

원자로용기 건전성평가를 위한 RVIES 시스템의 개발

이택진* · 최재봉* · 김영진* · 박윤원** · 정명조**

(1999년 12월 22일 접수)

Development of a RVIES System for Reactor Vessel Integrity Evaluation

Taek-Jin Lee, Jae-Boong Choi, Young-Jin Kim, Youn-Won Park, Myung-Jo Jhung

Key Words: Reactor Pressure Vessel(원자로용기), Stress Intensity Factor(응력확대계수), ASME Sec. XI, PTS(가압열충격), P-T Limit Curve(압력-온도 한계곡선), USE(상단흡수에너지), Fatigue Analysis(피로해석)

Abstract

In order to manage nuclear power plants safely and cost effectively, it is necessary to develop integrity evaluation methodologies for the main components. Recently, the integrity evaluation techniques were broadly studied regarding the license renewal of nuclear power plants which were approaching their design lives. Since the integrity evaluation process requires special knowledges and complicated calculation procedures, it has been allowed only to experts in the specified area. In this paper, an integrity evaluation system for reactor pressure vessel was developed. RVIES(Reactor Vessel Integrity Evaluation System) provides four specific integrity evaluation procedures covering PTS(Pressurized Thermal Shock) analysis, P-T(Pressure-Temperature) limit curve generation, USE(Upper Shelf Energy) analysis and Fatigue analysis. Each module was verified by comparing with published results.

1. 서론

현재 국내 가동중인 원자력발전소들이 설계수명에 접근함에 따라 원자로용기의 안전성 확보가 매우 중요한 문제로 부각되고 있다. 원자로용기의 안전성평가를 위해서는 매우 복잡한 해석절차가 필요한데 크게 가압열충격(Pressurized Thermal Shock; PTS) 해석, 압력-온도(Pressure-Temperature; P-T) 한계곡선의 작성, 상단흡수에너지(Upper Shelf Energy; USE) 평가 및 피로해석(Fatigue Analysis)으로 분류할 수 있다.⁽¹⁾

1978년 미국의 Rancho Seco 발전소에서 발생한

사고 이후 가압열충격이 원자로용기 안전유지의 주요 현안으로 대두되었다. 가압열충격이란 내압이 유지 또는 재상승하는 상태에서 냉각이 급격하게 발생하는 사고를 의미한다. 이러한 빠른 냉각으로 큰 열응력이 발생하고 이 열응력이 다시 내압으로 인한 응력과 결합하여 용기벽 내부에 큰 인장응력을 발생시킨다. 또한 냉각에 의해 용기벽 온도가 감소하여 재료의 파괴인성치가 현저히 감소한다. 따라서 용기벽에 결합이 존재하는 경우 결합이 전파하여 원자로용기가 대형파괴사고에 이를 수 있는 가능성이 크게 증가한다. USNRC⁽²⁾에서는 가압열충격 사고방지를 위한 법규를 제정하여 이를 만족하여야만 원전을 계속 운전할 수 있도록 규정하였다. 가압열충격을 해석하기 위해서는 복잡한 계산절차를 수행하여야 하는데, ORNL⁽³⁾에서는 가압열충격사고가 발생한 원자로용기의 파괴해석을 수행할 수 있는 프로그램인 FAVOR를 개발한 바 있다.

* 회원, 성균관대학교 기계공학부

E-mail : yjkim@yurim.skku.ac.kr

TEL : (031)290-5274 FAX : (031)290-5276

** 회원, 한국원자력안전기술원 방사선 공학연구실

원자로용기는 가동중 중성자에 조사되어 재료의 강도와 경도가 증가하고 연성(Ductility) 및 인성(Toughness)이 감소하는 조사취화 현상이 발생한다. 따라서 원자력발전소 운전중 감시시험(Surveillance Test)을 통하여 원자로용기의 기계적 성질변화를 평가하고 이를 통하여 원자로용기를 안전하게 운전할 수 있는 압력과 온도의 한계를 표시하는 압력-온도 한계곡선을 결정하고 운전한다. ASME⁽⁴⁾에서는 가상결합이 존재하는 원자로용기에 대해 가열 및 냉각시 안전여유를 고려하여 선형탄성파괴역학에 기초를 둔 압력-온도 한계곡선 작성절차를 제시하였다. EPRI⁽⁵⁾에서는 압력-온도 한계곡선을 작성할 수 있는 프로그램인 P-T Calculator를 개발한 바 있다.

지속적인 중성자조사취화로 인한 상단흡수에너지(Upper Shelf Energy; USE)의 저하도 원자로용기 건전성유지에 큰 문제점으로 부각되고 있다. 상단흡수에너지가 저하되면 원자로용기의 저연성 파괴 가능성이 증가하며 이를 방지하기 위해 USNRC⁽⁶⁾에서는 상단흡수에너지에 대한 최소요건을 제정하였다.

