

原子力分野에서의 破壞力學 現況

—法的 要求事項을 中心으로(Ⅲ)—

宋 達 鎬 · 孫 甲 憲

<韓國原子力研究所 機械第二研究室>

3.4 監視試驗

中性子 照射에 의한 材料의 脆化現狀, 즉 強度(strength) 및 硬度(hardness)가 上昇하는 반면 延性(ductility) 및 韌性(toughness)은 減小한다는 것은 잘 알려져 있는 사실이다¹⁶⁾. 따라서 中性子 照射는 RCPB의 健全性에 重大한 影響을 주는 것으로서, 設計시에 그 影響을 고려해 주거나, 계속적으로 監視하여 運轉條件에 반영함으로써 脆性破壞의 우려가 없도록 하여야 한다. 照射脆化에 影響을 미치는 因子로서는 中性子 照射量, 照射時의 溫度, 鋼材內部에 殘存하는 殘餘元素(residual elements)의 含有量¹⁷⁾ 등을 들 수 있다. 따라서 壽命末期에 最大로 照射脆化된 後에도 충분한 破壞韌性を 갖게 하기 위해서는 初期의 照射前 破壞韌性和 앞에서 말한 因子들을 고려하여 設計에 反映하여야 할 것이다. 그러나 실제에 있어서 設計시에 이들 모두를 고려하여 壽命末期의 韌性を 推定하기는 매우 어려운 뿐만아니라 여러가지 알려지지 않았거나 고려할 수 없었던 因子들에 의해 影響을 받을 수 있으므로 原子爐 運轉과 더불어 脆化되는 경향을 實驗에 의하여 追跡하지 않으면 안된다. 이것을 監視試驗(surveillance test)이라 하며, 原子爐의 全 壽命期間에 걸쳐 약 3~5회 遂行되고 이를 통하여 각 運轉狀態에서 충분한 韌성이 있음을 확인하고 적절한 安全餘裕를 갖는 運轉限界條件

을 設定하게 되는 것이다.

대부분의 鋼材에 대하여는 $10^{17}n/cm^2$ ($E < 1.0$ MeV) 이상의 照射量(fluece)에 대해서만 照射의 影響을 고려해 주면 된다는 것이 알려져 있다. 輕水型爐인 경우에는 爐心(core)과 마주보는 原子爐容器的 壁면이 그 程度의 照射를 받으므로 監視試驗에서는 으레히 爐心帶地域(core beltline region)내의 材料에 對한 관심이 극한되고, 또한 이에 對한 것으로 限定되어 있다.

破壞韌性和 關聯되는 모든 機械的 試驗은 破壞的 試驗이기 때문에 耐壓部에 사용되고 있는 材料를 직접 사용하여 試驗할 수는 없다. 따라서 耐壓部에 사용된 材料와 완전히 製作 履歷이 같은 試驗片(surveillance specimen)들을 原子爐容器 내부에 넣어 두었다가 이를 移動中에 順次的으로 끄집어내어 破壞韌性和 關聯된 機械的 試驗을 수행해 주어야 한다. 이를 위하여는 原子爐를 建設할 때 미리 여러 位置에 많은 갯수의 試驗片을 넣어 두어야 한다. 이 試驗片들은 캡슐(capsule) 속에 들어 있는데, 이 캡슐은 두께 1.6mm(1/16in)의 스테인레스鋼으로 만들어진 가로, 세로 및 길이가 25.4mm×25.4mm×1600mm(1in×1in×63in) 작은 단면을 갖는 긴 容器이다(Fig. 29 참조).

監視試驗을 위해서는 미리 準備된 캡슐을 原子爐容器 내부에 設置하며, 캡슐의 引出 順序 및 日程을 결정하고 照射前 材料의 韌性 特性을 測定해 놓는 등의 事前 計劃이 필요하다. 이러한

◇ 解 說 ◇

計劃을 監視試驗計劃(surveillance program)이라 하며, 이것은 10CFR50의 50.55a에서 法的으로 要求되고 있음은 이미 언급한 바 있다. 같은 10CFR50의 Appendix H에서는 이 計劃에서의 要求事項들이 規定되어 있으며, ASTM E 185-79¹⁹⁾에서는 要求事項뿐만 아니라 실제 수행상의 指針등도 規定하고 있다. 이들을 중심으로 監視試驗計劃, 中性子 照射量 推定 및 機械的 性質 試驗, 試驗 結果의 解析 方法에 대하여 설명하기로 한다.

1) 監視試驗計劃

i) 試驗 材料

監視試驗片들은 爐心帶地域을 製作하는데 사용된 실제의 材料로부터 취한 샘플로 만들어져야 한다. 이들 試驗 材料에는 母材(base metal), 熔接金屬(weld metal) 및 熱影響部(heat-affected-zone)가 포함되어 있어야 하며, 이들 각각의 材料들 중에서 運轉條件을 設定할 때 가장 좋지 않은 運轉條件을 줄 것으로 예상되는 材料들을 選定하여야 한다. 選定시의 기준은 최초의 RT_{NDT} 와 ΔRT_{NDT} 이며, ΔRT_{NDT} 는 殘餘元素의 含有量과 中性子 照射量의 函數이다.

試驗 材料들의 製作 履歷(熔接後熱處理 포함)은 爐心帶地域 材料들의 그것을 완전히 代表할 수 있는 것이어야 하고, 잘 記錄되어야 한다. 또한 위의 각 試驗 材料들에 대하여는 최소한 2캡슐분을 餘分으로 확보해 두어야 하며 나중에 확인할 수 있도록 그 履歷을 기록한 書類들을 갖추어 保管하여야 한다. 이러한 材料를 在庫材料(archive material)라고 한다.

이들 材料들은 中性子 照射를 받아 韌性이 低下될 것이므로 照射前에는 높은 韌性值를 가질 것이 요구된다. 즉, 非照射材에서의 샤-피 衝擊試驗時의 upper shelf energy는 최소 101.7J (75ft-1b) 이상이어야 한다고 規定되어 있다.

