

## 원자로 압력용기의 가압열충격 평가

장 창희, 정 일석\*, 박 준현, 홍 승열

한국전력공사 전력연구원  
대전시 유성구 문지동 103-16

### 요 약

고리 1호기 주요기기들에 대한 수면평가 과정에서 원자로 압력용기의 증성자 조사취화에 대한 잔여수명평가를 정량적으로 수행하였다. 그 결과 가압열충격 기준온도( $RT_{PTS}$ )가 운전년수 34년경에 심사기준온도를 초과할 것으로 예측되어 연장운전 추진 시 선결되어야 할 과제로 인식되었다. 이에 따라 USNRC 가압열충격 규제지침서에 의한 상세 가압열충격 평가연구를 수행하고 있다. 본 논문에서는 원자로 압력용기 가압열충격 현상에 대해 간략히 설명하고 가압열충격 평가의 목적과 방법에 대하여 소개하였다. 더불어 현재 수행중인 고리 1호기 원자로 압력용기 가압열충격 평가의 일부로 수행한 계통 열수력해석과 확률론적 파괴역학 해석의 결과를 제시하고 가압열충격 위험도를 완화하기 위한 조치사항들에 대하여 검토하였다.

### 1. 서 론

가압열충격(Pressurized Thermal Shock, PTS)이란 원전가동 중에 특정한 과도상태가 발생하는 경우 비상노심냉각수가 주입되어 압력용기 내벽의 온도가 급격히 감소하면서 계통압력이 높게 유지되는 현상이다. 가압열충격에 대한 종합적인 안전성 평가는 1980년대초 미국의 NRC에 의해 수행되었으며 그 결과가 1982년 SECY 82-465로 발간되었다.<sup>1</sup> 이때 가압열충격으로 인한 압력용기의 파손빈도가  $5 \times 10^{-6}/Rx-yr$ 에 해당하는 압력용기 내벽면의 평균 무연성 천이기준온도(Mean  $RT_{NDR}$ )값인  $210^{\circ}F$ 에 무연성천이온도의 측정 표준편차의 2배인  $60^{\circ}F$ 를 더하여  $270^{\circ}F$ 를 가압열충격 심사기준온도(Screening Criteria)로 결정하였다.<sup>1,2</sup> 이 값은 축방향 용접부 및 판재, 단조재에 적용하는 기준이며, 원주방향 용접부에 대해서는 응력의 효과가 상대적으로 적을 것이라는 판단 아래  $30^{\circ}F$ 의 추가여유를 더한  $300^{\circ}F$ 를 심사기준온도로 결정하였다.<sup>1,2</sup>

가압열충격규정인 10CFR50.61에 의하면 원전의 수명말기에 가압열충격 기준온도( $RT_{PTS}$ )가 심사기준온도(Screening Criteria)를 초과할 것으로 예상되는 경우 규제지침서인 RG1.154<sup>3</sup>에 의거한 가압열충격 안전성 평가를 수행하여 가압열충격에 의한 위험도가  $5 \times 10^{-6}/Rx-yr$  이하로 유지됨을 보여야 한다.

1997년에 완료한 원전수명관리연구 1단계 타당성평가를 통하여 고리 1호기 원자로 압력용기의 증성자 조사취화 수명평가를 정량적으로 수행하였다.<sup>4</sup> 원자로 압력용기의 가압열충격에 대

한 일차적인 평가기준인 가압열충격 기준은도(RTPrs)를 평가한 결과 운전년수 34년경에 심사기준온도를 초과할 것으로 예측되어 연장운전 추진 시 선결되어야 할 과제로 인식되었다. 이에 따라 Reg. Guide 1.154에 의한 상세 가압열충격 평가연구를 수행하고 있다.

본 논문에서는 원자로 압력용기 가압열충격 현상에 대해 간략히 설명하고 가압열충격 평가의 목적과 방법에 대하여 소개하였다. 더불어 현재 수행중인 고리 1호기 원자로 압력용기 가압열충격 평가의 일부로 수행한 계통 열수력해석과 확률론적 파괴역학 해석의 결과를 제시하고 가압열충격 위험도를 완화하기 위한 조치사항들에 대하여 검토하였다.