원자로용기는 다양한 가동조건에 의해 반복적인 피로하중을 경험하게 된다. 피로하중은 재료의 건전성을 저하시키고 결함을 성장시키므로 ASME⁽⁷⁾에서는 이에 대한 해석방법을 규정하고 있다.

원자로용기의 건전성 유지 및 평가를 위해서는 가압열충격 해석, 압력-온도 한계곡선의 작성, 상단흡수에너지 평가, 피로해석 등 매우 복잡하고 전문적인 지식이 필요하다. 하지만 지금까지 개발된 원자로용기 해석 프로그램은 한가지 해석방법만 수행할 수 있는 것이 대부분이었다. 따라서 본 논문에서는 이러한 해석방법들을 프로그램화하여 일관적인 시스템으로 구성한 RVIIES(Reactor Vessel Integrity Evaluation System)를 개발하였다.

2. 관련이론

RVIIES 프로그램은 서론에서 기술한 4가지 해석기법을 독립적인 모듈로 구성하였으며, 각각의 모듈에 적용한 건전성 평가절차는 규정된 각 코드에 준하여 작성하였다. 각 모듈에 적용한 코드의 간략한 내용은 다음과 같다.

2.1 가압열충격(PTS) 해석

USNRC 10 CFR 50, 50.61⁽⁸⁾에서는 원자로용기 수명말기에서의 PTS 기준온도를 계산하여 이를 허용기준과 비교함으로써 가압열충격을 평가하도록 규정하고 있다. 이때, PTS 기준온도의 계산절차는 기준무연성천이온도 RT_{NDT} (Reference Nil-Ductility Transition Temperature)의 경우와 같다. 가압열충격 허용기준은 원주방향 용접재의 경우 300°F(148.9°C) 이하이고 강판, 단조, 축방향 용접재의 경우 270°F(132.2°C) 이하로 규정되어 있다.

RT_{NDT} 는 원자로용기와 같은 페라이트계강(Ferritic Steel) 구조물의 설계 및 가동시 중요한 기준으로 사용되며, 이는 원자로용기 재료의 연성취성천이온도(Ductile Brittle Transition Temperature; DBTT)에 해당한다. 원자로용기의 용접재, 그리고 강판 또는 단조재에 대한 RT_{NDT} 는 다음 식으로부터 계산한다.

$$RT_{NDT} = RT_{NDT(U)} + M + \Delta RT_{NDT} \quad (1)$$

여기서, $RT_{NDT(U)}$ 는 비조사재의 무연성천이온도, M 은 안전여유, ΔRT_{NDT} 는 천이온도 변화량의 평균 또는 조사로 인한 RT_{NDT} 의 변화량으로 중성자조사량과 감시시험데이터의 충격시험 결과로부터 계산된다. 만약 감시시험데이터가 없을 경우 구리와 니켈 함유량의 함수로 결정한다.

2.2 압력-온도(P-T) 한계곡선

ASME Sec. XI, Appendix G⁽⁴⁾에서는 원자로용기에 가상결합이 존재한다고 가정하고 이때, 기계적 하중에 의한 응력확대계수와 가열 및 냉각으로 발생하는 열응력에 의한 응력확대계수의 합이 원자로 용기재료의 기준파괴인성치 K_{IR} 보다 작도록 가동 압력과 온도를 제한하고 있다. ASME에서 제시한 파괴방지조건은 누설 및 수압시험, 가열 및 냉각조건에 대해 각각 분류되며, 그 기준은 다음과 같다.

$$1.5K_{Im} < K_{IR} \quad (\text{누설 및 수압시험}) \quad (2)$$

$$2K_{Im} + K_{It} < K_{IR} \quad (\text{가열 및 냉각})$$

여기서, K_{Im} 과 K_{It} 는 각각 일차응력, 열응력에 대한 응력확대계수이다.

가상결합은 원자로용기 벽두께가 t 일 때, 결함

깊이가 $t/4$ 이고 결함길이가 $3t/2$ 인 반타원표면결함으로 가정한다. 원자로용기 벽두께가 4inch (101.6mm) 이하인 경우에는 결함깊이를 1inch (25.4mm)로 가정하고, 12inch(304.8mm) 이상인 경우에는 결함깊이를 3inch(76.2mm)로 가정한다.