그리고 母材 및 熔接部는 化學成分 分析을 해주어야 하는데, 이때에는 低合金鋼에서 일반적으로 分析되는 合金元素뿐만 아니라 磷(P), 硫黃(S), 銅(Cu), 바나듐(V), nickel(Ni) 등 殘餘

元素에 대해서도 그 含有量을 分析해 주어야 한다. 이것은 이들 殘餘元素가 中性子 照射脆化에 銳敏하기 때문이다.¹⁷⁾ 이 중에서도 銅의 영향이 가장 크다.

ii) 試驗片

監視試驗에서의 機械的 性質 試驗은 샤-피 衝擊試驗과 引張試驗이며, 필요한 경우에는 破壞 韌性試驗이 수행된다. 따라서 準備하여야 할 試驗片의 種類는 샤-피 V노치 衝擊試驗片, 引張試驗片 및 破壞 韌性試驗片이다. 破壞 韌性試驗片 으로는 WOL(wedge opening loading)試驗片이나 CT(compact tension)試驗片이 사용된다. 이들 試驗片의 크기와 모양은 Fig. 28과 같다. 여기서는 WOL試驗片을 보이고 있다.

1개의 監視試驗 캡슐에 들어 있어야 할 최소한의 試驗片의 갯수는 Table 5와 같다. 한편, 照射前의 材料 性質을 시험하기 위해 필요한 試驗片의 數는 母材, 熔接金屬, 熱影響部의 각각

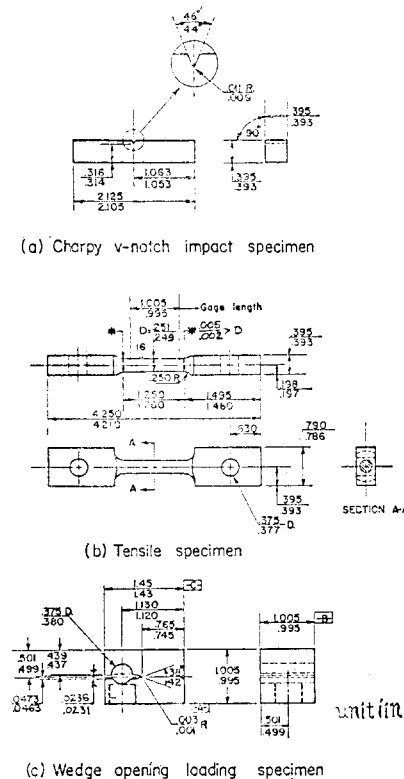


Fig. 28 Vessel material surveillance specimens.

Table 5 Minimum number of test specimens for each irradiation capsule.

Material	Charpy	Tension
Base metal	12	3
Weld metal	12	3
HAZ	12	—

NOTES

(1) Additional fracture toughness specimens shall be provided.

에 대하여 사-피試驗片 18개, 引張試驗片 3개씩이다. 18개의 사-피試驗片중 15개는 完全한 遷移溫度曲線을 얻을 수 있도록 필히 試驗되어야 하며, 3개는 餘分으로 가지고 있는 것이 좋다.

iii) 原子爐容器內的 캡슐의 位置

캡슐은 原子爐容器內에서의 位置에 따라 그것이 받는 照射量이 다를 것이다. 따라서 캡슐의 位置는 대단히 중요하다. 照射의 영향을 알고자 하는 部位는 原子爐容器 壁의 爐心帶地域이므로 캡슐은 原子爐容器 壁이 받는 中性子 照射의 條件과 가능한 한 가깝게 되는 位置에 設置하여야 한다. Fig. 29는 原子爐의 垂直 斷面圖로서 爐

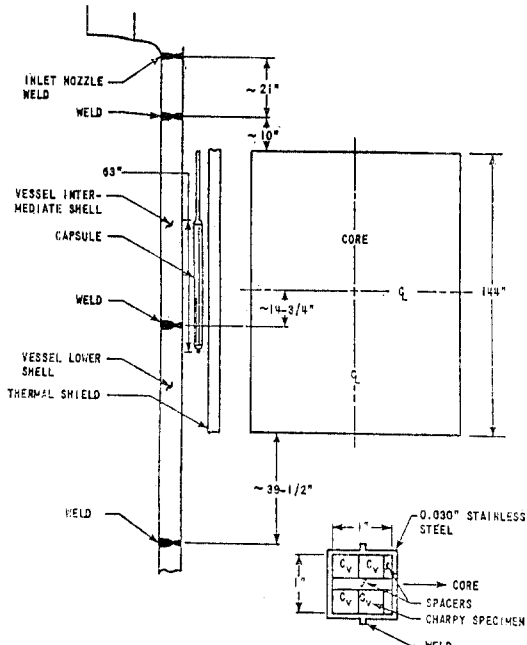


Fig. 29 Schematic diagram showing capsule location.

NOTE: N, P, ..., and V (13°) denote capsule identifications and azimuthal locations.

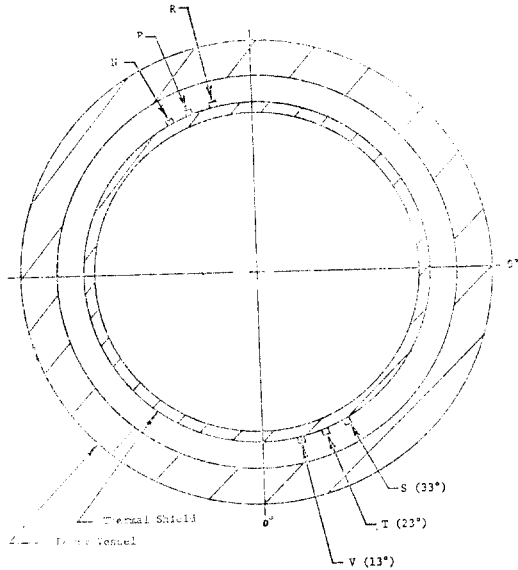


Fig. 30 Example of arrangement of surveillance capsules in reactor vessel.

心과 原子爐容器 壁사이에서의 캡슐의 位置를, Fig. 30은 圓周方向으로의 配置의 例를 보인 것이다. 이러한 캡슐들을 vessel wall capsule 이라고 하며, 이의 先倍率(lead factor)은 1~3 사이에 있는 것이 좋다. 先倍率이라 함은 試驗片이 받는 照射量의 原子爐容器 壁에서 받을 것으로 豫想되는 照射量에 대한 比이다. 이 先倍率は 보통 爐心設計나 遮蔽(shielding)에 많이 이용되는 電算프로그램²⁰⁾을 이용하여 數值的으로 計算해 주어야 하고, 각 캡슐에 대한 先倍率は 規制當局에 報告되어야 한다.