## 2. 가압열충격 평가의 목적과 방법

가압열충격 안전성평가의 목적은 비록 RTPrs가 Screening Criteria를 초과하더라도 RG1.154에 제시된 위험도기준을 만족함을 보여주기 위한 것이다.<sup>3</sup> 즉 가압열충격에 의한 절대적인 위험도를 평가하기 보다는 해석 조건에 적절한 보수성을 부여하여 산출한 위험도를 위험도기준과 비교함으로써 안전성이 있음을 확인하기 위한 것이다.

이를 위해서는 우선 가압열충격을 유발할 수 있는 초기사건으로부터 과도상태 사건추이를 보수적으로 선정하고 사건추이들의 발생빈도 정량화, 열수력 해석, 확률론적 파괴역학 해석을 수행하여 위험도를 계산하여 기준과 비교한다. 만약 계산결과가 위험도기준을 만족하지 못하는 경우에는 사건추이 선정, 열수력 해석 등에 내재된 보수성을 줄여주거나 가압열충격 완화 조치사항을 고려하여 재평가하거나 불확실도 분석을 수행하여 기준치를 만족하는지 평가하여야 한다. 현재 전력연구원에서 수행중인 가압열충격 평가는 일차적으로 보수적인 가정조건을 사용한 best-estimate 접근법을 적용하여 위험도기준의 만족여부를 판단하는 것을 우선적인 목표로 하고 있으며 필요한 경우 가압열충격 완화 조치사항도 포함될 예정이다. 자세한 가압열충격 평가 방법과 절차는 고리 1호기를 예로들어 상세히 설명하였다.

## 3. 고리 1호기 원자로 압력용기의 가압열충격 평가

현재 고리 1호기를 대상으로 수행 중인 가압열충격 평가의 개략적인 흐름을 그림 2에 나타내었다. 그림에서 보듯이 가압열충격 평가는 크게 3가지 연구 분야로 구성되어 있다.

### 3.1 사건수목 구성 및 사건추이 정량화

우선 원전의 설계 및 운전특성을 상세히 검토하고, 선행연구와 규제지침서를 참고하여 가압열충격을 유발하는 초기사건을 선정하고 과도상태의 진행과 관련된 사건수목을 구성하여 각각의 사건추이를 결정하였다. 현재 5개의 주요 가압열충격 초기사건이 선정되었다. 즉, 소형냉각재상실사고, 주중기관파단사고, 주급수상실사고, 증기발생기세관파단사고, 그리고 열제거원상실사고 등