2.3 상단흡수에너지(USE) 평가

USNRC RG 1.99 Rev. 2⁽⁶⁾에서는 원자로용기가 수명말기에 도달하기까지 노심대재질의 상단흡수 에너지를 감시시뮬레이터로부터 예측한 값이 전 수명동안 50ft-lb(68J) 이상을 유지하도록 규정하고, 이를 위하여 비조사재의 상단흡수에너지를 75ft-lb(102J) 이상으로 규정하였다. 또한 수명말기에서의 예상 상단흡수에너지가 50ft-lb(68J) 미만이거나, 무연성천이온도가 200°F(93.3°C)를 초과할 것으로 예상되는 경우, 원자로용기의 연성회복을 위해 열처리를 수행하도록 규정하고 있다.

2.4 피로수명평가

ASME Sec. XI, Appendix A⁽⁷⁾에서는 원자력발전소 주요기기에서 가동중검사시 발견된 결함에 대한 안전성평가 절차를 제시하고 있다. 발견된 결함을 IWA-3000에 제시된 조건에 따라 단순화한 후 그 크기가 IWB-3610에 주어진 허용기준을 만족하는지 판별한다. 허용기준을 만족하면 계속해서 발전소를 가동할 수 있으며, 만족하지 못하는 경우에는 Appendix A의 결함평가절차에 따라 파괴역학분석을 수행하여 결함 안전성을 평가한다. 이 결함평가 절차는 두께가 4inch(101.6mm) 이상이고 항복강도가 50ksi(345MPa) 이하인 페라이트 재료에 대해 적용할 수 있다.

3. 건전성평가 시스템 RVIES

본 연구에서 개발한 건전성평가 시스템 RVIES는 가압열충격(PTS) 해석 프로그램, 압력-온도(P-T) 한계곡선 프로그램, 상단흡수에너지(USE) 평가 프로그램, 피로해석 프로그램 등 4개의 독립적인 프로그램을 결합하여 구성하였다. 사용환경은 가장 보편적인 윈도우즈로 설정하였으며, 향후 지속적인 프로그램의 성능개선을 위하여 객체지향형 프로그램 방식(Object Oriented Programming; OOP)의 지원이 용이한 C++ 언어를 사용하였다.

3.1 가압열충격(PTS) 해석 프로그램

가압열충격(PTS) 해석 프로그램은 데이터 입력부, 해석부, 결과 출력부로 구성하였다. 데이터 입력부는 재료물성치, 결함형상, 가압열충격 사고이력에 대한 온도, 압력, 열전달계수의 데이터, 해석제어값 등을 각각 입력하도록 구성하였다. 가압열충격 사고이력에 대한 데이터는 온도, 압력, 열전달계수를 각각 시간에 대한 값으로 입력하도록 구성하였다.

해석부는 입력된 데이터로부터 온도분포, 압력분포등을 계산하는 모듈과, 가압열충격 해석을 수행하는 모듈로 구성하였다. 전반적인 해석과정에 영향을 줄 수 있는 단위 계산시간, 온도분포등의 계산을 위한 벽두께 방향으로의 절점 개수, 적용 운전조건의 데이터 수 등은 데이터 입력부에서 미리 설정하도록 구성하였다.

출력부는 해석이 완료된 후 계산된 결과를 임계결함깊이선도(Critical Crack Depth Diagram)와 임계 RT_{NDT} 등의 형태로 화면에 출력하도록 구성하였다.

해석과정 중 K_{Im} 과 K_{II} 의 계산에 필요한 응력을 계산함에 있어, 본 연구에서는 내압에 의한 응력은 탄성학적 이론해⁽⁹⁾를 사용하였고, 온도차에 의한 열응력은 유한차분법⁽¹⁰⁾을 적용하여 계산하였다. 작용응력에 의한 응력확대계수 K_I 값은 ASME Sec. XI, Appendix A⁽⁷⁾에서 제시한 식을 사용하여 계산하였다.

결함의 성장과 정지에 대한 판단은 ASME Sec. XI, Appendix A-5000⁽⁷⁾의 비상상태에서의 임계결함크기를 결정하는 규정에 따른다.

가압열충격 해석 결과로 출력되는 임계결함깊이선도는 결함개시곡선(Initiation Curve), 결함정지곡선(Arrest Curve), 상온선하중효과(Warm Pre-Stressing; WPS)곡선, 상단인성(Upper Shelf Toughness; UST)곡선 등 총 4개의 곡선으로 구성되며 그 예는 Fig. 1⁽¹¹⁾과 같다.

Fig. 1에서 결함성장곡선은 $K_I = K_{IC}$ 가 되는 상태를, 결함정지곡선은 $K_I = K_{II}$ 가 되는 상태를 선도로 표시한 것이다. 또한 WPS곡선은 시간의 경과에 따라 $dK_I/dt = 0$ 이 되는 상태, UST곡선은 $K_I = 200\text{ksi}\sqrt{\text{in}}(219.6\text{MPa}\sqrt{\text{m}})$ 이 되는 상태를 각각 선도로 나타낸 것이다.