이때 短時間에 많은 照射를 받게 할 目的으로 爐心에 가까운 位置에 캡슐을 追加로 設置할 수 있으며, 이러한 캡슐을 加速照射캡슐(accelerated irradiation capsule)이라 한다. 이의 先倍率は 3보다 훨씬 클 것이다.

iv) 中性子 照射試料 및 溫度監視子

각 캡슐속의 試驗片들이 引出될 때까지 받는 照射量을 測定하기 위하여 캡슐속의 中性子 照射試料(neutron dosimeter)들을 넣어 두어야 한다. 이 照射試料들은 高速中性子 照射量, 高速

◇ 解 說

中性子 스펙트럼 (fast neutron spectrum) 및 熱中性子束 密度 (thermal neutron flux density) 에 관한 資料를 提供할 수 있는 것이어야 한다. Table 6은 한 캡슐내에 들어 있는 中性子 照射試料의 種類, 型態 및 數量의 一例를 보인 것이다.

또한 試片이 경험한 最高 溫度를 알기 위하여 캡슐내에서 最高 溫度가 되리라고 豫測되는 지점에 低融點의 元素나 共融合金 (eutectic alloy) 의 溫度監視子 (thermal monitor) 를 넣어두어야 한다. 이렇게 溫度를 監視하는 것은 照射를 받을 때의 材料의 溫度가 照射脆化에 큰 영향을 주기 때문이다.²⁰⁾ Table 6에는 PWR 에 많이 사용되는 共融合金으로 된 溫度監視子の 融點, 組成 및 數量의 一例가 보이고 있다.

v) 照射脆化 程度의 豫測

Table 6 Example of preparation of neutron dosimeters and thermal monitors contained in a capsule.

a) Neutron dosimeters.

Target Element	Form	Quantity	Purpose
Iron	Bare wire	5	C.S.
Copper	Bare wire	2	V.S.
Nickel	Bare wire	1	V.S.
Cobalt(in aluminum)	Bare wire	2	V.T.
Cobalt(in aluminum)	Cd shielded wire	2	V.T.
Uranium-238	Cd shielded	1	C.L.
Neptunium-237	Cd shielded	1	C.L.

NOTE

(1) Purpose : Measuring the neutron flux density at the following locations

C.S. : Core-side Charpy specimen layer, fast neutron flux

V.S. : Vessel-side Charpy specimen layer, fast neutron flux

V.T. : Vessel-side, thermal neutron flux

C.L. : Capsule centreline, fast neutron flux

b) Thermal monitors.

Composition	Melting Pt.	Quantity
2.5% Ag, 97.5% Pb	304°C (579° F)	1
1.75% Ag, 0.75% Sn, 97.5% Pb	310°C (590° F)	1

原子爐의 有效 全出力 稼動年數 (Effective Full Power Year) 에 따른 豫想 中性子 照射量은 原子爐의 出力에 따른 中性子束 分布 解析²⁰⁾에 의하여 구해지며 이 結果는 規制當局에 報告된다.

이때 照射量이 解析되고 報告되는 位置는 原子爐容器 內壁으로부터 1/4T 및 3/4T 部位이다. 이것은 脆性破壞 防止를 위한 設計로서, 앞에 이미 說明한 바와 같이, ASME-III Appendix G에서는 Fig. 6과 같은 1/4T 깊이의 龜裂이 存在한다고 想定하였기 때문이다. 따라서 이 部位들에서의 照射量 및 靱性 特性, RT_{NDT} 가 중요한 것이다. 또한 샤-피 衝擊試驗片을 만들기 위한 材料 쿠-몬을 表面으로부터 1/4T 位置에서 採取하는 것도 위의 1/4T 깊이의 缺陷에 관한 概念에 立脚한 것이다.

Fig. 31은 EFPY에 따른 豫想 中性子 照射量을 나타내는 그래프의 一例를 보인 것이다.

照射量과, 材料(母材, 熔接部 및 熱影響部)의 化學成分 分析에 의해 銅(Cu)의 含有量을 알고

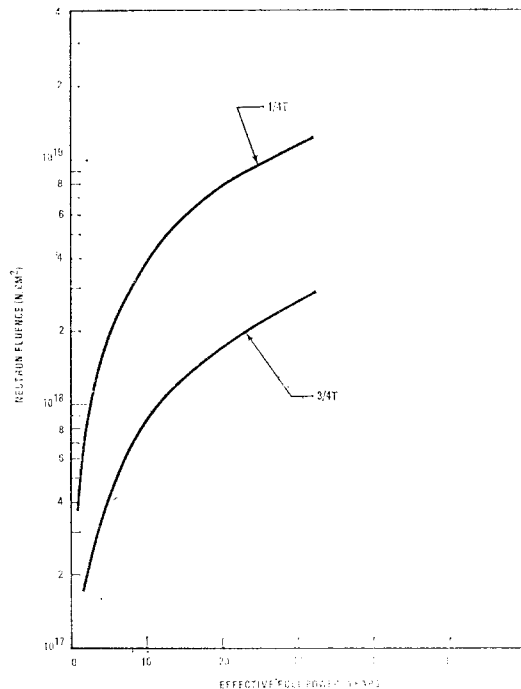


Fig. 31 Typical example of fast neutron fluence at 1/4T and 3/4T locations as a function of EFPY.

