

壓力容器的 脆性轉移溫度

監視試驗方法과 結果評價

櫻井 淳

技術評論家

중성자조사脆화메커니즘이 밝혀지지 않은 상태에서 제조

원자로재료의 중성자조사손상메커니즘의 해명은 비교적 대형의 원자로나 원자력발전소 설계에 불가결한 정보이기 때문에 50년대에 이미 기초적인 연구가 시작되었다. 그러나 재료 중의 불순물의 영향에 대해서는 그 定性的인 정보는 어느 정도 얻을 수 있었지만, 定量的인 정보는 60년대 후반에 들어서 비로소 공개되었다. 압력용기재료와 용접재료 중에 포함되어있는 불순물의 영향에 관해서는 미국 해군연구소의 U. Potapovs와 J. R. Hawthorne에 의해 체계적이고 정량적으로 해명되었다. 이들은 Oak Ridge 연구소의 Low Intensity Test Reactor(LITR)를 이용해 A302 등의 재료를 원자력발전소의 운전온도와 같은 온도에서 그것이 40년의 설계수명 말기에 받게 될 1MeV 이상의 고속중성자Fluence를 가속시험에 의해 달성, 불순물인 銅, 燐, 硫黃 등의 영향을 상세히 검토하고 있다. 이 연구계획은 해군연구소 단독으로 실시된 것이 아니고 철강메이커와 원자력메이커도 공동 참여한 것이었다.

중성자조사취화(Neutron Radiation Embrittlement) 정도를 나타내는 지표로는 일반적

으로 脆性轉移溫度(Nil Ductility Transition Temperature, 약칭 NDTT, 이하 전이온도로 부름)가 이용되고 있다. 재료를 이 온도 이하로 냉각했을 경우 거기에 허용된 결함 이상의 초기균열이 존재한다면 큰 힘이 가해졌을 때 재료는 순간적으로 파괴되고 만다. 이것이 「脆性破壞」다. 전이온도는 재료가 강한 상태에서 취약한 상태로 전이하는 경계의 Transition Point다. 이같은 성질은 모든 재료가 가지고 있는 것은 아니고 압력용기재료와 같은 탄소강에 특유한 문제다(스테인레스스틸에는 이러한 성질이 없다. 그런데도 탄소강이 사용되는 이유는 제조원가문제와 제조과정에서의 열처리온도문제가 있기 때문인 것으로 추정된다). 보통 탄소강의 전이온도는 처음에는 마이너스 20°C 정도지만 중성자조사되면 이것이 상승한다. 그 상승하는 정도는 온도가 일정하다면 재료 중의 불순물의 양과 고속중성자Fluence에 의해 달라진다. 압력용기설계에서는 이 上限온도를 93°C로 하고 있지만 이것은 모든 과도현상을 고려해도 이 온도 이하로는 急冷되지 않는다는 근거에서 정해진 것이다(93°C는 화씨로 환산하면 200도가 되는데 안전여유도를 고려해 사사오입한 숫자라는 것을 알 수 있다). 그러나 이 값을 정할 때는 아직 재료중의 銅 같은 불순물의 영향은 밝혀

지지 않고 있었다. 60년대와 70년대에 운전을 개시한 미국의 PWR에서는 예상외로 脆化가 진전돼 원자력규제위원회(NRC)도 압력용기 파괴확률이 높아질 것이라는 것을 예상하면서도 이값을 132°C로 완화했다. 그러나 필자의 계산에 의하면 가까운 장래에 이 완화된 안전기준도 초과할 가능성이 높다. 미국의 초기 PWR은 이러한 치명적인 문제를 안고 있는 것이다. 이같은 사실을 숨기면서 수명연장이 가능하다고 선전하고 있으니 문제가 심각한 것이다. 미국에서 가장 오래된 Yankee Rowe 원전에서는 이미 이 완화된 안전기준도 넘어서고 있다.

감시시험방법과 불확정요인

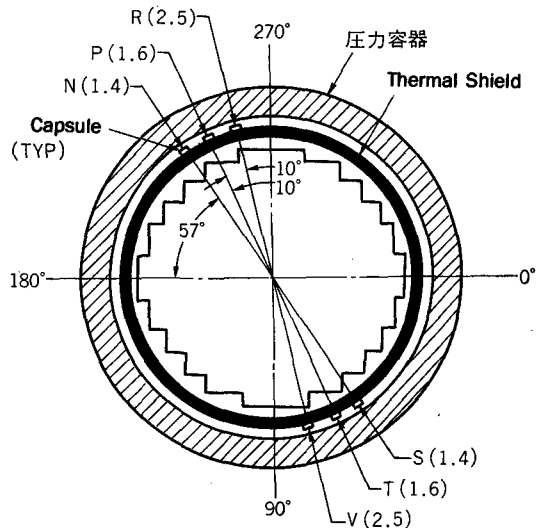
Marshall Report에는 100만kW급 PWR의 치수가 다음과 같이 기재돼있다. 압력용기의 높이 13.7m, 내경 4.39m, 被覆을 제외한 벽두께 21.5cm, 플랜지의 두께 50.0cm, 피복두께 6mm, 급수노즐입구의 내경 70.0cm, 급수노즐출구의 내경 74.0cm, Closure Stud 개수 54, Closure Stud 외경 17.3cm, 압력용기 Dry 중량 434.8톤(이상 Second Report에서).