WPS곡선⁽¹¹⁾은 상온선하중효과를 고려한 선도이

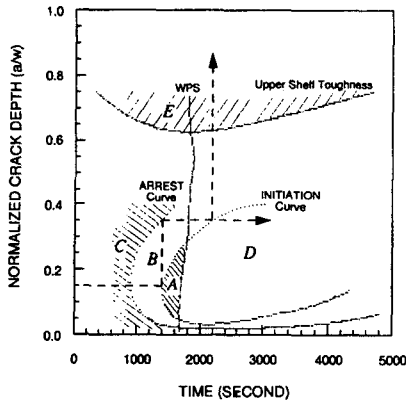


Fig. 1 A typical critical crack depth diagram

다. 상온선하중효과는 재료가 인성이 큰 고온 상태에서 높은 응력을 받은 후에 저온 상태가 되면 이 때의 파괴인성이 본래의 값보다 증가하는 현상으로서 결함이 다시 성장하는데 큰 영향을 미친다.

임계 RT_{NDR} 는 $K_I = K_{IC}$, $dK_I/dt = dK_{IC}/dt$ 의 2가지 조건을 만족할 때까지 RT_{NDR} 를 증가시키는 접선기준(Tangent Criterion)과 $K_{I,max} = K_{IC}$ 의 조건이 만족될 때까지 RT_{NDR} 를 증가시키는 최대기준(Maximum Criterion)에 의하여 계산하였다.

3.2 압력-온도(P-T) 한계곡선 프로그램

압력-온도(P-T) 한계곡선 프로그램은 데이터 입력부, 해석부, 결과 출력부로 구성하였다. 데이터 입력부는 원자로용기의 각종 운전조건, 재료물성치, 열수력해석 조건 등을 각각 입력하도록 구성하였다. 조사전·후의 무연성천이온도의 변화량인 ΔRT_{NDR} 는 실제 감시시험데이터로부터 계산한 값이 있을 경우 그 값을 사용하고, 없을 경우 USNRC 10 CFR 50 50.61⁽⁸⁾에서 구리와 니켈 함량의 함수로 제시한 값을 이용하여 계산할 수 있도록 구성하였다. 전반적인 해석과정에 영향을 줄 수 있는 단위 계산시간, 온도분포 등은 데이터 입력부에서 미리 설정할 수 있도록 구성하였다.

해석부는 입력된 데이터로부터 압력과 응력확대계수를 계산하고, 이로부터 허용압력과 온도를 결정하도록 구성하였다.

압력-온도 한계곡선 계산과정 중 K_{Im} 과 K_{It} 의 계산과정은 ASME Sec. XI, Appendix G⁽⁴⁾에 준하

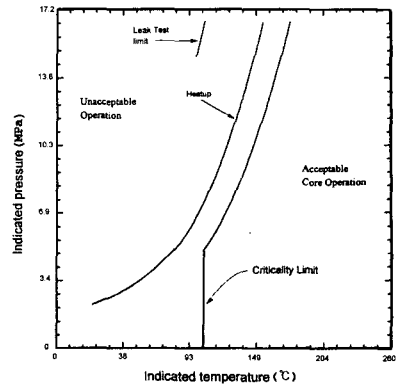


Fig. 2 An example of resulting P-T limit curve

여 작성하였다. 압력-온도 한계곡선의 출력에는 Fig. 2와 같다.

압력-온도 한계곡선은 ASME에서 제시한 파괴방지조건에 따라 누설 및 수압시험과 가열 및 냉각조건에 대해 각각의 압력-온도의 한계를 계산하여 작성한다. 이러한 절차에 따라 결정된 한계곡선은 원자로용기의 운전에 직접 사용된다.

3.3 상단흡수에너지(USE) 평가 프로그램

상단흡수에너지(USE) 평가 프로그램은 데이터 입력부와 해석부, 결과출력부로 구성하였다. 데이터 입력부는 해석대상이 되는 원자로용기에 대한 각종 재료물성치, 감시시편으로부터 측정된 중성자 조사량과 상단흡수에너지, 그리고 설계수명에 도달하였을 때 예상되는 중성자 조사량을 입력하도록 구성하였다. 계산부는 USNRC RG 1.99 Rev. 2⁽⁶⁾에서 제시한 상단흡수에너지 감소량 선도를 사용하여, 입력한 데이터로부터 상단흡수에너지 감소량을 계산하도록 구성하였다. 출력부는 설계수명에서의 상단흡수에너지값을 수치, 또는 선도의 형태로 나타낼 수 있도록 두 개의 모듈로 구성하였다.