때문에 Fig. 22에 의해서 壽命 末期까지의 임의 期間에서의 ΔRT_{NDT} 를 推定할 수 있다. 初期의 RT_{NDT} 에 이 ΔRT_{NDT} 를 더한 것이 修正(adjusted) RT_{NDT} 이다.

vi) 캡슐의 所要 數量 및 引出日程

필요한 캡슐의 갯수는 壽命 末期에서의 豫想 ΔRT_{NDT} 에 따라서 決定되며 引出日程은 캡슐의 갯수에 따라 달라진다. 필요한 캡슐의 최소 갯수와 引出日程은 Table 7과 같다. 그러나 추가로

Table 7. Minimum recommended number of surveillance capsules and their withdrawal (schedule in terms of effective full-power years of the reactor vessel) (ASTM E185-79)

	Predicted transition temperature Shift at Vessel Inside Surface		
	$\leq 56^{\circ}\text{C} (\leq 100^{\circ}\text{F})$	$> 56^{\circ}\text{C} (> 100^{\circ}\text{F})$ $\leq 111^{\circ}\text{C} (\leq 200^{\circ}\text{F})$	$> 111^{\circ}\text{C} (> 200^{\circ}\text{F})$
Minimum number of capsules with-drawal sequence:	3	4	5
First	6 ¹	3 ¹	1.5 ¹
Second	15 ²	6 ²	3 ²
Third	EOL ⁵	15 ²	6 ³
Fourth		EOL ⁵	15 ²
Fifth			EOL ⁵

NOTES

- (1) Or at the time when the accumulated neutron fluence of the capsule exceeds 5×10^{18} n/cm², or at the time when the highest predicted ΔRT_{NDT} of all encapsulated materials is approximately 23°C (50°F), whichever comes first.
- (2) Or at the time when the accumulated neutron fluence of the capsule corresponds to the approximate EOL fluence at the reactor vessel inner wall location, whichever comes first.
- (3) Or at the time when the accumulated neutron fluence of the capsule corresponds to the approximate EOL fluence at the reactor vessel 1/4T location, whichever comes first.
- (4) Or at the time when the accumulated neutron fluence of the capsule corresponds to a value midway between that of the first and third capsules.
- (5) Not less than once or greater than twice the peak EOL vessel fluence. This may be modified on the basis of previous tests. This capsule may be held without testing following withdrawal.

여분의 캡슐을 넣는 것은 무방하며 바람직한 일이다. 이는 破壞靱性에 관한 추가적인 情報를 제공함은 물론 爐心이 바뀐 경우, 또는 爐心 帶地域을 열풀림처리(thermal annealing)한 경우, 그 영향 및 효과를 평가하는 目的으로 사용할 수 있기 때문이다.

2) 監視試驗

Table 7의 引出日程에 따라 引出된 캡슐을 解體하여 그 속의 照射量 測定試料과 機械的 性質 試驗의 試驗片을 꺼내 놓는다.

i) 中性子 照射量 測定

캡슐에서 꺼낸 Table 6의 照射量 測定試料들을 Ge(Li) Coaxial Detector로 比放射能(specific activity)를 測定한다. 이 값은 測定 당시의 것으로 測定時와 原子爐 運轉停止時 사이의 崩壞(decay)도 고려해 주어야 한다. 이 補正된 比放射能으로부터 中性子束 密度를 구한다. 이 密度에 稼動한 EFPY를 秒(second)로 고쳐 곱하면 試料를 꺼낸 캡슐 位置에서의 中性子 照射量을 구할 수 있다.

위에서 계산된 照射量을 先倍率로 나눔으로써 原子爐容器 內壁에서의 中性子 照射量을 얻게 된다.

ii) 機械的 性質 試驗

캡슐속의 試驗片은 中性子 照射를 받았기 때문에 放射能을 띠고 있으므로 試驗시에는 注意를 하여야 한다.

a) 샤-피 衝擊試驗

샤-피 衝擊試驗은 機械的 性質 試驗중에서 가장 중요한 것으로서 이는 노치 靱性이 衝擊試驗에 의하여 구하여지기 때문이다. 이 試驗에 의하여 吸收에너지, 橫膨脹量, 剪斷破壞比率(percent shear fracture appearance)을 測定하여야 한다.

試驗溫度는 完全한 遷移溫度曲線을 얻을 수 있도록 選擇되어야 하며, 吸收 에너지가 41J (30ft-1b) 및 68J (50ft-1b), 膜膨脹量이 0.89mm (35 mils)가 되리라고 예상되는 溫度 領域 및 upper shelf energy에 해당하는 溫度 領域에 특별히 관심을 기울여야 한다.

◇ 解 說

b) 引張試驗

샤-피 衝擊試驗의 補助的인 試驗으로 수행된다. 即 鋼材는 照射를 받으면 延性은 줄고 強度는 上昇하므로 이의 傾向을 確認하기 위한 試驗이다.

이 試驗에 의하여는 降伏強度(yield strength), 引張強度(tensile strength), 破壞荷重(fracture load), 破壞強度(fracture strength), 破壞應力(fracture stress), 延伸率(elongation) 및 斷面收縮率(reduction of area)을 測定한다.

試驗溫度는 照射前의 材料에 대해서는 室溫, 使用溫度 및 그 들사이의 間溫度를 선택하며, 照射材의 경우에는 샤-피 遷移區域의 中間溫度와 위쪽 끝(upper knee) 부근의 溫度 및 使用溫度이다.

c) 破壞靱性試驗

WOL 試驗片이나 CT 試驗片을 가지고 ASTM E399-74²²⁾에 따라 試驗을 수행한다. 이 標準節次는 平面變形度 破壞靱性, K_{Ic} 를 구하기 위한 것으로서, 試驗結果가 이 節次에서 規定하고 있는 要求條件들을 만족시켜야만 그 正當性이 認定된다. 이점에서 이제까지의 機械的 性質 試驗과는 概念을 달리하고 있는 것이다. 일반적으로 原子爐容器에 사용되는 SA-533 Grade B class 1, SA-508 class 2 또는 SA-508 class 3와 같은 材料들에 대하여 妥當한 K_{Ic} 를 얻기 위해서는 대단히 두꺼운(常溫에서 약 225mm²³⁾) 試驗片을 필요로 한다. 따라서 Fig. 28에서 보는 바와 같은 25.4mm(1in) 두께의 WOL 試驗片을 가지고는 有效한 K_{Ic} 를 얻을 수 없다. 이를 극복하기 위하여 小型試驗片을 사용하여 K_{Ic} 를 구할 수 있는 試驗方法의 開發에 노력이 傾注되고 있다. 현재로는 K_{Ic} 의 下限值를 구하는 Equivalent Energy Method²⁴⁾, J-Integral Method²⁵⁾, R-Curve Method²⁶⁾ 등이 提案되어 있으나, 어느 것도 아직 實用化되어 있지는 못하다.

K_{Ic} 試驗의 試驗溫度에 대한 確定的인 提案은 없으나, 引張試驗時에서와 같은 溫度에서 試驗을 수행하는 것이 보통이다.