Marshall Report에 의하면 압력용기의 설계수명은 40년이므로 설비이용률을 80%로 잡는다면 실질적으로 유효전출력운전년수(Effective Full Power Year, 약칭 EFPY)는 32년이 된다. 압력용기의 Belt-Line 영역(연료집합체의 圓周부분)에서 1MeV 이상의 고속중성자 Fluence(중성자속에 시간을 곱한 양으로 그 시간 중에 상호작용한 중성자의 개수)가 가장 높은 부분은 대략적으로 말해 연료집합체길이의 半 높이에 상당하는 위치다. 노심의 세로방향 출력분포는 이 높이를 원점으로 한 Cosine Curve가 돼있다. Marshall Report에 의하면 수명말기에서의 압력용기내벽부의 1MeV 이상의 고속중성자 Fluence는 최대치가 약 $2.5 \times 10^{19}(\text{n}/\text{cm}^2)$, 4분의 1 두께의 그것은 약 $1.2 \times 10^{19}(\text{n}/\text{cm}^2)$, 4분의 3 두께의 그것은 약 $5 \times 10^{18}(\text{n}/\text{cm}^2)$, 외벽부의 그것은 약 $1.2 \times$

$10^{18}(\text{n}/\text{cm}^2)$ 로 돼있다(이상 Second Report에서).

내벽부의 고속중성자속의 최대치는 1년이 $365 \times 24 \times 3,600 = 3.15 \times 10^7(\text{초})$ 니까 고속중성자 Fluence의 최대치 약 $2.5 \times 10^{19}(\text{n}/\text{cm}^2)$ 를 $3.15 \times 10^7 \times 32 = 1.01 \times 10^9(\text{초})$ 로 나누어(濶年을 무시하고 계산해도 문제가 없다) 약 $2.48 \times 10^{10}(\text{n}/\text{cm}^2 \cdot \text{sec})$ 이 된다. 압력용기외벽부의 그것은 Fluence比 20.8로 나누어 약 $1.19 \times 10^9(\text{n}/\text{cm}^2 \cdot \text{sec})$ 이 된다. BWR압력용기내벽부의 그것은 PWR의 그것보다 약 6배나 적기 때문에 $4.13 \times 10^9(\text{n}/\text{cm}^2 \cdot \text{sec})$ 이 된다.

PWR의 감시시험 Capsule은 Thermal Shield의 외벽에 접해서 장전된다. 미국의 Point Beach 원전 1호기(WH사제 50만kW, 1970년 12월21일 운전개시)의 예를 <그림 1>에 보였다. 감시시험 Capsule은 직경 약 4cm, 두께 약 2mm, 길이 약 1.5m의 스테인레스스틸제로 그 속에 충격시험편, 인장시험편 등의 시험편이 30개 가까이 들어있다. 노심의 半 높이에 상당하는 위치와 Capsule 세로방향의 중심위치를 맞춰놓았기 때문에 노심의 세로방향 출력분포와 Capsule 길이를 고려하더라도 모든 시험편의 3차원적인 중성자속분포의 차는 그다지 커



<그림 1> Point Beach 원전 1호기의 감시시험 Capsule 위치

지지 않지만, 그래도 엄밀하게 Fluence를 실험적으로 평가하기 위해 Capsule의 세로방향과 지름 방향으로 몇개소 정도 중성자 Dosimeter (몇가지의 것이 조합되었지만 1MeV 이상의 중성자속을 모니터하는 대표적인 Threshold 핵반응은 가는 鐵 Wire를 이용한 $^{54}\text{Fe}(n, p \ ^{54}\text{Mn}$ 반응)가 설치되었다.

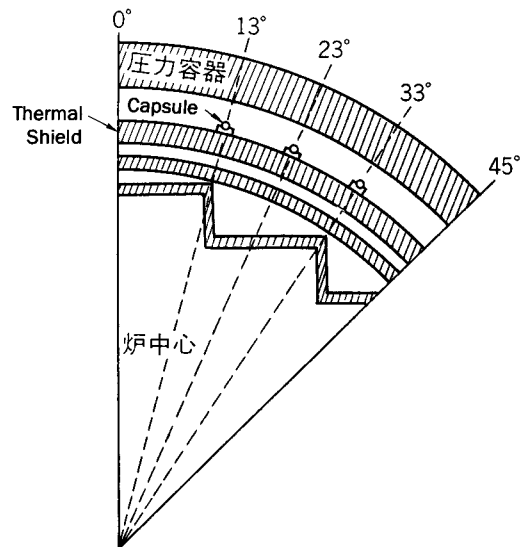
Thermal Shield와 압력용기내벽부의 거리는 약 4.75인치(약 12.0cm)이고 Capsule은 10 CFR Part 50 Appendix H의 기준을 만족할 수 있는 Lead Factor(내벽부 중성자속의 몇배인가를 나타낸다. 기준에서는 1 또는 3 이하)가 되도록 배치되어 있다. <그림 1>에는 6개의 Capsule이 장전되었지만 중성자가 통과하는 Pass에 따라 Capsule부의 중성자속에 차가 생긴다. R과 V 위치는 Lead Factor가 2.5, P와 T 위치의 그것은 1.6, N과 S 위치의 그것은 1.4다. Point Beach 원전 1호기의 경우 운전개시에서 2, 5, 7년 후에 V, S, R의 순으로 Capsule을 노심에서 빼내고 있다. 압력용기내의 중성자속 분포는 출력규모에 그다지 의존하지 않기 때문에 대략적으로 말해 Marshall Report의 기술 내용이 성립하는 것으로 생각된다. 그래서 R 위치의 1MeV 이상의 고속중성자속은 $2.48 \times 10^{10} \times 2.5 = 6.2 \times 10^{10}(\text{n}/\text{cm}^2 \cdot \text{sec})$, P위치의 그것은 $2.48 \times 10^{10} \times 1.6 = 3.84 \times 10^{10}(\text{n}/\text{cm}^2 \cdot \text{sec})$, N위치의 그것은 $2.48 \times 10^{10} \times 1.4 = 3.47 \times 10^{10}(\text{n}/\text{cm}^2 \cdot \text{sec})$ 이 돼있는 것으로 추정된다. 대략적으로 말해 Capsule부의 고속중성자속은 $(3\sim 6) \times 10^{10}(\text{n}/\text{cm}^2 \cdot \text{sec})$ 로 생각하면 된다.

