한국압력기기공학회 논문집
제6권 제2호 2010년 12월 pp. 42－46

국내 가압경수형 원자로에 대한 가압열충격 기준온도 평가

최영환† · 박정순* · 정명조*

Evaluation of Reference Temperature on Pressurized Thermal Shock for Domestic Pressurized Water Reactors

Young Hwan Choi†, Jeong Soon Park* and Myung Jo Jhung*

ABSTRACT

The evaluation method for the failure frequency of reactor vessel under pressurized thermal shock(PTS) is developed using probabilistic fracture mechanics. The probabilistic reactor integrity evaluation code, named R-PIE code, is developed. The validity and uncertainty of the R-PIE code is investigated. The reactor failure frequencies under PTS for Kori-1 nuclear power plant and other type of domestic nuclear power plants are evaluated. The reference PTS temperature for domestic nuclear power plants is obtained for the rule making against PTS failure.

Key Words : Reactor(원자로), PTS(가압열충격), Failure Frequency(파손빈도)

기호설명

K : 응력확대계수(MPa√(a))
T : 원자로 내벽 온도(℃)
p : 원자로 압력(MPa)
r : 원자로 반경(m)

1. 서 론

원자로 가압열충격(Pressurized Thermal Shock, PTS)은 150기압 이상의 고압으로 가압된 상태의 원자로에 상대적으로 저온의 물이 급격히 유입될 때 원자로 벽에 발생하는 현상이다. PTS가 발생하면 운전중인 원자로의 파손 가능성이 매우 높아지기 때문에 이에 대한 평가가 수행되어야 한다[1,2]. 현재 국내에는 PTS 적용에 대한 법체계상 규제요건이 없으며, 국내 가동중인 원전에 대해서는 미국의 PTS 기준을 준용하고 있다[3]. 따라서 PTS에 대한 국내 요건 제정이 필요하며 이를 위해서는 원자로 파손빈도를 결정하기 위한 확률론적 건전성 평가 방법의 개발이 요구된다.

본 연구에서는 PTS에 대한 국내 규제요건 설정을 위하여 PTS하에서의 원자로 확률론적 건전성 평가 방법과 평가 프로그램을 개발하였으며, 이 프로그램을 사용하여 국내 전 원전의 원자로 파손빈도를 평가하였다.

2. 원자로 확률론적 건전성 평가 방법 및 평가 코드(R-PIE Code) 개발

2.1 원자로 확률론적 건전성 평가 방법

원자로용기의 벨트라인은 노즐이나 돔 형태의 상부 헤드 및 하부 헤드로부터 충분히 떨어져 있어 열전달 해석이나 응력해석시 축대칭 1차원 원통으로 가정할 수 있다. 따라서 원자로용기의 축방향 열전달은 무시되며, 두께방향으로 일차원적인 열전달만 고려하는 것으로 안쪽 반지름 표면에서는 다음과 같고,

† 책임저자, 회원, 한국원자력안전기술원 공학연구실
E-mail : young@kins.re.kr
TEL :(042)868-0167 FAX :(042) 868-0168
* 한국원자력안전기술원 공학연구실

$$-k(t)\times\frac{\partial T(r,t)}{\partial r}\bigg|_{wall}=h(t)\times\left[T_{wall}(t)-T_{\infty}(t)\right] \quad (1)$$

두께 방향 내부에서는,

$$\frac{1}{r}\frac{\partial}{\partial r}\left[r\frac{\partial T(r,t)}{\partial r}\right]=\frac{1}{\alpha(t)}\times\frac{\partial T(r,t)}{\partial t} \quad (2)$$

과 같이 계산을 단순화할 수 있다.

여기서 $T_{wall}(t)$는 내부면에서의 온도, T(r,t)는 냉각재 온도, k(t)는 열전도도, h(t)는 열전달계수, α(t)는 열확산율이다. 기하학적 형상이 무한 판재이고 냉각재의 온도가 지수함수이거나 다항식으로 주어지는 경우, T(r,t)는 삼각함수 및 지수함수를 포함하는 해석해로 주어지지만 임의의 T(r,t) 혹은 무한원통인 경우 해석해를 구할 수가 없다. 따라서 본 연구에서는 유한차분법을 이용하였다.