K_{Ic} 試驗은 現在까지는 公式的으로 要求된 試

驗은 아니나, 小型 試驗片을 사용하고자하는 研究가 많이 進行되고 있는 것으로 보아 앞으로는 이 K_{Ic} 試驗이 아주 중요한 資料를 줄 때가 될 것으로 思料된다.

d) 硬度試驗

照射前·後의 샤-피 試驗片들을 이용하여 硬度試驗을 해줄 수 있다. 이것은 照射에 따른 硬度의 上昇傾向을 보기 위한 것이다. 이때 試驗片의 破面이나 모서리로 부터 가능하면 멀리 떨어진 곳을 택하여 試驗하여야 한다.

iii) 照射脆化의 程度 算出

a) ΔRT_{NDT} 의 決定

母材, 熔接金屬 및 熱影響部의 각각의 材料에 대한 照射前·後의 샤-피 衝擊試驗에서 구한 吸收에너지와 膜膨脹量 遷移溫度曲線에서 吸收에너지 41J(30ft-lb)와 63J(50ft-lb) 및 膜膨脹量 0.89mm(35mil)에서의 溫度의 變化 3개를 測定한다. 이중에서 가장 큰 것이 각 材料의 監視試驗片에 대한 ΔRT_{NDT} 이다. 一例로 Fig.32와

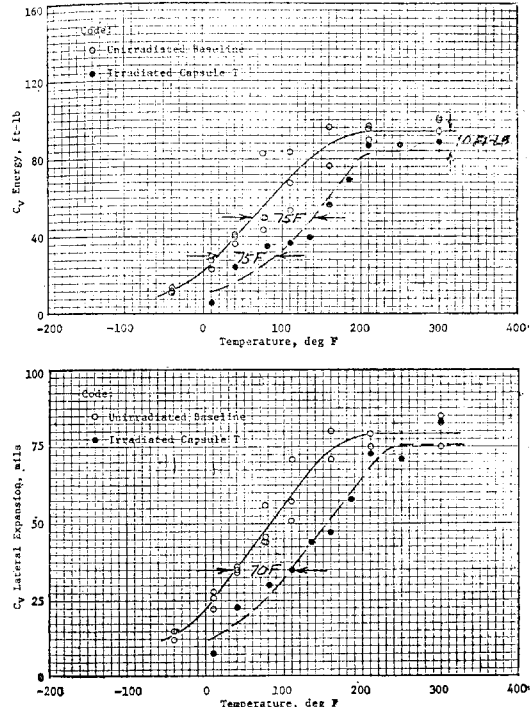


Fig. 32 Example of charpy test results for unirradiated and irradiated surveillance specimens.

같은 경우는 試驗片에서의 ΔRT_{NDT} 가 $42^{\circ}C$ ($75^{\circ}F$)임을 알 수 있다.

b) 노치靱성의 減小

照射前後의 각 材料의 吸收에너지에 관한 遷移溫度曲線으로 부터 upper shelf energy의 減小量을 測定하고 初期值에 대한 百分率을 算出한다. Fig. 32에서는 13.6J(10ft-1b), 즉 11.9% (=10ft-1b/84ft-1b)의 USE의 減小가 있었다.

c) 기타

照射에 의한 強度 및 硬度的 增加 傾向을 照射前·後의 材料에 대한 引張試驗과 硬度試驗의 結果로부터 確認한다.

K_{IC} 試驗을 한 경우에는 測定된 K_{IC} 와 Fig. 10에 주어진 K_{IR} 과 비교하여, Fig. 10의 K_{IR} 을 사용하는 것이 測定된 K_{IC} 를 사용할 때보다 더 安全側이 된다는 것을 證明한다.

3) 監視試驗 結果의 解析

監視試驗으로 부터 얻은 結果는 監視試驗片에 대한 것으로, 爐心帶地域에 사용된 實際 材料에 대한 것은 아니다. 이들 結果와 監視試驗計劃에서 주어진 資料를 利用하여 爐心帶地域內 材料靱성의 減小를 計算하고, 앞으로의 減小 추세도 豫測하여야 한다. 특히 10CFR50, Appendix G에서의 靱성에 관한 要求事項을 만족시키는 期間을 推定할 필요가 있다.

또한, 時間에 따른 靱성의 減小를 豫測할 수

있으므로, 어떤 時點까지 사용할 수 있는, 原子爐의 運轉條件을 制限하는 壓力-溫度 限界曲線 (Pressure-Temperature Limit Curves)을 算出할 수 있다.

以上の 解析을 遂行하는데 사용되는 資料로는 試驗片이 받은 照射量과 이에 따른 試驗片에서의 ΔRT_{NDT} 와 USE의 減小比率 및 監視試驗計劃에서의 先倍率등의 中性子束 分布解析 結果들이 다.

監視試驗片이 받은 照射量을 先倍率로 나누면 爐心帶地域 內壁面에서의 照射量을 구할 수 있고, 다시 中性子束 分布解析結果로부터 1/4 T 및 3/4 T 位置에서의 照射量을 算出 決定한다.

監視試驗結果의 解析에는, 爐心帶地域內 材料에 대한 RT_{NDT} 의 上昇 upper shelf energy의 減小를 구하는 作業과, 캡슐 引出 日程의 再檢討 및 壓力-溫度 限界曲線의 計算등이 包含된다.

i) RT_{NDT} 의 上昇(ΔRT_{NDT})

ΔRT_{NDT} 는 高速中性子($E > 1.0MeV$) 照射量과 材料중의 銅(Cu) 및 磷(P)의 函數로써, 美國原子力規制委員會(U.S. Nuclear Regulatory Commission)의 規制指針書²⁷⁾ (Regulatory Guide)에 ΔRT_{NDT} 를 구하는 節次가 提示되어 있다.

監視試驗片에서의 高速中性子($E \geq 1.0MeV$) 照射量과 ΔRT_{NDT} 에 해당하는 點을 Fig. 33에서 찾은 후, Fig. 33에 그려진 線들과 平行한 直線을 긋는다. 이 線이 그 原子爐에서의 爐心帶地域 材料에 대한 ΔRT_{NDT} 를 推定하는 線이 된다. 中性子束 分布解析에 의하여 1/4T 및 3/4T에서의 照射量을 알고 있으므로 쉽게 ΔRT_{NDT} 를 推定할 수 있다.