이에 비해 BWR의 경우에는 Capsule이 압력용기의 내벽부에 접하도록 장전되는 것과 Shroud에 內接하도록 장전되는 것의 2가지가 있는데 후자를 특히 「加速試驗」이라고 한다. 전자의 1MeV 이상의 고속중성자속은 압력용기의 것보다 약간 높지만 대충 같다고 볼 수 있어 앞서 말한대로 $4.13 \times 10^9(\text{n}/\text{cm}^2 \cdot \text{sec})$, 후자는 Lead Factor가 대체로 10 정도이기 때문에 $4.13 \times 10^9 \times 10 = 4.13 \times 10^{10}(\text{n}/\text{cm}^2 \cdot \text{sec})$ 이 된다(같은 PWR라도 B & W사제의 것

은 압력용기내벽과 Thermal Shield의 중간거리에 Capsule이 장전되었다). 1MeV의 중성자는 물의 층을 약 15cm 통과하면 한자리수 만큼 감쇠되기 때문에 지금까지 논의한대로 Capsule 위치와 중성자속의 관계에서 모순이 없는 것으로 생각된다.

S. L. Anderson은 WH사제 PWR 내의 중성자속분포를 2차원 중성자輸送計算프로그램 DOT-3.5를 이용해 (R, Z) 체계에서 계산했다. 이 계산모델을 <그림 2>에, 결과를 <그림 3>에 나타냈다. 각도가 0~20°C의 범위에서는 지금까지 논의해온 중성자속보다 높지만 20~50°C 범위에서는 거의 모순이 없는 것으로 보인다.

감시시험편에서 여러가지 정보를 얻을 수 있지만 그 중에서도 특히 전이온도의 실험적인 평가가 중요하다. 중성자에 의한 조사손상은 미시적으로는 원자의 규칙적인 배열이 부분적으로 흐트러지는 것이지만 거시적으로는 재료의 기계적 성질이 어느 정도 변화하는 것에 해당한다. 중성자脆化가 촉진되면 재료는 금속 특유의 粘性을 어느 정도 상실해 결과적으로脆性이 높아진다. 이 정도를 나타내는 한가지 지표가 轉移온도다. 그러나 전이온도는 감시시



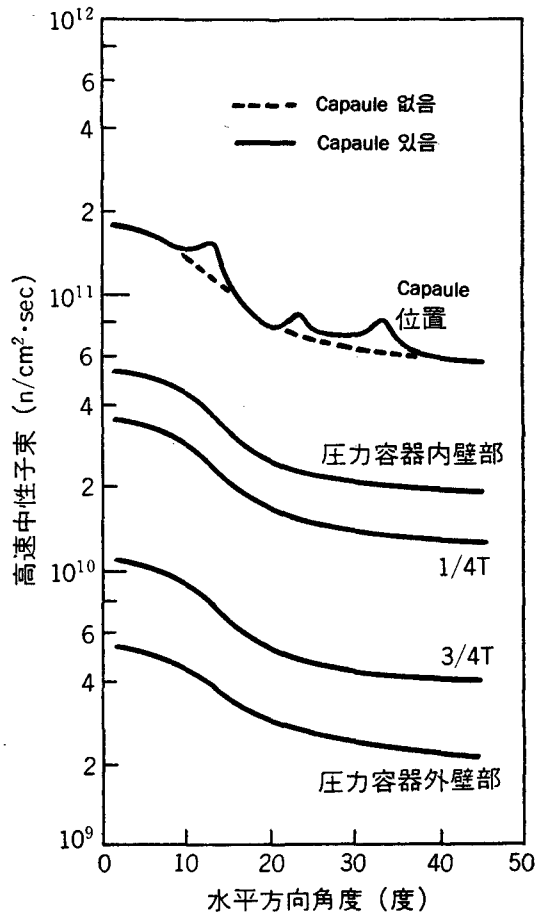
<그림 2> 중성자輸送계산모델

시험편에서 평가할 수 밖에 없기 때문에 아무리 Capsule 위치의 중성자속과 압력용기내벽의 그것과의 比를 고려한다 해도 실제 압력용기의 중성자조사손상의 질과는 엄밀히 같지는 않다. 전이온도에 어느 정도 差가 생기게 마련이다. 감시시험편과 압력용기의 전이온도의 차에 영향을 미치는 요인으로는 중성자속 외에 가속효과, 중성자에너지스펙트럼, 조사온도를 생각할 수 있다.

설계상으로는 조사온도를 무시해도 좋을지 모른다. 그러나 한가지 문제는 중성자에너지스펙트럼이다. 중성자가 물속을 통과하면 불과 몇 cm 투과하기만 해도 에너지스펙트럼이 변화하기 때문에 중성자輸送계산프로그램을 이용해 상세한 검토를 하지 않으면 안된다. 특히 Capsule이 장전된 상태에서의 시험편부분의 에너지스펙트럼과 압력용기내벽부(엄밀히 말해 벽두께의 4분의 1의 평균)의 그것을 비교하지 않으면 의미가 없다. WH사제 PWR의 경우 Capsule과 압력용기내벽부 사이에는 물의 층이 약 5cm 있어 이 사이의 물에 의한 중성자 에너지스펙트럼의 변화는 무시할 수 없다. 중성자 Fluence가 같더라도 재료에 조사된 중성자의 에너지분포가 다르면 재료에 생기는 손상의 質도 엄밀히 말해 달라진다. 또 하나의 불확정요인인 가속도효과는 PWR에서는 약 3배 가속이기 때문에 설계상으로는 영향을 주지 않는다.

