Flow Distribution Based on System 80 Data (241→177)

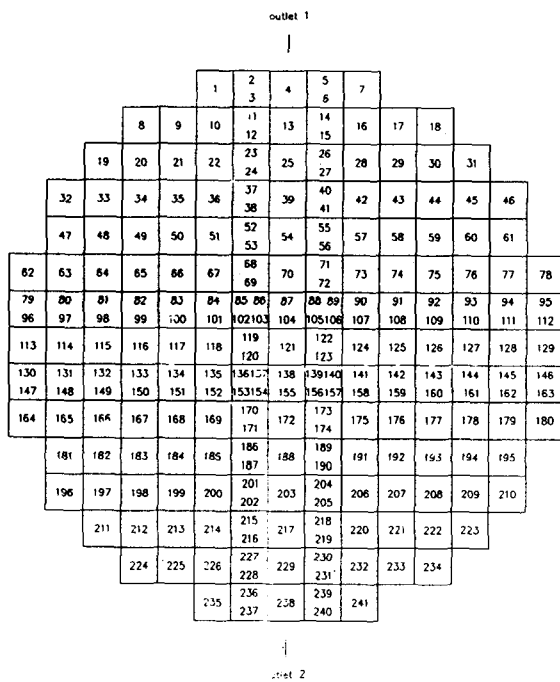


Fig. 2. Core Flow Data Extrapolation Numbering Scheme (241→177)

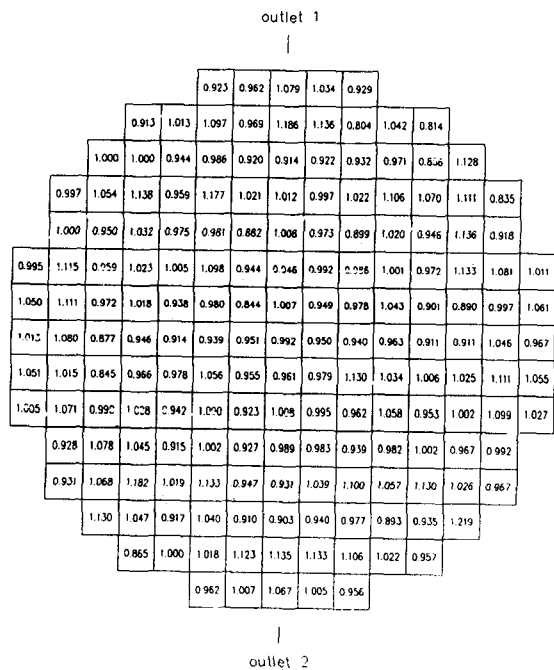


Fig. 4. 4-Pump Core Inlet Flow Distribution Based on YGN 3&4 Data

System 80 하부 구조물의 설계 목적은 노심 입구 전 영역에서 유량을 균일하게 분포시키는 것이다. System 80 이전의 ABB-CE 원자로는 노심 중심 지역에서는 유량이 크게 노심 주변에서는 유량이 상대적으로 작게 분포되었다. 노심 전 영역에서의 유량이 얼마나 균일하게 분포하는가를 알아보기 위해 먼저 전체 평균 유동값에 대한 산란 정도를 구하였다. 식(1)로부터 System 80 유동 모델 시험 결과를 이용한 경우 표준 편차값이 7.71%가 나왔고 영광 3, 4호기 유동 모델 시험결과의 표준편차값은 7.67%이다. 두 경우 모두 전체적인 유량 정도가 거의 같게 균일하게 분포되는 것을 보여주고 있다. 따라서 영광 3, 4호기와 System 80는 같은 설계 방법으로 만들어진 것을 알 수 있다.

2.3.2. 영역별 유량 분포

영광 3, 4호기나 System 80는 모두 노심내의 유량을 균일하게 분포시키도록 설계하고 있다. 본 연구에서는 System 80 유동 모델 시험 결과를 영광 3, 4호기에 적용하기 위해 노심의 중심과 주변사이의 유동로에 해당되는 연료 집합체들에 보간법을 적용하였다. 따라서 두 경우에 대해 구해진 유량분포가 영역별로 같게 분포되는 것을 알기 위해 크게 세 영역으로 나누어 비교하였다.