만일 監視試驗이 2회 이상 수행되어 믿을 수 있는 두개 이상의 資料가 있다면 이들 사이에서는 全對數方眼紙(logarithmic plot) 위에서의 補間法(interpo-

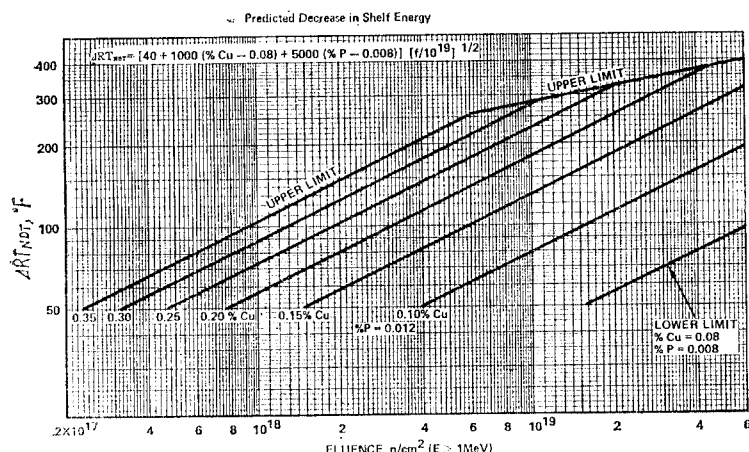


Fig. 33 Predicted shift of reference temperature, ΔRT_{NDT}

◇ 解 說

lation)에 의하여 ΔRT_{NDT} 를 구할 수도 있다.

또한 監視試驗이 수행되기 전, 또는 신뢰할 만한 資料가 없을 경우에 ΔRT_{NDT} 를 推定하려면 Fig. 33과 다음의 Eq. (8)을 사용할 수 있다.

$$\begin{aligned} \Delta RT_{NDT} = & [40 + 1000(\%Cu - 0.08) \\ & + 5000(\%P - 0.008)] \\ & \times [f/10^{19}]^{1/2} \end{aligned} \quad \text{Eq. (8)}$$

여기서,

f = 高速中性子 照射量 (n/cm^2)

$\%Cu$ = 銅의 重量 組成比. 단, $\%Cu \leq 0.08$ 인 경우에는 0.08을 사용한다.

$\%P$ = 磷의 重量 組成比. 단, $\%P \leq 0.008$ 인 경우에는 0.008을 사용한다.

이때 Eq. (8)에 의해 계산된 ΔRT_{NDT} 가 Fig. 33의 上限(upper limit)를 초과하는 경우나 또는, 銅의 含量을 잘 모를 경우에는 해당 照射量에서의 上限의 값으로 ΔRT_{NDT} 를 취한다. 이 Eq. (8)과 Fig. 33는 照射量이 $6 \times 10^{19} n/cm^2$ ($E > 1.0 MeV$) 이하이고 계산된 ΔRT_{NDT} 가 $28^\circ C$ ($50^\circ F$) 이상인 경우에만 사용될 수 있는 것이다.

위의 Eq. (8)과 Fig. 33은 原子爐容器 材料인 SA-533과 SA-508 및 SA-302 SA-336에 대한 것이며, 照射溫度는 原子爐의 正常稼動溫度인 $288^\circ C$ ($550^\circ F$)를 기준으로 한 것이다. $274^\circ C$ ($525^\circ F$) 이하의 溫度에서는 더 큰 照射損傷(irradiation damage)이 $302^\circ C$ ($575^\circ F$) 이상에서는 적은 損傷이 예상되므로 이 溫度 範圍를 벗어나

는 溫度에서는 이들을 使用할 수 없다.

여기서 特記하고 싶은 것은 앞으로 建設하는 原子力發電所에 대해서는 殘餘元素의 組成을 낮은 水準으로 유지하여, 原子爐容器 壽命末期의 1/4 T 位置에서의 RT_{NDT} 가 $93^\circ C$ ($200^\circ F$)를 넘지 않도록 規制하고 있다는 점이다.

ii) USE의 減小

USE의 減小을 推定할 때에는 ΔRT_{NDT} 를 推定할 때 사용했던 節次와 같은 節次를 사용한다. 다만, Fig. 33 대신에 Fig. 34을 사용하고, 磷의 組成은 고려하지 않는다는 점만 다르다.

初期 USE를 알고 있으므로 50ft-1b의 USE로 減小할때의 USE 減小 比率를 계산할 수 있다. 다음에는 Fig. 34에서의 線들과 平行하게 그은 線 위에서 앞의 比率에서의 照射量を 橫軸으로부터 찾을 수 있다. 이 照射량이 몇 EFPY에 해당하는가를 알 수 있게 된다. 이 期間이 10CFR50의 靱性에 관한 要求事項을 만족시키는 期間이다.

iii) 캡슐 引出 日程의 再檢討

監視試驗計劃에서 캡슐을 引出할 日程을 미리 定해 놓은 바가 있다. 그러나, 이 日程은 照射量과 靱性 減小을 推定하여 정한 것으로 監視試驗에 의하여 照射脆化에 대한 實質的인 資料가 얻어졌으므로 캡슐 引出 日程을 再檢討하여 필요하다면 日程을 修正해 주어야 할 것이다.

캡슐 引出 日程을 檢討하거나 또는 새로운 日程을 作成할 때의 基本概念은 ASTM E185-79,¹⁹⁾ 즉 Table 7에 基礎를 두어야 한다.

iv) 壓力-溫度 限界曲線의 再 作成

10CFR50, Appendix A의 Criterion 31에서는 運轉 및 試驗時 RCPB는 非延性 舉動 및 急速한 龜裂 傳播에 의한 破損에 대하여 적절한 安全餘裕를 주어야 한다고 規定하고 있다. 이를 위하여 다음의 4가지 運轉 및 試驗狀態에 있어서의 壓力과 溫度와의 制限條件이 設定될 것이 要求되고

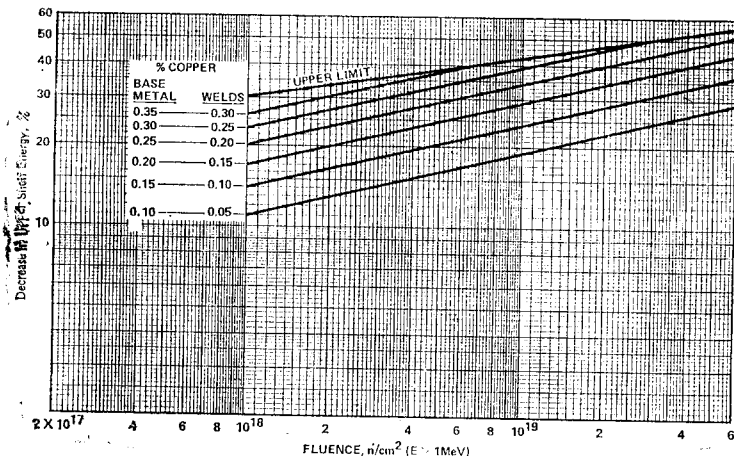


Fig. 34 Predicted decrease in upper shelf energy.