설계수명에서의 상단흡수에너지를 계산함에 있어 몇 가지의 추론과정이 필요하며, 이를 USE 평가 프로그램에 도입하였다. 설계수명에서의 상단흡수에너지를 계산하는 식은 다음과 같다.

$$USE_{end} = USE_{unirrad} \times (1 - \Delta USE_{predic}) \quad (3)$$

여기서, USE_{end} 는 설계수명에서의 상단흡수에너지

지, $USE_{unirrad}$ 는 비조사재의 USE, ΔUSE_{predic} 는 예상선으로부터 구해진 상당흡수에너지 감소량이다.

3.4 피로해석 프로그램

피로해석 프로그램은 데이터 입력부와 계산부 및 결과출력부로 구성하였다. 데이터 입력부는 해석대상이 되는 원자로용기에 대한 두께, 운전압력, 결합의 형상, 그리고 설계수명 등을 입력하도록 구성하였다. 결합성장량 계산에 사용되는 운전이력 데이터는 별도의 파일 형태로 입력할 수 있도록 구성하였다.

계산부는 입력한 데이터로부터 각 운전이력에 대해 응력확대계수를 계산하고 ASME Sec. XI, Appendix A⁽⁷⁾에서 제시한 식을 사용하여 운전이력별 결합성장량을 계산하도록 구성하였다. 출력부는 결합성장량을 도시하는 선도를 통해 결합크기를 확인할 수 있도록 구성하였다.

4. 사례연구

4.1 가압열충격(PTS) 해석

독일의 GRS⁽¹²⁾에서는 냉각재 손실사고(Loss Of Coolant Accident; LOCA)에 대한 건전성 평가 국제공동연구(Pressurized Thermal Shock-International Comparative Assessment Study; PTS ICAS)를 제안한 바 있다. GRS에서 제시한 Small LOCA의 시나리오에 대하여 참여 기관의 해석결과를 RVIES 프로그램의 해석결과와 비교함으로써 가압열충격 해석의 검증은 수행하였다. 해석에 사용한 원자로용기의 치수는 내경이 2,500mm (98.43inch), 두께가 248.9mm (9.8inch)인 Western type 4 loop RPV이다. 결합의 방향은 원주방향(C1, C2)과 축방향(C3)의 2가지이며 형상비 a/c 값은 0(C1)과 1/3(C2, C3), 깊이비 a/t 값은 0.0643(C1, C2, C3)으로 설정하였다. 재질은 NiMoCr 37로서, 항복응력은 391.7MPa(56.85ksi)이다. 시간에 따른 온도, 압력 및 열전달계수 데이터는 GRS에서 제시한 값을 사용하였다.

온도계산결과의 비교를 위하여 가압열충격 사고발생후 0, 300, 1200, 2400, 3600, 6000초에서의 온도분포를 각각 계산하여 PTS-ICAS 해석결과와 비교하였다. 각 경우에 대해 RVIES 프로그램의 해석결과는 PTS-ICAS 참여 기관들의 해석결과와

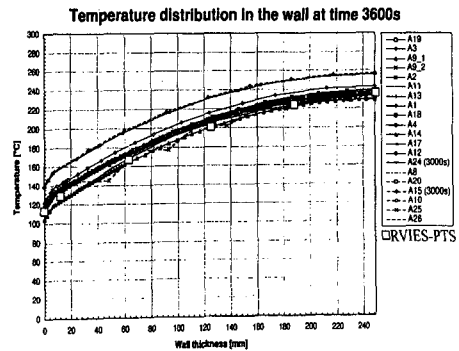


Fig. 3 Temperature distribution at 3600sec

거의 일치하는 경향을 나타내었다. 가압열충격 사고발생 3600초 경과시의 온도분포에 대한 타기관과의 비교 도표는 Fig. 3과 같다.

작용하중조건에 대한 응력분포는 결합이 없는 원통형용기에 대해 계산하였으며, PTS-ICAS 참여 기관과 RVIES 프로그램의 계산결과가 서로 잘 일치하였다. RVIES 프로그램에서는 ASME Sec. XI, Appendix A⁽⁷⁾에서 제시한 식을 사용하여 응력확대계수를 계산하였다. 계산결과는 PTS-ICAS의 일원으로 참여한 광동옥 등⁽¹²⁾의 유한요소해석결과와 비교하였다.

세가지 결합 C1, C2, C3에 대한 균열선단온도-응력확대계수 분포선도를 Figs. 4, 5 및 6에 비교하여 나타내었다.