BWR의 경우 보통 Capsule은 압력용기내벽에 접해있기 때문에 중성자에너지스펙트럼의 차는 매우 작지만 가속Capsule은 Shroud 안쪽에 접해 있기 때문에 그 사이에는 약 20cm의 물의 층이 있다. 이것에 의한 중성자에너지스펙트럼의 변화는 클 것이다. 가속Capsule은 약 10배 가속이기 때문에 그 영향도 무시할 수 없을 것으로 생각된다. 지금까지 논의한 것은 이론적인 영향이었지만 실험적으로는 오차가 나기 마련이기 때문에 문제는 지금의 전이온도 평가정밀도로 보아 그 영향이 표면화할 것인 지 여부다.

이에 대한 한가지 기준은 다음과 같은 정보



〈그림 3〉 압력용기 및 Capsule부의 중성자속角度분포

속에 포함돼있다. BWR에서 보통 Capsule과 가속Capsule에서 중성자Fluence가 같은 것의 전이온도를 비교한 일이 있는데 이 경우에는 가속효과와 중성자에너지스펙트럼이 복합적으로 영향을 미치고 있는데도 불구하고 양자의 전이온도는 실험오차범위 내에서 일치했다. 필자는 원자력연구소 JMTR(Japan Materials Testing Reactor, 재료시험로)의 노심핵계산을 10년간 담당했지만 중성자에너지스펙트럼의 중성자輸送계산과 원자료를 이용한 실험적인 평가도 담당하고 있었다. 이러한 경험으로 미루어 보아 설계상으로는 타당한 결과라고 생각된다.

통일된 설명이 아직 돼있지 않다

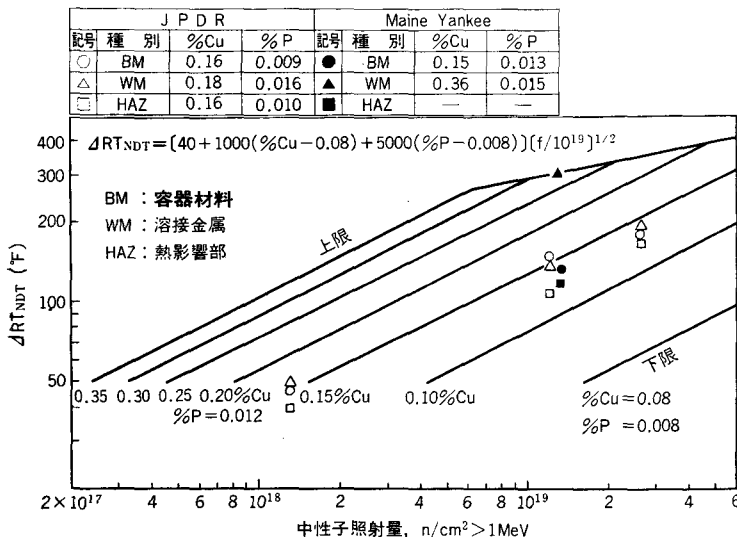
지금까지 세계의 원전에서 여러가지 전이온도에 관한 데이터가 발표되고 있다. 이들 데이터를 정리해 보다 정밀도가 높은 예측식이 제안되고 있다. Maine Yankee 원전(CE사제 85만kW, 1972년 12월 운전개시)과 JPDR(GE사제 발전용 시험로, 1963년 10월 운전개시)의 경우를 <그림 4>에 보였다. 이 그림의 왼쪽 위에 중성자脆化를 촉진하는 불순물량(銅과 燐만은 아니다)이 표시돼있다. 그림에서 실선은 Regulatory Guide 1.99의 예측식에 의한 것인데 실험치가 예측식에 잘 맞고 있다. 또 Point Beach 원전 1호기의 경우를 <그림 5>에 보였는데 이것은 예측식에서 벗어나 거의 Saturation돼있다. 그림의 왼쪽은 용기 재료(銅 0.19중량%, 燐 0.01중량%)의 경우이고, 오른쪽은 용접부(銅 0.18~0.21중량%, 燐 0.019중량%)의 경우이다.

어느 원자로에서나 중성자속레벨이나 중성자 에너지스펙트럼에 큰 차는 없으나 <그림 4>에서는 중성자Fluence 의존성이 크게 나타나고 있는데 비해 <그림 5>에서는 그렇게 돼있지 않다. 필자의 계산에 의하면 원자로를 운전하고 있는 한, 새로 생기는 조사손상數쪽이 열운동에 의해 회복되는 數보다 항상 많아질 것이고