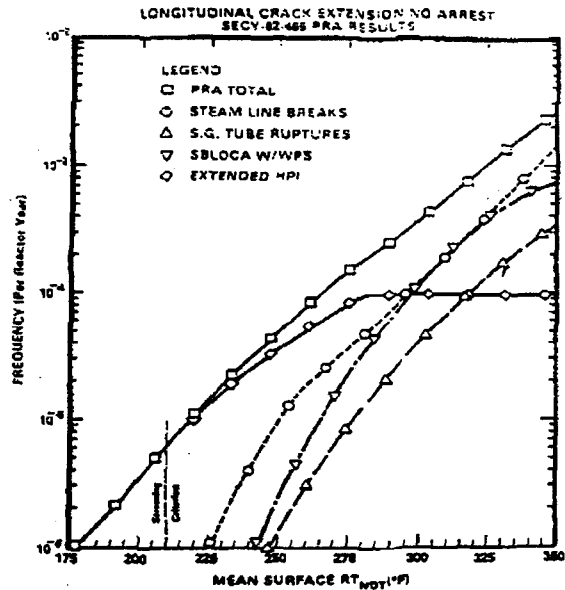


그림 1. SECY 82-465에서 수행된 확률론적 파괴해석 결과<sup>1</sup>

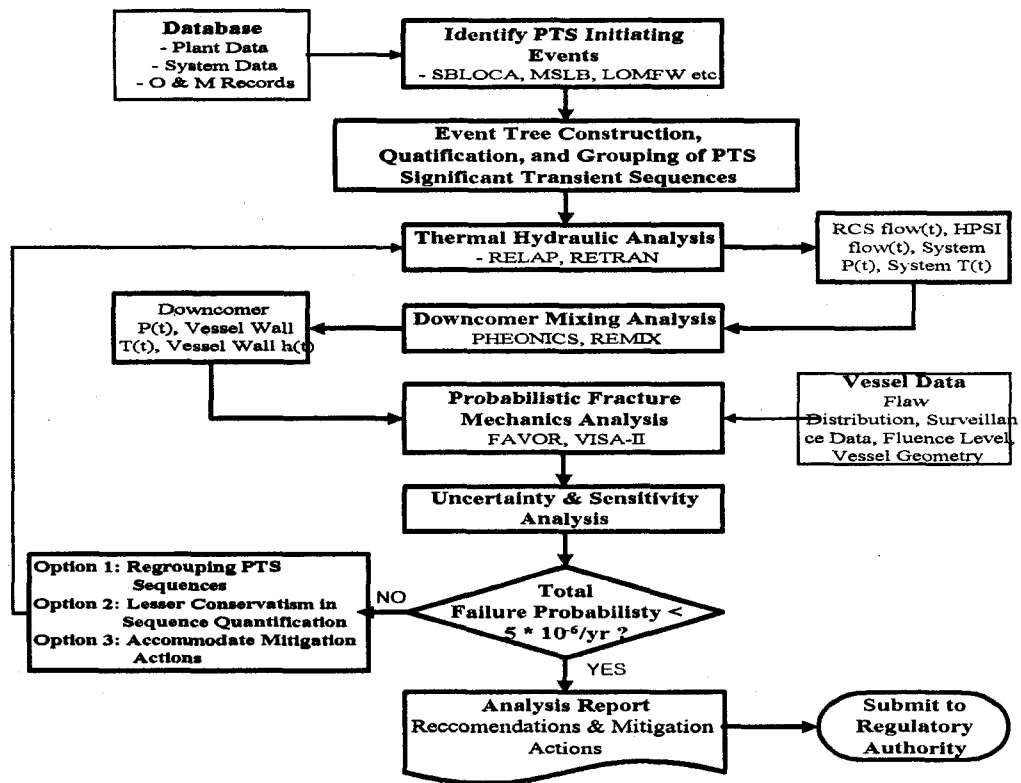


그림 2. 고리 1호기 원자로 압력용기 가압열충격 평가의 전체적인 흐름도

이며, 이에 대한 사건수목 구성 및 정량화가 완료되었다. 이때 PSA기법을 이용하여 각 사건추이의 정량적인 발생빈도를 구하였다. 이때 발생하는 개별 사건추이의 수는 수백 가지에 이르며 이에 대한 해석을 모두 수행하는 것은 불가능하다. 따라서 열수력거동이 유사한 사건추이를 10내지 30개 정도의 그룹으로 묶어, 그룹을 보수적으로 대표하는 사건추이에 대해서만 열수력 계통해석/혼합유동해석, 확률론적 파괴역학해석을 수행하였다.

### 3.2 열수력 계통해석 및 혼합유동해석

선정된 사건추이에 대하여 열수력 과도상태 해석을 수행하기 위한 열수력 해석코드로서 RELAP5와 RETRAN를 검토하였다. RELAP5는 상당히 정밀한 계산을 수행하는 코드로서 사업자들이 제출한 사고해석결과를 검증할 목적으로 규제기관에서 사용하고 있으며 초기의 PTS 시범 연구에서도 사용되었다.<sup>5,6,7</sup> RETRAN은 원전사업자들이 non-LOCA 형태의 사고해석에 주로 사용하였으며 RELAP5에 비해 해석시간 면에서 상당한 장점을 가지고 있다. 본 연구에서는 RETRAN을 사용하여 열수력해석을 수행하고 2상 유동이 발생할 수 있는 SBLOCA는 RELAP5를 이용하여 해석 하였다.

그림 3에는 대형주증기관 파손사고중 특정 사건추이에 대해 수행한 RETRAN 해석 결과로서 압력용기 하향관에서의 온도, 압력, 열전달계수를 나타내었다. 이 경우 한쪽 루프에서 불충분한 유량으로 인하여 유동의 정체가 발생할 가능성이 있는 것으로 판명되었으며 따라서 하향관에서의 보다 정밀한 온도분포를 구하기 위해서는 혼합유동해석이 필요하여 현재 이에 대한 혼합유

동해석을 수행하고 있다. 하향관에서의 온도가 급격히 저하되면서 압력은 초기에 일부 감소하였지만 곧 운전압력 수준으로 회복되어 큰 변화 없이 유지되었다.