C1에 대한 응력확대계수 계산결과를 비교한 결과, RVIES 프로그램에 의한 결과가 작게 계산되었다. 이는 RVIES 프로그램의 해석모델이 클래드가 없는 원자로용기이므로, 클래드에 작용하는 높은 열응력의 효과를 고려해주시 못하기 때문인 것으로 판단된다. 또한 RVIES 프로그램에 적용한 응력확대계수 계산식은 표면결합에 대한 식으로, 연속균열에 적용하여 계산하였을 때 그 결과값에 큰 차이가 발생한 것으로 판단된다.

C2와 C3에 대한 응력확대계수 계산결과를 고찰해보면, 균열선단의 온도가 280°C보다 클 경우, 즉, 냉각이 진행되지 않은 상태에서는 열응력의 효과를 거의 무시할 수 있다. 이때의 응력확대계수는 주로 내압의 영향을 받는다. 한편, 이론해의 경향과 동일하게 내압에 의한 응력은 C3에 작용하는 원주방향 응력이 C2에 작용하는 축방향 응력의 2배정도 되는 것으로 파악되었다.

또한, 균열선단의 온도가 80°C~280°C인 범위에

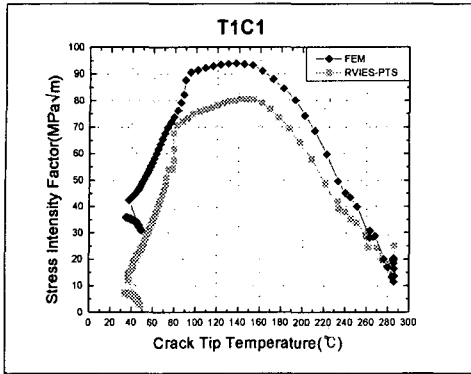


Fig. 4 Crack tip temperature vs K_I for C1 crack

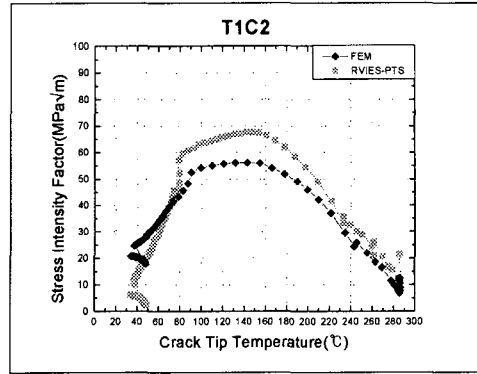


Fig. 5 Crack tip temperature vs K_I for C2 crack

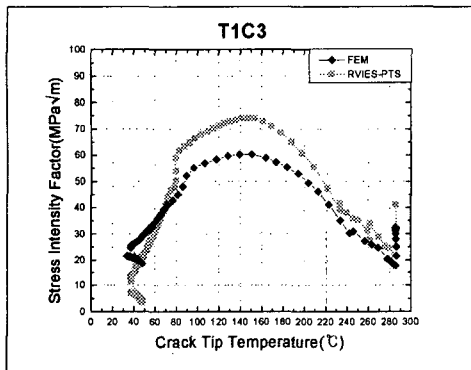


Fig. 6 Crack tip temperature vs K_I for C3 crack

서는 내압이 감소하고 열응력이 증가하므로, C3의 결과가 C2의 2배까지는 커지지 않는다. 마지막으로, 균열선단의 온도가 80°C보다 작은 범위에서는 내압이 거의 작용하지 않으므로, 응력확대계수는 대부분 열응력의 영향을 받게된다. 따라서, C2의 결과와 C3의 결과가 거의 같아짐을 알 수 있다. 이러한 경향은 유한요소해석과 RVIES 프로그램의 계산결과에서 동일하게 발견되었다. C2의 경우, 두가지 해석방법으로 계산된 응력확대계수의 최대값을 비교하였을 때 유한요소해석 결과보다 RVIES 프로그램의 결과가 약 20%정도 크게 계산되었다. 이는 표면균열에서는 연속균열에 비해 클래드부에서의 높은 응력이 큰 영향을 주지 못하는 반면, ASME Sec. XI에서 제시한 식이 유한요소해석에 비해 보수적이기 때문인 것으로 판단된다. C3의 경우에도 C2와 유사하게 RVIES 프로그램의 결과가 유한요소해석 결과

Table 1 Input data for the P-T limit curve analysis

Property	Value
Inner radius	1680mm
Outer radius	2010mm
Operating pressure	15.4MPa
Material Name	SA508 Class 2
Initial temp.	21.1°C
Eff. flow area	1.54m ²
Eff. coolant flow rate	29.9×10 ⁶ kg _m /hr
Eff. hydraulic diameter	315.7mm
RT_{NDT} at inner 1/4 thick	132.7°C
RT_{NDT} at outer 1/4 thick	108.3°C

보다 약 23% 크게 계산되었다.