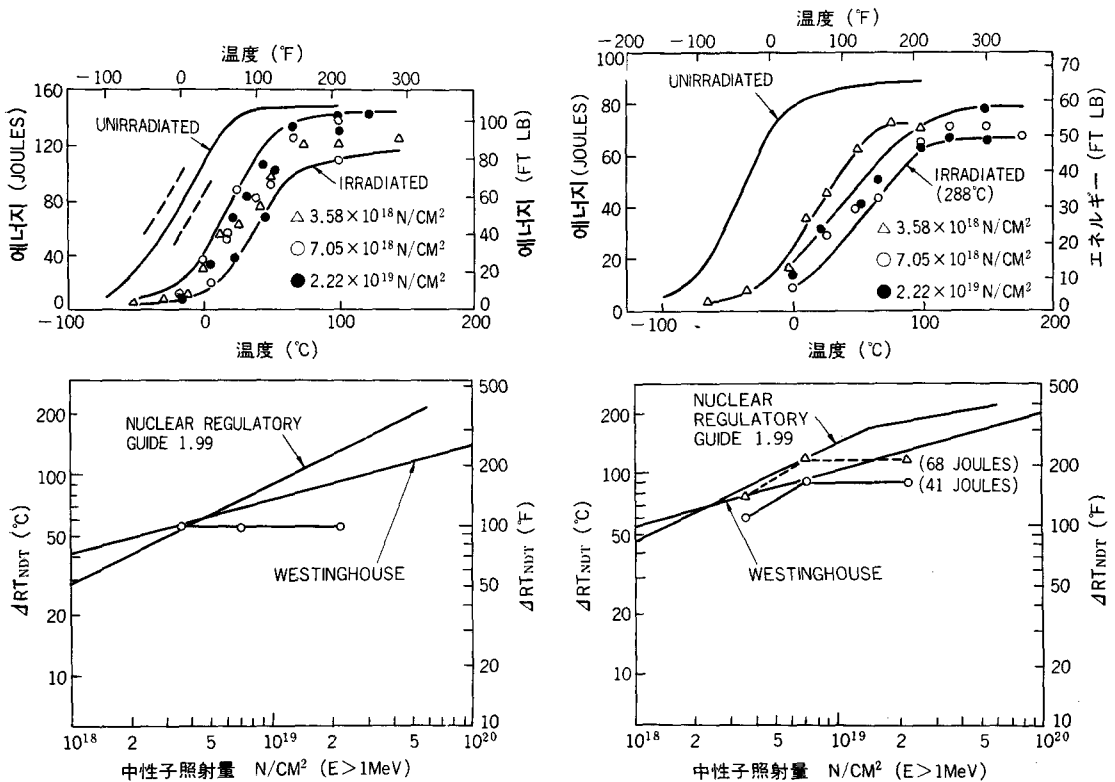
그렇게 되면 전이온도가 Saturation될 리가 없다. 최근의 전이온도실험치를 포함한 통일된 설명이 절대 필요하다.

일부에서 실시된 JMTR을 이용한 가속시험(약 1,000배 가속)에서는 銅불순물이 0.06%(日本の 표준적인 용기재료 및 용접재료)의 경우 중성자Fluence 의존성이 크게 나타났지만, 銅불순물이 0.25%(미국의 표준적인 용기재료 및 용접재료)의 경우에는 약간의 의존성 밖에 나타나지 않고 있다. 이것은 재료에 포함된 銅불순물이 미국과 같이 매우 높은(0.20~0.35%) 경우에는 Saturation현상이 나타나는 경우가 있다는 것을 의미한다. 그러나 <그림 5>에서는 비교적 낮은 전이온도 移行量(전이온도初期値를 마이너스 20°C로 하면 전이온도는 $-20+60=40$ °C가 된다)에서 Saturation하고 있지만 최근의 미국의 시험결과에서는 전이온도가 100~140°C로 높아져 있어 역시 모순되는 것으로 나타났다. 일본의 시험결과에서도 銅불순물이 0.25%인 경우 전이온도이행량이 120~150°C로 역시 전이온도는 초기치를 마이너스 20°C로 하면 100~130°C가 되었다.

전이온도이행량(ΔRT_{NDT})을 평가하는 예측식은 지금까지 몇가지 제안돼있지만 대표적인 것은 다음과 같다. 1~3. 모두 실험치를 10~30°C나 과소평가하는 경향이 있어 이들 식을



<그림 4> Maine Yankee 원전과 JPDR에서의 中性子 Fluence와 轉移溫度移行量(ΔRT_{NDT})의 관계(左 상은 不純物量)



〈그림 5〉 Point Beach 원전에서의 중성자 Fluence와 전이온도이행량의 관계 <좌측은 용기재료(銅 0.16%, 磷 0.010%), 우측은 용접재료(銅 0.16~0.24%, 磷 0.019%)의 경우>

이용하는 경우에는 주의가 필요하다. 또한 예측식의 정밀도도 불충분하다.

1. Regulatory Guide 1.99 Revision 2

$$\Delta RT_{NDT} = (5/9)[CF](f/10^{19})^{[0.28-0.10 \log(f/10^{19})]}$$

2. Guthrie PTS 식

$$\Delta RT_{NDT} = (-5.6 + 261.1Cu + 194.4Cu \cdot Ni) (f/10^{19})^{20.7}$$

3. 일본의 PWR 예측식

용기재료에 대해

$$\Delta RT_{NDT} = (-16 + 1230P + 215Cu + 76 \sqrt{Cu \cdot Ni}) (f/10^{19})^{0.27}$$

용접금속에 대해

$$\Delta RT_{NDT}$$

$$= (27 - 23Si - 58Ni + 260 \sqrt{Cu \cdot Ni}) (f/10^{19})^{[0.24-0.09 \log(f/10^{19})]}$$

4. 참고로 Regulatory Guide 1.99 Revision 1

$$\Delta RT_{NDT} = (40 + 1000(Cu - 0.08) + 5000(P - 0.008))(f/10^{19})$$

여기서

ΔRT_{NDT} : 전이온도 이행량 (°C)

[CF]: 재료성분중의 Cu와 Ni에 의해 정해지는 성분계수

f: 중성자 Fluence (n/cm², E>1MeV)

Cu: 銅불순물량(중량%)

P: 磷불순물량(중량%)

Ni: 니켈불순물량(중량%)