### 3.3 확률론적 파괴역학 해석

열수력 계통해석이 완료되던 이를 바탕으로 확률론적 파괴역학 해석(probabilistic fracture mechanics, PFM)을 수행하여 각 사건추이에 대한 압력용기의 조건부 파손확률

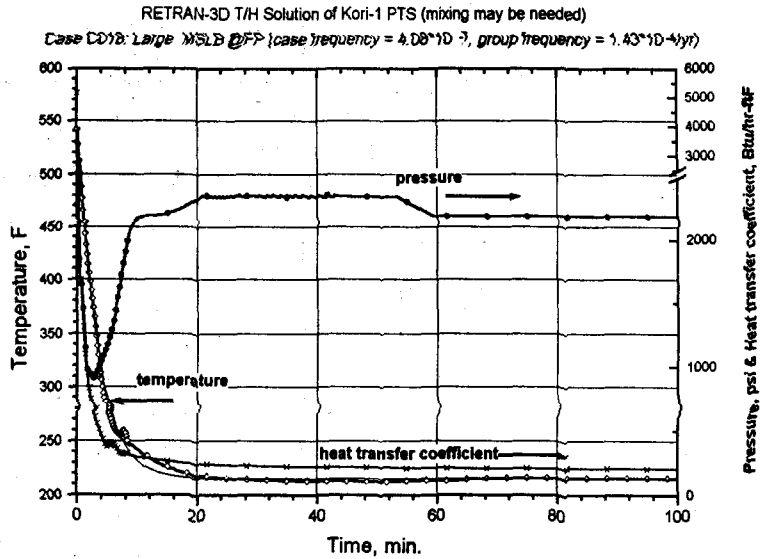


그림 3. 가압열충격 사건추이에 대한 열수력 계통해석 결과의 예

(conditional failure probability,  $P(F/E)$ )을 분석한다. 이러한 분석수단으로 VISA-II나 FAVOR 코드가 개발되어 사용되고 있으며 본 연구에서도 이들을 사용하였다.<sup>8,9</sup> 그림 3에 주어진 열수력 조건을 PFM 코드에 입력하여 열전달/응력해석을 수행하고 압력용기에 작용하는 응력확대계수 ( $K_{app}$ )를 계산한다. 또한 재료의 파괴저항성을 모사하기 위해 여러가지 물성치와 화학조성, 중성자 조사량들을 입력변수로 사용하였다. PFM 코드 내부에서 이러한 입력자료들 바탕으로 서로 다른 특성을 가지는 수많은 압력용기를 모사하여 각 압력용기의 파괴저항성을  $K_{app}$ 와 비교함으로써 파손여부를 판단하게 된다. 따라서 확률론적 파괴역학해석에서는 주어진 열수력 조건에서 압력용기의 파손이 일어날 조건부 확률,  $P(F/E)$ 를 구한다. 아래의 표 1에는 위의 열수력 조건을 이

표 1. FAVOR 코드를 이용한 PFM 해석의 예

***** * FAVP PFM GLOBAL SUMMARY: BASE CASE ******			
TOTAL NUMBER OF FLAWS IN MODEL	=	0.360	
PER CENT ERROR	=	7.082129	
NUMBER OF TRIALS	=	71940	
NUMBER OF SIMULATED VESSELS	=	200000	
NUMBER OF VESSEL WHICH INITIATE	=	806	
NUMBER OF VESSEL FAILURES	=	763	
NUMBER OF VESSEL NONFAILURES	=	71177	
CONDITIONAL PROBABILITY OF INITIATION P(I/E)	=	0.0040300	
CONDITIONAL PROBABILITY OF FAILURE P(F/E)	=	0.0038150	
NUMBER OF SIMULATED FLAWS	=	71940	
ACTUAL SIMULATED FLAWS	=	71940	
NUMBER OF INITIAL INITIATIONS	=	806	
TOTAL NUMBER OF ARRESTS	=	44	
TOTAL NUMBER OF STABLE ARRESTS	=	43	

용하여 수행한 PFM 해석의 결과를 제시하였다. 그림 3과 같이 급속한 냉각을 수반하면서 압력이 높은 경우에  $P(F/E) = 3.8 \times 10^{-3}/Rx-yr$  정도로 상당히 높게 평가되었다.