세 영역은 기하학적 특성을 고려하여 노심 중심에 대해 대칭으로 노심 주변과 나머지 영역을 나누었고 평균 유량값을 표 1에 나타냈다. 그림 5는 각 영역을 나타내고 있다. 참고로 노심내 유량 분포에 대한 설계 목적이 틀린 ABB-CE사의 System 80 이전의 발전소인 Arkansas Nuclear Unit의 값도 첨부하였다. 표에서 알 수 있는 바와 같이 System 80 나 영광 3, 4호기는 유량이 세 영역에서 거의 균일하게 분포되는 것을 알 수 있고 Arkansas Nuclear Unit는 노심 주변에서 유량이 작아진다.

Table 1. Flow Distribution in the Core for Each Reactor (\bar{W}/\bar{W})

	System 80	YGN 3&4	Arkansas
Region 1	1.01	0.99	1.04
Region 2	0.97	1.04	0.98
Region 3	1.00	1.00	0.90

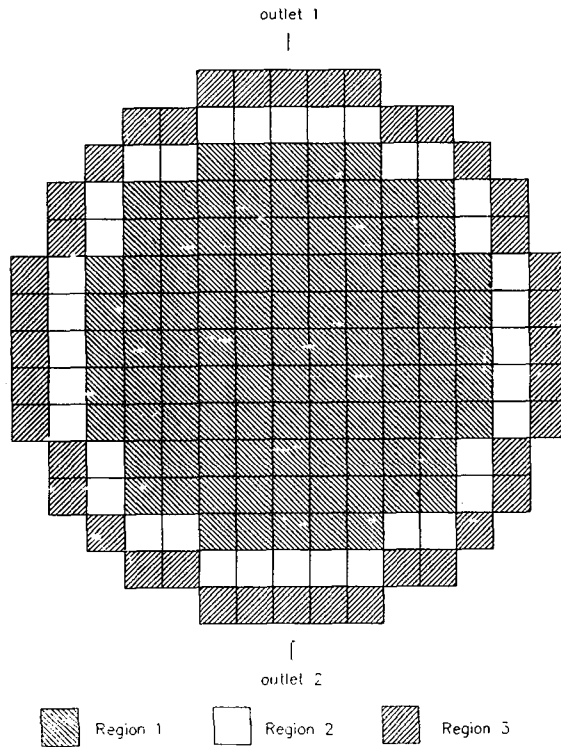


Fig. 5. 3-Flow Region of Core Inlet

2.3.3. 국부적인 유량 분포

원자로 유동 모델 시험을 수행하는 큰 목적중의 하나가 노심의 열적 여유도 분석에 필요한 노심 입구에서의 유량 분포를 제공하는 것이다. 열적 여유도 분석에서는 전체적인 유량 분포나 평균 유량값보다는 국부적으로 절대 유량값이 작거나 불확실도(Uncertainty)가 큰 유동로에 해당되는 연료 집합체가 보수적인 설계 관점에서 중요한 역할을 하게 된다. 또한 문제가 되는 연료 집합체의 출력값도 열적 여유도 분석에서 중요한 인자가 된다.

2.4. 불확실도(Uncertainty)

영광 3, 4호기 유동 모델 시험에서 구해진 유량이나 입력 데이터는 통계 처리를 통해 바로 불확실도를 구할 수 있다. 그러나 System 80 유동 모델 시험 데이터를 이용하는 경우 연료 집합체 수를 조정하는 과정에서 두

개 이상의 연료 집합체가 조합되어 한 개의 집합체로 되기 때문에 새로 불확실도를 결정하게 된다. 이 경우 모든 샘플 데이터는 정규 분포(normal distribution)로 가정하고 95%의 신뢰도로 허용 한도(tolerance limits)를 k factor를 사용하여^[6] 각 집합체에 대해 최대값과 최소값을 구하고 분산값(variance)을 다시 계산하여 가장 큰 값을 그 집합체의 불확실도로 사용하였다. 따라서 여러 연료 집합체가 조합되어 만들어진 집합체의 불확실도는 매우 보수적인 값이 된다. 그림 6, 7에 각 경우의 분포를 나타내었다.