원자로용기에 작용하는 응력은 온도에 의한 열응력과 압력에 의한 응력 및 잔류응력으로 구분된다. 그 중 원자로용기와 같은 무한 원통의 내면에 일정한 압력 p가 가해질 경우 원통 내부에 작용하는 응력 σ는 다음과 같이 계산된다.

$$\sigma_{\theta}(r)=\frac{r_i^2}{r_o^2-r_i^2}\times p(t)\times\left(1+\frac{r_o^2}{r^2}\right) \quad (3)$$

$$\sigma_z(r)=\frac{r_i^2}{r_o^2-r_i^2}\times p(t) \quad (4)$$

여기서 r, r_o, r_i는 반경, 외반경, 내반경이며, p(t)는 시간 t에서의 압력이다. 원자로 용기에 작용하는 응력 분포로부터 특정한 크기의 균열 선단에 작용하는 응력확대계수는 각 응력 성분에 의한 응력확대계수를 독립적으로 계산한 후, 이들의 총합으로 계산할 수 있다. 따라서, 균열 선단에 작용하는 총 응력확대계수(K_{app})는 다음과 같다.

$$K_{app}=K_t+K_{clad}+K_p+K_{res} \quad (5)$$

여기서 K_t, K_{clad}, K_p, K_{res}는 각각 온도, 클래드, 압력, 잔류응력으로 인한 응력확대계수이다. 확률론적 해석 모듈에서는 압력 용기의 파손 확률을 산출하기 위하여 몬테카를로 기법을 사용하였다. 확률론적 파괴역학은 수많은 결정론적 파괴역학 해석을 수행하는 것으로 볼 수 있으며, 각각의 결정론적 해석을 반복할 때마다 초기 무연성 천이 기준 온도나 압력 용기 내벽에서의 조사량, 균열 크기, 균열 위치, 구리와 니켈 함량 등을 각각의 분포로부터 임의 추출하며, 시뮬레이션 된 특정 용접부 및 결함 위치에 대하여 시간에 따른 과도해석을 수행한다. 이때 각 시간 구간에서 균열선단에 작용하는 응력 확대 계수는 결정론적 파괴역학 해석에서 산출된 값을 사용한다. 파손 기준은 K_{app}값이 물성치인 K_R값보다 큰 경우로 하였다.

2.2 원자로 확률론적 건전성 평가 프로그램(R-PIE) 개발

본 연구에서는 가압열충격(Pressurized Thermal Shock, PTS)으로 인한 원자로 파손 확률을 평가하기 위하여 윈도우 기반의 '원자로 확률론적 건전성 평가코드(Reactor Probabilistic Integrity Evaluation Code, R-PIE Code)'를 개발하였다. Fig. 1은 R-PIE Code에서 사용

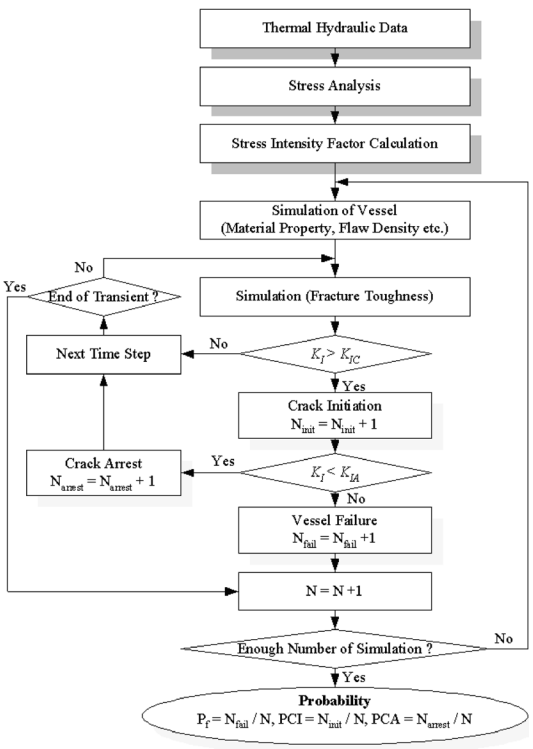

Fig. 1 R-PIE Code Logic Diagram

된 Logic Diagram을 보여주는 그림이다. R-PIE Code는 응력확대계수, K를 기반으로 파괴해석을 수행하며 Monte-Carlo Simulation으로 확률을 평가한다. R-PIE Code는 Window/Fortran으로 프로그래밍 되어 있으며 총 프로그램 크기는 4,500 line이다.