있다.²⁸⁾

- 稼動前檢査시의 水壓試驗 (preservice hydrostatic tests)
- 稼動中檢査시의 水壓試驗 및 漏泄試驗 (in service hydrostatic and leak tests)
- 加熱 및 冷却 運轉 (heatup and cooldown operations)
- 爐心 運轉 (core operations)

稼動前檢査時시의 水壓試驗은 一般 壓力容器 類에 대한 水壓試驗과 같은 것으로, RCPB의 경우는 設計壓力의 1.25배에 設計溫도와 水壓試驗溫度에서의 材料의 許容應力이 差를 補正한 壓力에서 수행된다. 水壓試驗溫度에 관해서는 ASME-III, NB-6000, "Testing"에서 $RT_{NDT} + 33^{\circ}C(60^{\circ}F)$ 이상의 溫度에서 試驗해 줄 것을 요구하고 있다. 그러나, 壓力-溫度 限界條件을 規定한 參考文獻[28]에서는 ASME-III, Appendix G의 非延性破壞 防止條件式인 다음 式으로 주어졌던 Eq.(2)를 사용한 것을 추천하고 있다.

$$\sum K_I < K_{IR}$$

이때 K_{IR} 은 非照射材의 破壞靱性으로 Fig. 10에서 구하는 水壓試驗溫度에 對應하는 값이다.

稼動中檢査시의 水壓試驗은 設計壓力의 약 1.1 배, 漏泄試驗은 運轉壓力에서 수행된다. 이때의 壓力-溫度 限界條件을 算出하는 것은 역시 Eq.(2)의 基本條件式을 이용한다. 이때의 K_{IR} 은 어떤 期間후의 豫測되는 K_{IR} 이다. 즉, 照射脆化를 고려한 RT_{NDT} 로부터 구하여야 한다.

加熱 및 冷却 運轉限界는 Fig. 24에 보이는 바와 같은 過渡條件時의 壓力과 溫도의 相互關係에 制限條件을 加하여 非延性破壞를 防止하기 위한 것이다. 이는 어떤 溫度에서 許容되는 最大壓力를 決定하는 것이다. 이때의 基本條件式도 Eq.(2)로서, K_{IR} 은 稼動中檢査의 水壓試驗때와 같은 값이다.

爐心 運轉이란 爐心이 臨界狀態 (critical)에 있을 때로서, 한층 더 높은 安全性이 要求된다 하겠다. 10CFR 50, Appendix G에서는 이때의 破壞 防止를 위한 條件으로, 다음과 같이 規定하고 있다. 즉, 爐心이 臨界狀態에 있을 때 原

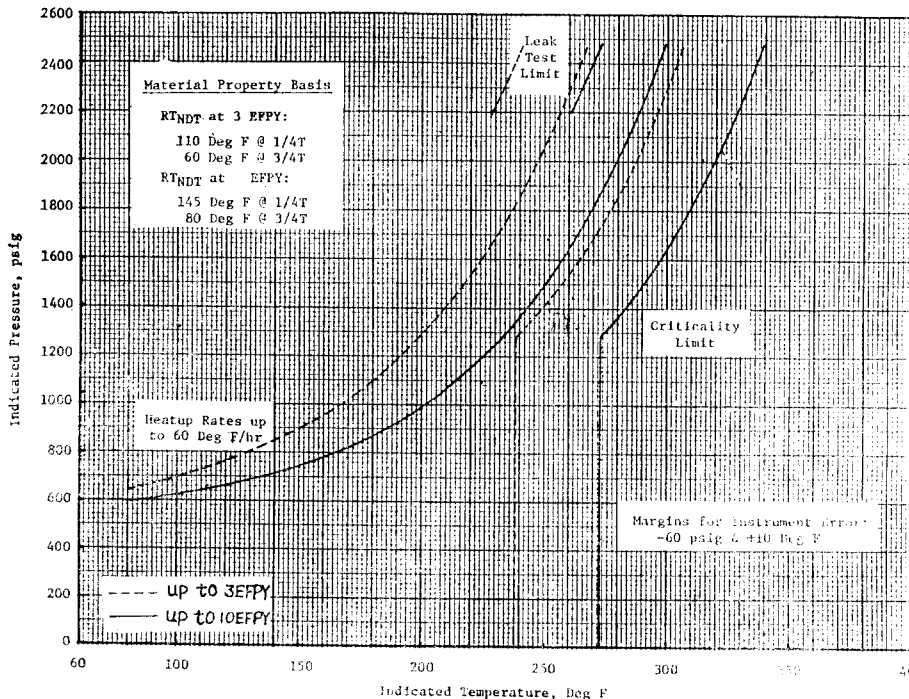


Fig. 33 Example of pressure-temperature limit curves.

◇ 解 說

子爐容器 材料의 溫度는 稼動中檢査시의 系統水壓試驗에서 許容하는 最低溫度보다 낮아서는 안되며, 또한 다른 壓力-溫度 制限條件에서 決定된 溫度보다 22°C (40°F) 이상 높아야 한다.

上記의 運轉狀態에서의 壓力-溫度 限界條件을 나타내는 그래프의 一例가 Fig. 35에 나와 있다.