Si: 실리콘불순물량(중량%)

초기의 PWR에 주의할 것

미국의 PWR은 전이온도가 이례적으로 높아져 있는데 그 원인은 압력용기재료 또는 용접재료에 포함돼있는 이례적으로 높은 銅불순물량에 의해 설명될 수 있다. 중성자脆化메커니즘이 정량적으로 충분히 밝혀지기 전에 압력용기를 제조했기 때문에 그 치명적인 후유증이 나타나기 시작하고 있다. 미국 PWR의 半數는 이 영향을 받고 있지만 특히 심각한 상황에 빠져있는 것은 <표 1>에 표시한 7기(SECY-83-443)와 Yankee Rowe 원전이다. 여기에 든 7기는 80년대초부터 「중성자감소대책」을 실시하고 있는데 가령 종래의 노심 그대로였다면 이미 완화된 기준(132°C)도 초과했을 것이다. 면밀한 중성자감소대책에 의해 설계수명인 40년을 운전할 수 있는 가능성은 아직 남아있다. 그러나 지금의 방식을 계속하는 한 수명연장은 불가능하다. 이미 Yankee Rowe 원전의 수명연장은 불가능한 것으로 나타나 있다.

전이온도를 설계치범위내에 유지하기 위해서는 銅불순물량을 0.150% 이하로 억제해야 하지만, 미국 PWR에는 그 1.5~2배나 되는 불순물이 포함돼있다. 日本에서는 압력용기재료 중의 불순물은 기밀로 돼있지만, 미국에서는 공개돼있다. 미국 PWR의 용기재료 및 용접재

료 중의 銅 및 니켈불순물량을 <표 2>에 표시했다.

전에는 日本 원전의 전이온도가 기밀로 돼있었다. 日本원자력학회와 관련이 있는 전문위원회에서 의뢰해도 공개되는 일이 없었다. 그러나 필자는 JMTR과 관련된 일을 하고 있었고 또한 전문위원회의 위원이었던 관계로 비공식이었지만 어느 정도의 숫자는 파악하고 있었다. 그리고 거의 예측범위 내에 있다는 것도 알고 있었다. 1988년 7월 통산성은 사회당위원의 요구로 갑자기 이 기밀데이터를 공개했다. 통산성에서 데이터를 공개한 것은 잘 한 일이지만 최소한 1. 감시시험편의 조사위치 2. 시험편 인출시기 3. 중성자Fluence 4. 전이온도 5. 전이온도초기치 6. 압력용기재료 및 용접재료 중의 불순물량(銅, 니켈, 燐, 유황) 정도는 제시했어야 했는데 시험편인출시기, 전이온도, 전이온도초기치 밖에 제시하지 않았기 때문에 큰 혼란을 빚었다. 통산성에서 데이터의 의미를 이해하기 못하고 있었기 때문에 이런 일이 일어난 것이다. 통산성에서 공개한 전이온도는 <표 3>과 같다.

전이온도가 예측범위내에 있느냐 없느냐 하는 것은 지금까지 논의해온 것과 설비이용률의 실적 및 다음과 같은 추정치에서 대충 파악할 수 있다. 日本에서 제조된 압력용기에 포함돼

| 原 電 名 | RTsdr(°C) | RTPrs(°C) | 設計壽命 | 安全基準限度内(年) | |
|----------------|-----------|-----------|------|------------|------|
| | 實際値 | 새로운 基準 | | 舊爐心 | 新爐心 |
| Robinson 2 | 137 | 149 | 2007 | 1978 | 2007 |
| Turkey Point 2 | 128 | 149 | 2007 | 1989 | 2007 |
| Turkey Point 4 | 129 | 149 | 2007 | 1989 | 2007 |
| Maine Yankee | 105 | 132 | 2008 | 1994 | 2002 |
| Fort Calhoun | 117 | 132 | 2008 | 1987 | 1999 |
| Oconee | 112 | 149 | 2007 | 1997 | 2007 |
| TMI 1 | 94 | 132 | 2008 | 1990 | 2004 |

<표 1> 미국의 PWR 중에서 전이온도가 이례적으로 높은 7기(SECY-83443)

주1) Rancho Seco 원전은 폐쇄되었기 때문에 표에서 제외했다.

주2) RTND 값은 1983년 1월 1일 현재

주3) RTPrs=149°C는 압력용기의 圓周방향 용접부. RTPrs=132°C는 軸방향 용접부에 적용되고 있는 안전기준

주4) 舊爐心이란 통상적인 노심배치

주5) 新爐心이란 중성자감소대책 노심

주6) Yankee Rowe 원전의 RTND는 현재 132°C를 초과하고 있지만 이 자료에는 올라 있지 않다.