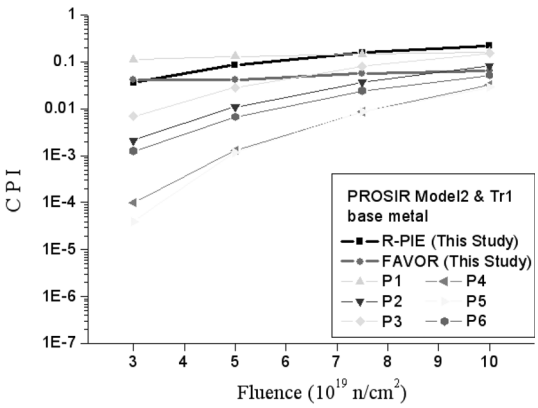

Fig. 2 Comparison of Reactor CPI results

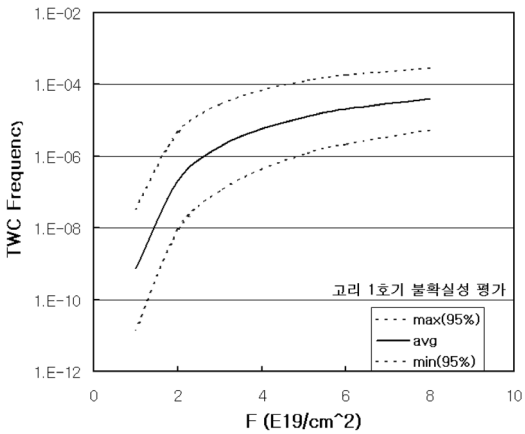

Fig. 3 Uncertainty of R-PIE Code for Kori-1

2.3 R-PIE Code의 타당성 평가

확률론적 건전성 평가코드는 그 특성상 실험 결과나 운전 경험 결과와 비교가 어렵기 때문에 본 연구에서는 R-PIE Code의 타당성 평가를 위하여 다른 나라에서 개발한 유사 코드와 비교하였다.

검증을 위한 문제는 OECD/NEA PROSIR 국제공동연구의 Round Robin 문제이며[4], 이 문제를 PROSIR 국제공동연구 6개 참여국(P1~P6)의 평가결과와 미국 USNRC가 개발한 FAVOR Code를 사용한 평가결과 등과 비교하였다[5]. Fig. 2는 원자로 조건부 균열발생 확률(Conditional Probability of Initiation, CPI)을 비교한 그림이다. 그림에 나타난 바와 같이 R-PIE Code는 USNRC의 FAVOR Code와 유사한 order의 파손확률을 보여주고 있으며, PROSIR 국제공동연구 참여국의 결과보다는 대체적으로 보수적인 결과를 보여주고 있다. 그림에 나타난 바와 같이 원자로 파손확률 평가 결과는 최대 10^3 정도의 차이를 보여 주고 있으며, 이는 확률론적 건전성 평가 프로그램상의 불확실성을 보여주는 결과이다. Fig. 3은 고리 1호기에 대해 R-PIE Code의 민감도 분석을 수행한 결과이며, 분석 결과 R-PIE Code의 불확실도(uncertainty)는 95% 신뢰구간에서 10^1 정도이다. Fig. 3에서 y축은 관통균열(Through-Wall Crack, TWC) 빈도이며, x축은 조사량이다. 불확실도의 원인은 사용된 물성치 및 초기결함 분포, 검출확률의 불확실성에 기인한다.

3. 원자로 파손빈도 평가

3.1 고리 1호기 원자로 파손빈도 평가

R-PIE Code를 사용하여 고리 1호기 원자로 파손빈도를 평가하였다. Table 1은 고리 1호기에 나타는

Table 1 PTS Transients and their Initiating Frequency in Kori-1

event	ID	description	Transient Initiating Frequency (1/Rx-Yr)
MSLB	C014	Large main steam line break	7.32E-05
	A014	Small main steam line break	3.07E-04
	A001	Small main steam line break(base case)	8.09E-04
SGTR	E016	Steam generator tube rupture(full power)	1.22E-03
	F016	Steam generator tube rupture(zero power)	3.76E-05
LOHS	H001	Loss of heat sink(full power)	1.00E-05
SB-LOCA	I001	Small break loss of coolant accident	2.56E-03
LOMFW	G004	Loss of main feedwater	4.60E-02

PTS 천이하중과 그 발생빈도이며, Fig. 4는 각 천이하중에 대한 온도, 압력, 열전달계수 값들이다[6].

Fig. 5는 고리 1호기 PTS 천이하중에 대한 조건부 파단확률(Conditional Probability of Failure, CPF)이다. CPF와 각 PTS 천이하중의 발생빈도에서 원자로 파손빈도를 결정할 수 있다.

고리 1호기 40년 수명말기의 중성자 조사량은 2.663×10^{19} n/cm^{2}으로 평가되며, 이 시점에서의 종합파손빈도(Total Failure Frequency, TFF)는 1.83×10^{-5}/Rx-Yr로 평가되었다. 여기서 Rx-Yr는 원자로 운전연수(reactor year)를 나타낸다. 이는 미국 NRC의 Reg. Guide 1.154의 권고치 5.0×10^{-6}/Rx-Yr 보다 3.66배 높은 값이다[7].