RVIES 프로그램으로 계산한 임계 RT_{NDT} 값은 C1, C2, C3에 대해 각각 70.5°C, 81.8°C, 79.3°C였으며, 광동욱 등⁽¹²⁾의 연구결과에서는 각각 64.7°C, 101.7°C, 99.6°C였다. 계산결과를 고찰해 보면 응력확대계수 계산결과와 동일하게 C2와 C3의 경우에 임계 RT_{NDT} 값이 보수적으로 예측되었다. 즉, RVIES 프로그램을 사용하여 반타원표면 결함이 존재하는 원자로용기의 가압열충격 사고를 해석할 경우 클래드에 작용하는 열응력 효과와 응력확대계수 계산식의 보수성으로 인해 보수적인 해석결과를 산출하는 것으로 파악되었다.

4.2 압력-온도(P-T) 한계곡선 해석

압력-온도 한계곡선 해석의 검증은 고리 1호기에 180°C/hr Heatup 조건을 적용하여 수행하였다. 해석을 수행하기 위한 입력데이터는 Table 1에 수록하였으며, 해석결과 출력된 압력-온도 한계곡

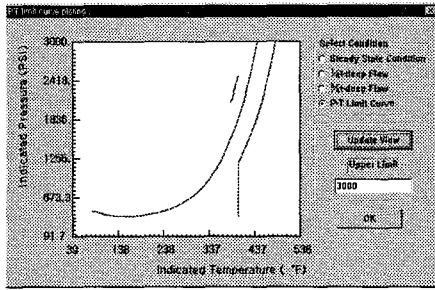


Fig. 7 Resulting P-T limit curve

Table 2 Comparison of P-T limit curve analysis between RVIES and P-T Calculator

Temperature (°C)	Allowable pressure, p (MPa)		Difference (%) P_{RVIES}/P_{P-T} Cal.
	P-T Calculator	RVIES	
65.6	2.70	2.82	104.4
121.1	3.76	3.71	98.6
176.7	7.57	7.38	97.4
221.1	16.23	15.36	94.6

선은 Fig. 7에 도시하였다. RVIES 프로그램의 출력결과와 EPRI⁽⁵⁾에서 개발한 P-T Calculator의 해석결과를 비교하였으며, Table 2에서와 같이 두 결과는 거의 일치하였다.

4.3 상단흡수에너지(USE) 평가

상단흡수에너지 평가에 대한 검증은 1차와 2차 감시시험으로부터 상단흡수에너지값을 측정된 경우를 가정하여 수행하였다. 원자로용기 내벽표면에서의 상단흡수에너지값은 각각 81.3J(60ft-lb), 74.6J(55ft-lb)로 가정하였고, 설계수명은 24EPFY, 32EPFY로 설정하였다. 해석결과에 대한 출력화면은 Fig. 8과 같다.

계산결과, 설계수명 24EPFY에 도달하였을 때, 결함의 깊이비 a/t 값이 1/4로 설정된 가상결함 선단에서의 상단흡수에너지는 71.2J(52.54ft-lb)로, 수작업 계산결과인 71.1J(52.48ft-lb)과 거의 일치하였다.

4.4 피로해석

피로해석에 대한 검증은 내벽반타원표면결함이 존재하는 원자로용기에 대해 수행하였다.

결함의 깊이 a 와 길이 $2c$ 는 각각 9.65mm(0.38 inch), 19.3mm(0.76inch)로 설정하였으며, 설계수명을 24 EPFY로 가정하여 그때까지의 결함성장량을 계산하였다. 해석결과 깊이 a 는 11.2mm (0.44