### 3.4 종합파손확률 계산

최종적으로 분석대상이 되는 사건추이에 대한 발생빈도와 조건부 파손확률을 곱하여 각 사건추이 의한 압력용기의 파손확률을 구한다. 만약 해석 대상 사건추이가 과도상태 그룹을 대표하는 경우, 전체 그룹 발생빈도에 조건부 파손확률을 곱하여 해당 사건추이 그룹에 의한 압력용기 파손확률을 구한다. 모든 초기사건에 대하여 위의 과정을 수행하면 종합적인 가압열충격 위험도를 구할 수 있다. 만약 이렇게 구한 종합파손확률이 기준치를 초과하는 경우 그림 2에 나타난 대안을 적용하여 다시 모든 과정을 수행할 수 있다. 그림 2에 주어진 option 1, 2, 3은 상대적으로 적용하기 쉬운 순서로 나열되어 있으며, 사건추이 그룹내에서 발생빈도가 높은 사건추이에 대하여 별도 해석을 수행하여 보수성을 줄이는 것을 우선적으로 고려하였다. 즉, 그룹내에서 가장 보수적인 사건추이에 대한 해석결과를 그룹 전체에 적용함으로써 2개 order 이상의 차이를 보인다. 그림 3의 열수력 조건의 경우, 해당 사건추이에 대한 파손확률은  $1.55 \times 10^{-9}/Rx-yr$ 이나 이를 그룹 전체에 적용할 경우  $5.45 \times 10^{-7}/Rx-yr$ 로 증가하였다. 따라서 전체적인 파손확률을 낮추기 위해서는 그룹내 발생빈도가 높으면서 가압열충격에 미치는 영향이 상대적으로 적을 것으로 예상되는 사건추이에 대해 별도로 해석을 수행하는 것이 바람직 하다.

## 4. 가압열충격 위험도 완화조치

가압열충격에 의한 위험도를 저감시키기 위해 취할 수 있는 조치로는 여러 가지가 알려져 있으나 여기서는 세가지에 대해서만 언급하였다. 첫째로 압력용기에 조사되는 고속중성자의 양을 줄이는 것이다. 이는 핵연료장전모형을 변경하여 노심외곽의 중성자속을 낮추어 압력용기 부위의 중성자속을 낮추는 방법과 조사취화에 민감한 압력용기 부위에 차폐체를 설치하는 방법이다. 이 중 앞의 방법은 이미 4주기 때부터 저누설 노심장전모형(low leakage loading pattern, L<sup>3</sup>P)을 채택하고 있으며 초저누설 노심장전모형(low-low leakage loading pattern, L<sup>4</sup>P)을 채택할 수 있으나 이에 따른 열출력첨두계수(peaking factor)의 증가를 고려해야 하므로 실질적인 이득을 상세히 평가할 필요가 있다. 차폐체를 설치하는 방법은 미국에서 Palisades 원전에서 적용하려는 시도가 있었으나 실제 적용된 바는 없으며 고리 1호기에의 적용여부도 아직 검토된 바가 없다.

두 번째로는 비상노심냉각수의 온도를 증가시켜 원자로 압력용기 하향관에서의 냉각재온도 저하를 줄이는 방법이 있다. 이에 의한 효과는 저온관에 유동정체가 발생하는 경우 비상노심냉각수의 온도가 하향관의 온도에 미치는 영향이 지대한 점을 고려하면 상당한 효과를 거둘 수 있을 것으로 판단된다. 그러나 비상노심냉각수의 온도를 증가시키는 경우 가압사고시 노심냉각 능력에 차이가 발생할 수 있으므로 신중하게 다루어져야 할 사항이다.

세 번째로는 압력용기의 회복열처리를 고려할 수 있다. 이는 위의 두가지 경우가 조사취화의 속도를 늦추거나 압력용기에 주어지는 응력확대계수를 낮추는 것과는 달리 조사취화 자체를 거의 완전히 회복하여 재료의 파괴저항성을 높일 수 있는 방법이다. 회복열처리는 가압열충격 위험도를 저감할 뿐 아니라 전체적인 파괴저항성을 회복하여 운전과 관련된 압력-온도 제한 곡선(P-T limit curve)이나 저온과압보호(LTOP) 설정치를 완화한다는 점에서 압력용기의 건전성에 미치는 영향이 지대하다. 회복열처리는 구소련의 VVER형 원전에는 10여회 이상 적용된바 있으며<sup>10</sup> 미국에서도 시범연구가 수행된 바 있다.<sup>11</sup> 특히 고리 1호기의 경우 노심대영역에 1개의 원주방향용접부밖에 없어 회복열처리시 구조적인 건전성에 미치는 영향이 상대적으로 크지 않은 장점을 가지고 있다. 회복열처리에 관한 국내의 연구는 아직 미미한 상태이나 장기적으로 수명연장

면에서 측면에서의 잠재적인 장점을 고려하면 이에 대한 관심과 연구가 필요하다.