3. 열적 여유도 분석과 평가

3.1. SCU(Statistical Combination of Uncertainties) 분석

설계 한계 핵비등 이탈률(Design Limit DNBR)을 구하기 위해 SCU 방법을 사용하였다. SCU 방법의 기본 개념은 노심에서 DNBR에 영향을 미치는 인자들이

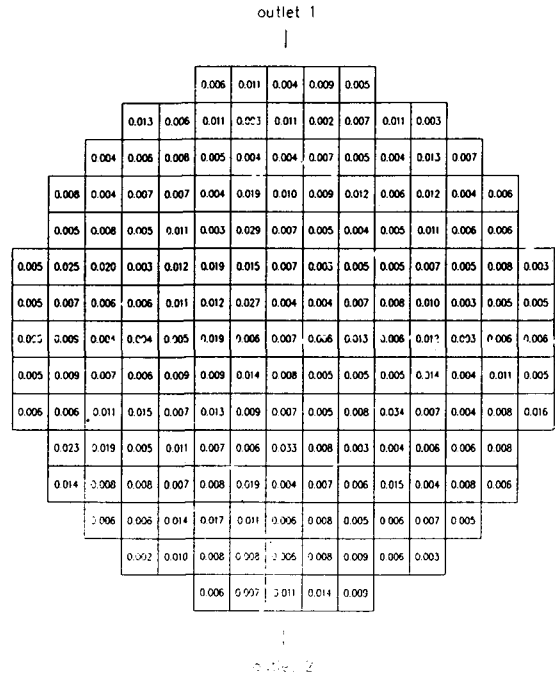


Fig. 7. 4-Pump Core Inlet Flow Uncertainty Distribution Based on YGN 3&4 Data

갖는 정량화된 고유의 확률 분포들을 몬테카를로 시뮬레이션을 통해 합성하여 하나의 DNBR 확률 밀도 함수(PDF: Probability Density Function)를 생산하는 것이다. 표 2에 System 80 와 영광 3, 4호기에서 SCU 분석시에 고려된 불확실도 인자들을 나타냈다. 표에 나타난 바와 같이 System 80에서는 실험 횟수가 3번으로 입구 유량 인자들에 대한 불확실도 자료가 부족하기 때문에 입구 유량 관련 인자에 대해서는 SCU 분석에서 제외하고 대신에 Deterministic 방법론에 근거하여 나쁜 결과를 주는 값(최소 유량값: Fig. 8)을 사용하였다.

System 80에서 보간법을 사용해 구해진 유량 분포는 영광 3, 4호기에 비해 불확실도가 매우 크기 때문에 같은 조건으로 비교하기 위해 해석 방법을 System 80와 동일하게 하였다. 즉 유량관련 인자를 제외한 6가지 불확실도를 고려하였고 가능한 한 영광 3, 4호기 SCU 자료를 사용하여 DNBR 확률 밀도 함수를 생산하기 위해 다음과 같은 가정을 하였다. DNBR 확률 밀도 함수는 입구 유량 인자에 의해 형태가 변하지 않고 평균값은 입