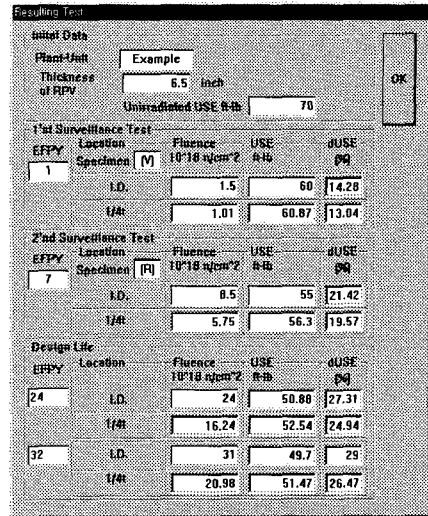


Fig. 8 Output for USE evaluation

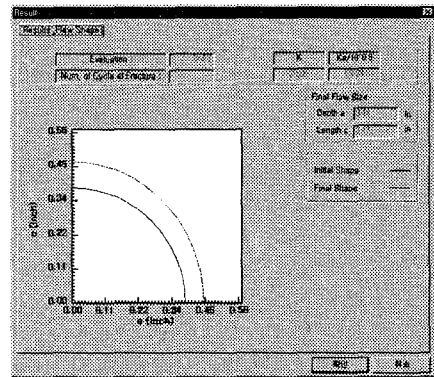


Fig. 9 Output for fatigue analysis

inch), 길이 $2c$ 는 23.9mm(0.94inch)로 계산되었으며, 이는 김진수 등⁽¹³⁾이 개발한 피로해석 프로그램 FLEVA의 계산결과인 11.2mm, 23.9mm와 잘 일치하였다. 해석 결과 출력화면은 Fig. 9와 같다.

5. 결론

본 연구에서는 원자로용기 건전성평가를 위한 프로그램 RVIES를 개발하였으며, 결론은 다음과 같다.

- (1) 원자로용기에서 발생할 수 있는 가압열충격 사고를 평가할 수 있는 가압열충격(PTS) 해석 프로그램을 개발하였다.
- (2) 원자로용기를 안전하게 운전할 수 있도록 압력과 온도의 한계를 결정해 주는 압력-온도(P-T) 한계곡선 프로그램을 개발하였다.

- (3) 중성자조사취화로 인한 원자로용기 재질의 상단흡수에너지 감소량을 평가할 수 있는 상단흡수에너지(USE) 평가 프로그램을 개발하였다.
- (4) 다양한 가동조건에 의해 반복적인 피로하중을 경험하게 되는 원자로용기에 대한 피로해석 프로그램을 개발하였다.
- (5) 이상 개발된 4개의 독립적인 프로그램들을 통합하여 원자로용기 건전성평가 시스템 RVIES를 완성하였으며, 사례해석을 수행하여 타당성을 검증하였다.

후 기

본 논문은 한국과학재단 산하 성균관대학교 산업설비 안전성평가 연구센터와 한국원자력안전기술원의 연구비 지원으로 이루어진 것으로서, 이에 관계자 여러분들께 감사드립니다.

참고 문헌

- (1) Kim, Y. J., Son, J. H., Chung, H. D. and J. G., 1994, "Expert System Approach for Reactor Vessel Integrity," *KSME Journal*, Vol. 8, No. 2, pp. 198~205.
- (2) Strinsnider, J., Wichman, K., Elliot, B., Fairbanks, C., Hackett, E., Sheng, S., Tsao, J., Lois, L., Mayfield, M., Mitchell, M., 1994, *Reactor Vessel Status Report*, NUREG-1511.
- (3) Dickson, T. L., 1994, "FAVOR: A Fracture Analysis Code for Nuclear Reactor Pressure Vessels, Release 9401," ORNL/NRC/LTR 94-1
- (4) ASME Boiler and Pressure Vessel Code Sec. XI, 1998, "Fracture Toughness Criteria for Protection Against Failure," Appendix G.
- (5) EPRI, 1996, "P-T calculator for Windows version 1.0".
- (6) USNRC, 1988, "Radiation Embrittlement of Reactor Vessel Materials," Regulatory Guide 1.99, Rev. 2.
- (7) ASME Boiler and Pressure Vessel Code Sec. XI, 1998, "Analysis of Flaw," Appendix A.
- (8) USNRC, 1996, "Fracture toughness requirements for protection against pressurized thermal shock events," 10 CFR 50 50.61.
- (9) Harvey, J. F., 1960, *Theory and Design of Modern Pressure Vessels*, 2nd ed., Van Nostrand Reinhold Co., New Jersey.
- (10) Timosenko, S. P., Goodier, J. M., 1970, *Theory of Elasticity*, 3rd ed., McGrawhill, New York.
- (11) 정명조, 박윤원, 이정배, 1997, "Rancho Seco Transient에 대한 고리 1호기 원자로용기의 건전성 평가," 대한기계학회논문집(A) 제21권 제7호, pp. 1089~1096.
- (12) 박동욱, 최재봉, 김영진, 표창률, 박윤원, 1999, "가압열충격을 고려한 원자로용기의 건전성 평가를 위한 결정론적 파괴역학 해석," 대한기계학회논문집(A) 제23권 제8호, pp. 1425~1434.
- (13) 김진수, 최재봉, 김영진, 장기상, 최성남, 1999, "원자력발전소 1차계통기기의 결함 안전성 평가 시스템 개발," 대한기계학회 '99년도 춘계 학술대회 논문집 (A), pp. 798~ 803.