〈표 2〉 미국 PWR에 포함되어있는 銅, 니켈 不純物量

| 原 電 名 | 對 象 個 所 | Cu(%) | Ni(%) |
|---------------------|---------|-------|-------|
| WH社製 | | | |
| H. B. Robinson 2 | LCW | 0.20 | 0.80 |
| Turkey Point 3 | LS | 0.08 | 0.68 |
| | GW | 0.26 | 0.60 |
| Turkey Point 4 | IS | 0.05 | 0.71 |
| | GW | 0.26 | 0.60 |
| San Onofre 1 | S | 0.18 | 0.20 |
| | CW | 0.27 | 0.20 |
| Yankee Rowe | LP | 0.20 | 0.63 |
| Point Beach 1 | AW | 0.19 | 0.63 |
| Point Beach 2 | CW | 0.26 | 0.60 |
| Kewaunee | CW | 0.25 | 0.55 |
| Prairie Island 1 | CW | 0.14 | 0.17 |
| Prairie Island 2 | CW | 0.19 | 0.13 |
| Zion 1 | CW | 0.32 | 0.56 |
| Zion 2 | LW | 0.32 | 0.56 |
| Salem 1 | P | 0.24 | 0.52 |
| Salem 2 | IS | 0.23 | 0.73 |
| Trojan | LS | 0.16 | 0.62 |
| D. C. Cook 1 | | ? | ? |
| D. C. Cook 2 | | ? | ? |
| Beaver Valley 1 | LSP | 0.20 | 0.54 |
| Indian Point 2 | P | 0.21 | 0.65 |
| Indian Point 3 | LSP | 0.24 | 0.52 |
| Sequoyah 1 | F | 0.15 | 1.00 |
| Sequoyah 2 | F | 0.13 | 0.74 |
| W. B. McGuire 1 | LS | 0.13 | 0.60 |
| | LLW | 0.30 | 0.64 |
| W. B. McGuire 2 | IS | 0.16 | 0.85 |
| Diablo Canyon 1 | LW | 0.21 | 0.98 |
| Diablo Canyon 2 | IS | 0.14 | 0.59 |
| J. M. Farley 1 | LS | 0.14 | 0.55 |
| J. M. Farley 2 | IS | 0.20 | 0.60 |
| CE社製 | | | |
| Fort Calhoun | | 0.23 | 0.95 |
| Calvert Cliffs 1 | | ? | ? |
| Calvert Cliffs 2 | LW | ? | ? |
| Palisades | CW | 0.19 | 1.10 |
| | BM | 0.21 | 0.98 |
| | LW | 0.29 | 0.52 |
| St. Lucie 1 | IS | 0.30 | 0.64 |
| St. Lucie 2 | IS | 0.13 | 0.62 |
| San Onofre 2 | IS | 0.10 | 0.58 |
| San Onofre 3 | | 0.06 | 0.58 |
| B & W 社製 | | | |
| Oconee 1 | LW | 0.29 | 0.56 |
| Oconee 2 | CW | 0.28 | 0.87 |
| Oconee 3 | CW | 0.36 | 0.58 |
| TMI 1 | | ? | ? |
| Crystal River 3 | | ? | ? |
| ANO 1 | | ? | ? |
| Rancho Seco | LW | 0.35 | 0.59 |
| Davis Besse | CW | 0.24 | 0.63 |

LCW: 下部圓周方向熔接部, LS: 下部shell, GW: 周圍熔接部, IS: 中間 shell, S: shell, CW: 圓周方向熔接部, LP: 下部 plate, AW: 軸熔接部, LW: 縱方向熔接部, P: plate, LSP: 下部 shell plate, F: forging, LLW: 下部縱方向熔接部, BM: 壓力容器材料

있는 銅불순물량은 70년대에 운전개시한 것이 0.12%, 80년대의 것이 0.060%, 90년대의 것이 0.02% 정도 될 것으로 보인다.

계산에 필요한 다른 불순물량(니켈, 燐, 유황 실리콘)에 대해서는 Marshall Report에 실려 있는 日本의 표준재료수치를 써도 그렇게 오차가 나지 않을 것으로 생각된다. BWR은 압력 용기부의 증성자속이 그다지 높지 않기 때문에 전이온도가 높아질 염려는 없다. 압력용기 내 벽부의 전이온도는 현재 약 30~46°C, 수명말기에서도 50~60°C, 설령 10~20년 수명연장한다 해도 설계치(93°C)범위내에 든다. 문제는 70년대에 운전개시한 PWR이다. 美浜원전 1, 2호기의 현재의 압력용기 내벽부 전이온도는 60~70°C다. 이대로 진행되면 수명말기에는 거의 설계치에 달하던가 이를 약간 초과하게 된다. 10~20년 수명연장하면 110~120°C가 된다. 美浜 1호기의 압력용기는 미국의 CE사로 부터 수입한 것으로 용기재료(銅불순물량 0.14%)와 용접재료(銅불순물 0.19%)가 모두 미국의 60년대 전반의 기술수준이다. 이 점을 주의하지 않으면 안된다. 일본에서 제조된 것도 70년대 전반에 운전개시한 것은 정도의 차는 있지만 같은 문제를 안고 있다. 전이온도가 93°C를 초과하면 원자로의 파괴확률은 20만분의 1로 뛰어 오른다. Yankee Rowe 원전과 같이 완화된 기준인 132°C를 초과하면 이것이 수만분의 1이 된다.

원자력안전연구협회 주최로 「원자력의 장수 명화와 안전확보」를 주제로 한 패널토론회가 작년 6월7일에 열렸는데 필자도 패널리스트의 한 사람으로 이 자리에서 압력용기전이온도의 문제점을 경고했다. 필자는 『미국은 매우 심각하다』고 강조하는 동시에 『일본도 70년대 전반에 운전개시한 것은 낙관할 수 없는 요인이 있는데 특히 美浜 1호기의 압력용기는 모두 미국 기술로 제조되었기 때문에 주의해야 한다』고 경고했다. 그리고 『美浜 1호기 설계치인 93°C를 초과할 것』이라고 주장했다. 그런데 같은 패널리스트였던 발전기술검사협회의 「히다카」씨가 실험치를 제시하면서 『수명말기에도 63°