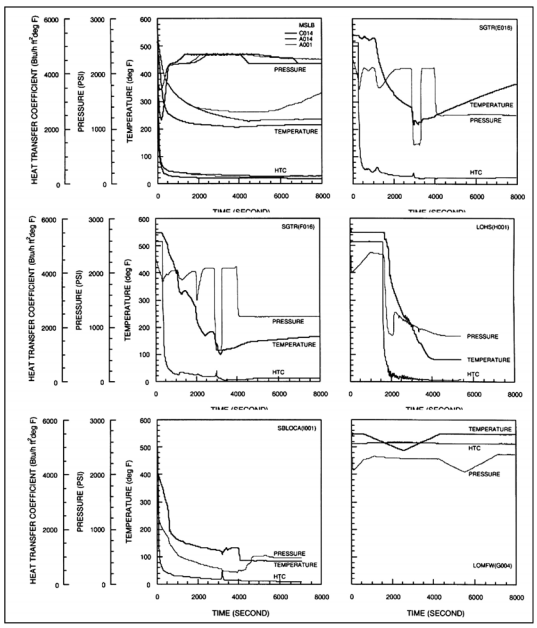

Fig. 4 Temperature, Pressure, and Heat Transfer Coeff. during PTS in Kori-1[6]

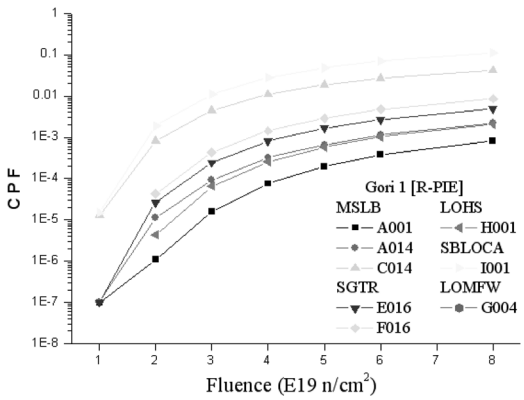

Fig. 5 CPF for PTS transients of Kori-1

고리 1호기의 종합파손빈도가 높은 이유는 PTS 천이하중들 중에서 특히, 소형 냉각재상실사고(Small Break Loss of Coolant Accident, SB-LOCA)의 영향이 크기 때문이다. 따라서 가동중검사(In-service Inspection, ISI) 강화 및 감시 강화를 통해 SB-LOCA 발생빈도를 낮추는 것이 원자로 안전성에 중요하다.

3.2 국내 원전 원자로 파손빈도 평가

고리 1호기 이외에 국내 원전의 유형은 고리 2호기(Westinghouse 2-loop), 고리 3,4 및 영광 1,2호기(Westinghouse 3-loop), 울진 1,2호기(Framatome 3-loop), 그리고 영광 3~6, 울진 3~6호기(한국표준형원전)가 있다. 본 연구에서는 각 노형별로 고리 2호기, 영광 1호기, 울진 1호기, 울진 4호기에 대한 원자로 종합파손빈도를 평가하였다.

40년 설계수명 말기의 울진 4호기의 종합파손빈도(TFF)는 1.06×10^{-7}/Rx-Yr로 평가되었으며, 이는 미국 NRC Reg. Guide 1.154의 권고치(5×10^{-6}/Rx-Yr)보다 50배정도 낮은 값이다. 또한 중성자 조사량이 4×10^{19} n/cm^2 일 때의 종합파손빈도는 3.88×10^{-7}/Rx-Yr로 평가되었으며, 이는 한국표준형원전이 60년 이상을 운전하더라도 PTS에 대한 안전성을 확보할 수 있음을 보여 주는 것이다. 고리 1호기와 울진 4호기를 비교해 보면, 40년간 운전을 했을 때의 예상되는 중성자 조사량이 울진 4호기의 경우가 고리 1호기에 비해 약 40% 적으며, 또한 용접부의 구리(Cu)의 함량도 0.3% 적기 때문에 울진 4호기의 파손 확률이 고리 1호기의 파손 확률보다 낮은 것으로 사료된다. 영광 1호기와 울진 1호기의 40년 수명말에서의 종합파손빈도는 각각 2.85×10^{-8}/Rx-Yr와 3.90×10^{-8}/Rx-Yr로 평가되었다. 고리 2호기의 경우, 원자로 종합파손빈도는 10^{-10}/Rx-Yr 이하로 평가되었다. 국내 원전에 대한 원자로 종합파손빈도 평가 결과, 고리 1호기를 제외하고는 PTS에 의해 파손될 가능성이 극히 낮다.