앞의 4가지 運轉狀態중에서 稼動前 水壓試驗 狀態를 제외한 나머지 3가지 運轉狀態에 대하여는 새로이 壓力-溫度 制限條件을 設定해 주어야 한다. 이것은 高速中性子($E > 1.0 \text{ MeV}$)의 照射에 의하여 RT_{NDT} 가 변하며, K_{IR} 이 Fig. 10에서 보는 바와 같이 RT_{NDT} 에 대한 相對溫度로 주어져 있기 때문이다. 즉, 같은 使用溫度라도 RT_{NDT} 가 변하므로써 K_{IR} 이 크게 달라질 수 있기 때문이다.

Fig. 35은 이들 壓力-溫度 限界曲線이 처음의 點線으로 부터 實線으로 바뀐 一例를 나타낸 것이다.

이들 새로운 限界曲線은 監視試驗 및 解析에 어느 程度의 時間이 所要됨을 감안하여 다음번 監視試驗의 結果가 解析될 때까지 사용될 수 있는 것이어야 한다.

4. 結 言

原子力發電所의 原子爐冷却材 壓力境界의 健全성과 安全性을 確保하기 위하여 法的 要求條件을 設定함에 있어 破壞力學이 어떻게 適用되었는가를 說明하였다. 이를 要約하면 다음과 같다.

1) 壓力境界에 使用되는 材料의 RT_{NDT} 를 定義하였다. 이는 無延性遷移溫도와 같은 概念의 것으로, 앞으로 材料의 破壞靱性은 이 RT_{NDT} 에 대한 相對溫도의 函數로 주어진다.

2) 非延性破壞를 防止하기 위한 設計條件으로서 線形彈性 破壞力學에 根據한 條件式을 引用하였다. 여기서 條件式이란 應力擴大係數의 値이 破壞靱性보다 작아야 한다는 것이다. 壓力境界가 어떠한 條件에서도 이러한 條件式을 滿足한

다는 것을 解析的으로 確認하고 規制當局의 承認을 받아야 한다.

3) 稼動中檢査시에 發見된 缺陷으로 合格水準을 超過하는 것은 破壞力學的으로 解析하여 構造的으로 安全하다는 것을 立證하여야 한다. 이때 缺陷은 原子爐의 稼動과 더불어 成長하므로 壽命期間中 疲勞破壞에 이를 것인지의 與否도 評價하여야 한다. 이때의 疲勞龜裂成長率은 Paris의 power law에 따른다.

4) 高速中性子($E > 1.0 \text{ MeV}$)에 의한 照射脆化를 監視하기 위하여 監視試驗計劃을 事전에 수립하고 이에 따라 監視試驗을 수행하여 照射에 의한 原子爐容器 材料의 破壞靱性의 低下를 評價하여 이를 고려한 충분한 安全餘裕를 갖는 運轉條件 즉, 壓力-溫度 限界曲線을 算出하여야 한다. 이때의 脆化 程度는 ΔRT_{NDT} 와 Upper Shelf Energy의 減小로 나타낸다. 또한, 壓力-溫度 限界曲線은 線形彈性 破壞力學에 입각한 條件式을 利用하여 해당 溫度에서의 壓力을 算出한다.

이상의 法的 要求事項들이 모두 준수된다면 原子力發電所 一次系統 構造物의 非延性破壞에 대한 安全性은 충분히 確保될 것이다.

參 考 文 獻

16. Steele, L.E., "Neutron Irradiation Embrittlement of Reactor Pressure Vessel Steels", IAEA Technical Report Series No. 163, the International Atomic Energy Agency, 1975
17. Hawthorne, J.R., "Demonstration of Improved Radiation Embrittlement Resistance of A533B Steel Through Control of Selected Residual Elements", ASTM STP 484, the American Society for Testing and Materials, Jun., 1970, pp. 96-127.
18. Steele, L.E., and Serpan, C.Z., Jr., "Analysis of Reactor Vessel Radiation Effects Surveillance Programs", ASTM STP 481, the American Society for Testing and Materials, Dec., 1970.
19. "Standard Practice for Conducting Surveilla-

- nce Tests for Light-Water Cooled Nuclear Power Reactor Vessels", ASTM E 185-79, the American Society for Testing and Materials, 1979.
20. Soltesz, R.G., et. al, "Nuclear Rocket Shielding Methods, Modification, Updating, and Input Data Preparation, Volume 5-Two-Dimensional Discrete Ordinates Technique", WANL-PR-(LL) 034, Aug., 1970.
 21. Steele, L.E., Nuclear Material, Vol. 16, 1970, pp. 270.
 22. "Standard Method of Test for Plane-Strain Fracture Toughness of Metallic Materials", ASTM E399-74, the American Society for Testing and Materials, 1975.
 23. Knott, J.F., "Fundamentals of Fracture Mechanics", Butterworth, London, 1973, pp. 145.
 24. Mager, T.R., and Buchalet C., "Experimental Verification of Lower Bound K_{Ic} Values Utilizing the Equivalent Energy Concept", ASTM STP 536, the American Society for Testing and Materials, Aug., 1973, pp. 281-296.
 25. Clarke, G.A., and Landes, J.D., "Evaluation of the J-Integral for the Compact Specimen", Journal of Testing and Evaluation, Vol. 7, No. 5, Sep., 1979, pp. 264-269.
 26. McCabe, D.E., "Fracture Toughness Evaluation by R-Curve Methods", ASTM STP 527, the American Society for Testing and Materials, Apr., 1973.
 27. "Effects of Residual Elements on Predicted Radiation Damage to Reactor Vessel Materials", Regulatory Guide 1. 99, Revision 1, the United States Nuclear Regulatory Commission, Apr., 1977.
 28. "Pressure-Temperature Limits", Section 53.2 of Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plant, NUREG-75/087, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Sep., 1975.



(20 페이지에서 계속)

- 53) J.L. Rudd, Part-Through Crack Growth Predictions Using Compact Tension Crack Growth Rate Data, ASTM STP687, pp. 96~112, 1979.
- 54) C.M. Hudson and P.E. Lewis, NASA-Langley Research Center's Participation in a Round-Robin Comparison Between Some Current Crack Propagation Prediction Methods, ASTM STP 687, pp. 113~128, 1979.
- 55) J.B. Chang, Assessment of the Sensitivity of Crack Growth Rate Constants to Predictive Accuracy of Part-Through Crack Fatigue Life Predictions, ASTM STP 687, pp. 156~167, 1979.