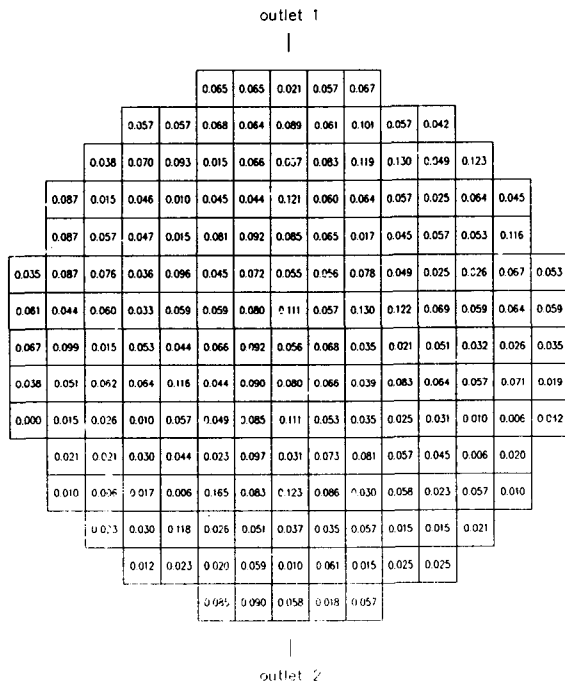


Fig. 6. 4-Pump Core Inlet Flow Uncertainty Distribution Based on System 80 Data

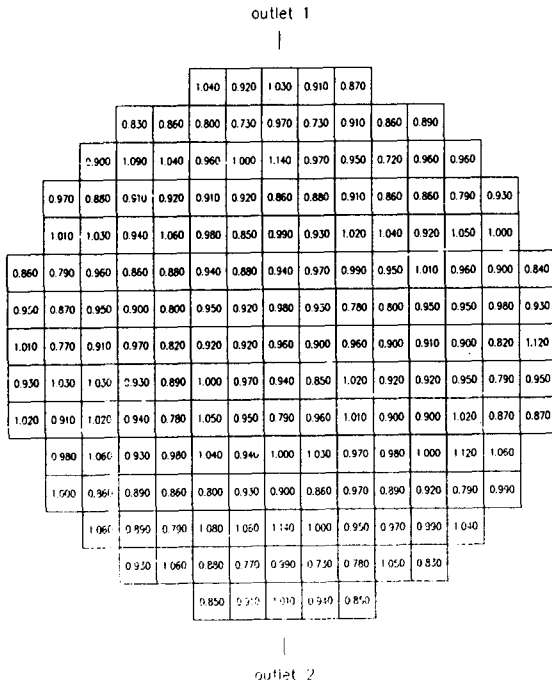


Fig. 8. 4-Pump Core Inlet Flow Distribution Based on System 80 Data

Table 2. Uncertainty Parameters Considered in Each Reactor

Plant	System 80	YGN 3&4
Parameters		Enthalpy rise factor
		Systematic pitch
	Enthalpy rise factor	Clad outer diameter
	Systematic pitch	CE-1 CHF correlation
	Clad outer diameter	Heat flux factor
	CE-1 CHF correlation	TORC code uncertainty
	Heat flux factor	Inlet flow factor
	TORC code uncertainty	Adjacent inlet flow factors

구유량 인자의 불확실도를 고려한 영광 3, 4호기 결과와 고려하지 않은 System 80 중에서 보수적인 값을 취하였다.

System parameter variance 와 MDNBR variance 는 다음 식과 같이 주어진다^[7].

$$\sigma_{RS}^2 = \sum_{i=1}^N \frac{1}{7.64^2} \Delta MDNBR_i^2 \quad (2)$$

where N : No. of parameter

$$\frac{\sigma_{MDNBR}^2}{\mu_{MDNBR}^2} = \frac{\sigma_{RS}^2 + \sigma_{CHF}^2}{(\mu_{RS} + \mu_{CHF})^2} + \frac{\sigma_{Fq}^2}{\mu_{Fq}^2} + \frac{\sigma_{TORC}^2}{\mu_{TORC}^2} \quad (3)$$

where $\mu_{RS}^2 \approx 0$

μ : 평균

σ : 표준편차

이 값을 구하기 위해 각 인자들의 $\Delta MDNBR$ 을 TORC code^[8]로 구한 결과는 표 3과 같다. 따라서 이 값을 식 (2)에 대입하면 DNBR 반응표면에서의 표준편차인 $\sigma_{RS}=0.034$. 이 값과 표 4의 값^[9]을 식 (3)에 대입하면 $\sigma_{MDNBR}=0.099$ 가 된다.

이 값을 이용해서 95/95% 신뢰도와 확률로 설계 한 계 DNBR을 구하면 1.24가 된다(spacer grid와 연료봉 휨에 대한 penalty factor는 영광 3, 4호기와 같게 고려).

3.2. Nominal MDNBR 해석

영광 3, 4호기 열적 여유도 분석시에 사용된 TORC 모델^[10]에 고온 집합체 및 그 주변 집합체의 입구 유량 인자를 교체하여 nominal MDNBR을 계산하여 2.00을 얻었다. 영광 3, 4호기의 경우 입구 유량 인자값은 0.856(실험 데이터들의 평균값 사용)이고 System 80 유동 모델 시험으로부터 구한 데이터를 사용한 경우는 0.720(최소 유량값 사용)이다.