3.3 국내 원전 PTS 기준온도 평가

본 연구에서는 PTS에 대한 국내 규제요건 설정(PTS rule making)을 위해 국내 원전에 대한 PTS

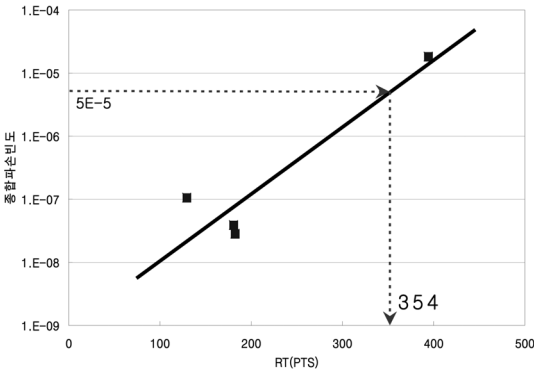

Fig. 6 Reference PTS Temperature for domestic NPPs.

기준온도를 결정하였다. 고리 1호기의 종합파손빈도 1.83×10^{-5}/Rx-Yr에서의 PTS 온도는 304.1°F로 평가되었으며, 고리 2호기, 영광 1호기, 울진 1호기, 울진 4호기의 종합파손빈도에서의 PTS 온도는 각각 76.7°F, 90.7°F, 92.3°F, 39.4°F로 평가되었다. Fig. 6은 국내 원전에 대한 PTS 기준온도 곡선이며, 다음 식과 같이 원자로 종합파손빈도(TTF)와 PTS 온도(RT_{PTS})와의 관계를 Curve Fitting 할 수 있다.

$$\log(TTF)=0.0103\times RT_{PTS}-8.9433 \quad (6)$$

이 식을 사용하여 미국 NRC Reg. Guide 1.154의 권고치(5×10^{-6}/Rx-Yr)에서의 국내 원전 PTS 기준온도를 평가한 결과, 354°F로 평가되었다[7]. 이 값은 현재 미국 10CFR 50.61의 요건인 300°F보다 50°F 정도 큰 값으로 기존 요건의 보수성을 보여주는 결과이다. 참고로 미국 원전의 경우, 미국 NRC Reg. Guide 1.154의 권고치(5×10^{-6}/Rx-Yr)에서의 PTS 기준온도는 380°F로 평가되었으며, 이는 우리나라의 평가 결과가 약간 비보수적인 결과를 준 것이다. 이상의 결과는 기존 PTS 요건이 매우 보수적임을 보여주고 있다.

4. 결 론

본 연구에서는 PTS에 대한 국내 규제요건 설정을 위하여 PTS하에서의 원자로 확률론적 건전성 평가 방법과 평가 프로그램을 개발하였으며, 이 프로그램을 사용하여 국내 원전의 원자로 파손빈도를 평가하였다. 또한 PTS 규제요건 설정을 위해 국내 원전의 PTS 기준온도를 결정하였다. 평가결과는 기존 PTS 요건이 매우 보수적임을 보여주었다.

후 기

본 연구는 교육과학기술부 중장기연구 사업(원전 PWSCC 및 열피로 규제지침 및 경년열화 종합관리 방안 개발)의 일환으로 수행되었습니다. 관계자 여러분께 감사드립니다.

참고문헌

1. USNRC, 1987, Format and content of plant-specific pressurized thermal shock safety analysis reports for pressurized water reactor, Regulatory Guide 1.154, US Nuclear Regulatory Commission.
2. USNRC, 1988, Radiation Embrittlement of Reactor Vessel Materials, Regulatory Guide 1.99, Rev.2, US Nuclear Regulatory Commission.
3. USNRC, 1996, Fracture toughness requirements for protection against pressurized thermal shock events, 10CFR50.61, US Nuclear Regulatory Commission.
4. Faidy, C., Blahoianu, A., Viglasky, T., 2007, Probabilistic structural integrity of a PWR pressure vessel – PROSIR round robin, 19th International Conference on SMIRT, Toronto, Canada.
5. Dickson, T.L., 1994, FAVOR: A Fracture Analysis Code for Nuclear Reactor Pressure Vessels, Release 9401, ORNL/NRC/LTR/94/1, Marietta Energy Systems.
6. PTS Transient Report of Kori unit 1, 2006, KHNP.
7. USNRC, 1987, Format and content of plant-specific pressurized thermal shock safety analysis reports for pressurized water reactor, Regulatory Guide 1.154, US Nuclear Regulatory Commission.