(1) PWR

| 유닛 (運開年月) | 引出時期 | 脆性轉移溫度(°C) | | |
|-------------------|------------------------|------------|-----|-----|
| | | 初期値 | 第1回 | 第2回 |
| 美浜 1號 (45. 11) | 第1回 48. 3 第2回 56. 6 | -50 | 54 | 64 |
| 美浜 2號 (47. 7) | 第1回 50. 2 第2回 55.12 | -3 | 49 | 59 |
| 美浜 3號 (51. 12) | 第1回 52.11 | -20 | 2 | - |
| 高浜 1號 (49. 11) | 第1回 51. 4 第2回 59. 2 | -4 | 22 | 54 |
| 高浜 2號 (50. 11) | 第1回 51.11 | -25 | -20 | - |
| 高浜 3號 (60. 1) | 第1回 60.11 | -30 | 13 | - |
| 大飯 1號 (54. 3) | 第1回 55. 7 第2回 60. 4 | -15 | -6 | 11 |
| 大飯 2號 (54. 12) | 第1回 56. 2 第2回 60. 9 | -18 | 4 | 52 |
| 伊方 1號 (52. 9) | 第1回 53. 4 第2回 57.10 | -25 | 0 | 16 |
| 伊方 2號 (57. 3) | 第1回 58. 3 | -30 | -25 | - |
| 玄海 1號 (50. 10) | 第1回 51.11 第2回 55. 4 | -16 | 35 | 37 |
| 玄海 2號 (56. 3) | 第1回 57. 2 第2回 60.11 | -25 | 7 | 8 |
| 川內 1號 (59. 7) | 第1回 60. 2 | -25 | -4 | - |

(2) BWR

| 유닛 (運開年月) | 引出時期 | 脆性轉移溫度(°C) | | | | | |
|---------------------|---|------------|-------------|-----|------------|------------|-----|
| | | 初期値 | 第1回 | 第2回 | 第3回 | 第4回 | 第5回 |
| 福島第1 1號 (46. 3) | (第1回) 47. 9 (第2回) 53. 9 | -12 | 0 (加速) | -7 | | | |
| 福島第1 2號 (49. 7) | (第1回) 50. 5 (第2回) 58. 6 | -23 | -1 (加速) | -9 | | | |
| 福島第1 3號 (51. 3) | (第1回) 52. 8 (第2回) 57. 9 | -12 | 9 (加速) | 2 | | | |
| 福島第1 4號 (53. 10) | (第1回) 54. 9 (第2回) 61.11 | -25 | -5 (加速) | 1 | | | |
| 福島第1 5號 (53. 4) | (第1回) 54. 2 | -18 | -7 (加速) | - | | | |
| 福島第1 6號 (54. 10) | (第1回) 57. 1 | -23 | -11 (加速) | - | | | |
| 福島第2 1號 (57. 4) | (第1回) 59. 9 | -35 | -20 (加速) | - | | | |
| 福島第2 2號 (59. 2) | (第1回) 61. 3 | -40 | -21 (加速) | - | | | |
| 浜岡 1號 (51. 3) | (第1回) 52.10 (第2回) 56. 2 | -18 | 2 (加速) | -13 | | | |
| 浜岡 2號 (53. 11) | (第1回) 54. 9 (第2回) 58. 1 | -23 | 7 (加速) | -9 | | | |
| 女川 1號 (59. 6) | (第1回) 60. 5 | -20 | -9 (加速) | - | | | |
| 島根 1號 (49. 3) | (第1回) 51. 3 (第2回) 53. 2 | -23 | 6 (加速) | -16 | | | |
| 東海 2號 (53. 11) | (第1回) 56. 9 (第2回) 61. 2 | -25 | -14 (加速) | -16 | | | |
| 敦賀 1號 (45. 3) | (第1回) 45.10 (第2回) 46.10 (第3回) 47.10 (第4回) 49. 5 (第5回) 55. 4 | -23 | -5 | -15 | 34 (加速) | 37 (加速) | 26 |

〈표 3〉 일본국내 輕水爐의 轉移溫度
(통산성자원에너지청)

C_J라고 놀랄만한 수치를 제시했다. 이것은 초기의 2회째 감시시험편의 전이온도와 같은 것이다. 또한 美浜 1호기의 감시시험편의 전이온도와 같은 것이다. 美浜 1호기의 감시시험편 결과와 수명말기의 중성자 Fluence를 구하기 위해 JMTR에서 가속시험(1,000배)한 결과를 아무런 補正도 하지 않고 같은 도표에 표시하고 있었다. 이같은 방법은 일반적으로 인정되지 않고 있다. 미국 H. B. Robinson 원전 2호기는 WH사제의 PWR로 銅불순물량이 〈표 2〉에서 보는 바와 같이 0.20%다. 이것은 〈표 1〉에서도 알 수 있듯이 전이온도가 이미 미국에서 가장 높아져 있다. 원자로메이커가 같고 중성자가속레벨도 같으며 가장 脆化촉진에 영향을 주는 銅불순물량이 같음에도 불구하고 왜

美浜 1호기의 그것이 63°C 정도에서 밖에 되지 않는지 이해가 가지 않는다. 지금까지의 기술 축적으로는 모순되는 데이터를 통일되게 설명할 수 없다. 美浜 1호기의 2회째 감시시험편의 전이온도와 수명말기의 그것이 같다는 것은 취화가 진전되지 않고 있다는 것을 의미한다. 「히다카」씨가 제시한 데이터는 가장 심한 조건의 용접재료에서 얻은 전이온도가 아니고 압력 용기재료에서 얻은 것이 아닌가 추정된다. 전문위원회에서도 이 문제를 토론했지만 「지금까지의 전이온도데이터를 통일되게 설명할 수 없다」는 결론에 도달했다. 조사손상메커니즘도 현상론적으로는 밝혀져 있지만 미시적으로는 아직 잘 모르고 있는 실정이다. 이 연구분야의 고정밀화를 기대한다.(끝)