Table 3. MDNBR Difference for Each Parameter

Parameter	MDNBR Difference
Enthalpy rise factor	-.265
Systematic pitch	.125
Clad outer diameter	-.047

Table 4. Probability Density Functions Combined Analytically with Response Surface Variance of System Parameters^[9]

Distribution	Mean	95% Confidence σ
CE-1 CHF Correlation	0.9803	.08736
Heat Flux Factor	1.0000	.01500
TORC Code Uncertainty	1.0000	.02500

3.3. 열적 여유도 평가

표 5에 본 계산에서 얻어진 결과를 나타냈다. 열적 여유도를 계산하기 위해 다음의 관계를 이용하였다. 즉 TORC code의 경우 DNBR 변화에 따른 출력 민감도는 0.5정도이므로 이 관계를 이용하여 여유도를 계산하면,

$$\begin{aligned} \text{Margin} &= -100 \times 0.5 \times [(1.24 - 1.30) / 1.30 \\ &\quad + (2.06 - 2.00) / 2.06] \\ &= -0.85\% \end{aligned}$$

비교 결과 System 80 유동 모델 시험 결과를 사용하여 영광 3, 4호기 유동 분포를 구한 결과가 실제 영광 3, 4호기 유동 모델 시험 결과를 사용한 경우에 비해 0.85% 열적 여유도가 감소하였다. 해석 방법상의 차이로 표 5와 같이 설계 한계 DNBR 과 nominal MDNBR의 절대값이 달라졌다. 그러나 원자로의 안전성을 보여주는 열적 여유도는 거의 같게 보수적인 결과를 보여주고 있다. 따라서 유동 모델 시험에 드는 비용과 시간을 고려하여 볼 때 같은 설계 방법으로 건설되나 축소되는 경우 기존 원자로의 유동 모델 시험 결과를 보정하여 사용하는 것이 유리하다.

4. 결 론

같은 설계 목적과 방법으로 제작되는 원자로 압력 용기에 대해 원자로의 크기가 축소되는 경우 원자로 유동 모델 시험을 다시 수행해야 되는가를 노심 내의 열수력학적 특성을 고려하여 분석하였다. 전체적인 유량 분포나 수력학적 평균 특성은 거의 동일하다는 것을 알 수 있었다. 또한 원자로 운전의 안전성을 보여주는 열적 여유도 분석 결과를 비교하여 보면 실제 시험 결과를 사용한 경우에 비해 약간 줄어든 열적 여유도를 보여준다. 그러나 유동 모델 시험에 드는 시간과 비용등을 고려할 때 같은 설계 방법으로 건설되나 크기가 달라지는 경우에는 기존의 같은 설계 방법으로 건설된 발전소의 유동

모델 시험 데이터를 보정하여 사용할 수 있다고 판단된다.

참고 문헌

1. G. Hetsroni, "Use of Hydraulic Models in Nuclear Reactor Design," Nuclear Science & Engineering, Vol. 28, 1 (1967).
2. P.F. Joffre, "Determination of Open Core 3-Pump and 4-Pump Inlet Flow and Exit Pressure Distribution Maps and Their Uncertainties," 6370-TH-147, Rev. 00, ABB-CE (1980).
3. F. Staron, "Core Inlet Flow Distribution Based on TF-15 Flow Tests," 3800-TH-163, Rev. 00, ABB-CE (1980)
4. K.B. Lee, "Test Evaluation for Reactor Vessel Flow Model for YGN 3&4," 10487-RE-TE212-00, Rev. 00, ABB-CE (1990).
5. K.B. Lee, I.Y. Im, B.J. Lee and J.E. Kuh, "YGN 3&4 Reactor Flow Model Test," Journal of Korean Nuclear Society, Vol. 23, No. 3, 340 (1991)
6. E.L. Crow, F.A. Davis and M.W. Maxfield, Statistics Manual, Dover Publications, Inc., New York, (1960)
7. S.D. Hong, "The Subchannel Geometry Effect on the DNBR Probability Distribution Function," A-OJT-TH-001, Rev. 00, ABB-CE (1993)
8. ABB-CE, "TORC code, A Computer Code for Determining the Thermal Margin of a Reactor Code," CENPD-161-P, (1975)
9. J.T. Kwon, "Statistical Combination of System Parameters Uncertainties, YGN 3&4 Final Design," 10587-CPE-008, Rev. 00, ABB-CE (1991)
10. S.D. Hong, "YGN 3&4 CETOP-D Model, Final Design," ICD-FP-91-508, ABB-CE (1991)
11. H.R. Van de Berg, "Statistical Combination of System Parameters Uncertainties for System 80 Plants," 3800-TH-215, ABB-CE (1982)

Table 5. Comparison of MDNBR

	Nominal MDNBR	Design Limit DNBR
YGN 3&4	2.06	1.30
Present Study	2.00	1.24