## 5. 결 론

1960년대 말에서 1970년대 초에 걸쳐 설계, 제작된 고리 1호기 원자로 압력용기의 노심대영역 용접부는 높은 구리 및 니켈 함량으로 인하여 조사취화에 대한 저항성이 낮다. 조사취화로 인한 파괴저항성의 감소는 일찍부터 관심의 대상이 되어 이에 대한 정량적인 평가가 수행되었으며 수명관리연구(I)를 통해서도 가압열충격 평가의 필요성이 제시되었다. 본 논문에서는 가압열충격에 대해 간략히 설명하고 현재 전력연구원에서 규제지침서 RG 1.154에 의거하여 수행 중인 가압열충격 안전성 평가의 현황을 소개하였다. 가압열충격 안전성 평가의 주요한 내용인 가압열충격 사건수목 구성/사건추이 정량화는 이미 완료되어 일부 사건추이에 대한 열수력해석과 확률론적 파괴해석이 수행되어 그 결과를 일부 제시하였다. 가압열충격 안전성 평가의 결과는 현재 추진 중인 수명관리연구(II)의 원자로 압력용기 수명평가에 반영될 계획이다.

고리 1호기 원자로 압력용기의 가압열충격 위험도를 저감하기 위해 취할 수 있는 여러 가지 조치사항들에 대하여 검토하였으며 장기적으로는 회복열처리도 압력용기의 종합적인 건전성 확보 차원에서 검토되어야 할 것으로 생각된다. 위와 같은 연구를 통하여 비록 고리 1호기 원자로 압력용기가 가압열충격 심사기준온도를 초과하더라도 상세 안전성 평가를 수행함으로써 가압열충격에 의한 위험도가 적절한 수준 이하로 유지됨을 보일 수 있을 것으로 예상된다.

## 참고문헌

1. USNRC, *Pressurized Thermal Shock (PTS)*, Enclosure A of SECY-82-465, November 23, 1982.
2. USNRC, Code of Federal Regulation 10CFR50.61, *Fracture Toughness Requirements for Protection against Pressurized Thermal Shock Events*, 1985, 1991 and 1995
3. USNRC, Regulatory Guide 1.154, *Format and Content of Plant-Specific Pressurized Thermal Shock Safety Analysis Reports for Pressurized Water Reactors*, Jan. 1987.
4. *Nuclear Plant Lifetime Management(I)*, KEPRI TR.92NJ10.96.01, Final Report, Nov. 1996.
5. D. L. Selby et al., *Pressurized Thermal Shock Evaluation of the H. B. Robinson Unit 2 Nuclear Power Plant*, NUREG/CR-4183 (ORNL/TM-9567), November 1985.
6. T. J. Burns et al., *Pressurized Thermal Shock Evaluation of Oconee Unit 1 Nuclear Power Plant*, NUREG/CR-3770 (ORNL/TM-9176), May 1986.
7. D. L. Selby et al., *Pressurized Thermal Shock Evaluation of the Calvert Cliffs Unit 1 Nuclear Power Plant*, NUREG/CR-4022 (ORNL/TM-9408), November 1985.
8. F. A. Simonen et al. *VISA-II, A Computer Code for Predicting the Probability of Reactor Vessel Failure*, NUREG/CR-4486, April 1986.
9. T.L.Dickson, *FAVOR: A Fracture Analysis Code for Nuclear Reactor Pressure Vessel*, Oak Ridge National Laboratory, 1995
10. R. Pelli, K. Torronen, *State-of-the-Art Review on Thermal Annealing*, AMES Report no.2, VTT Manufacturing Technology, March 1995.
11. R.D. Rishel, *Reactor Pressure Vessel Thermal Annealing Assessment for Two PWR Plant Design*, EPRI TR-104934, March 1995.