

《해설》

CANDU Pressure Tube의 문제점과 월성 3호기 Pressure Tube의 건전성 확보

지 세 환 · 최 순 필

한국에너지연구소 · 원자로재료연구소

(1987. 2. 23 접수)

1. 머리 글

월성 원자력 3호기는 현재 국내에는 유일한 600MWe CANDU-PHWR로서 83년 4월 상업발전을 개시한 이래 높은 가동률을 유지하며 운전중이다. 특히 85년 4월부터 86년 3월까지 설비이용률은 98.4%로서 자유세계 원자력발전소 277기중 1위를 차지하는 경이적인 기록을 수립함으로써 다시한번 국내 관련 운전요원의 자질과 함께 On-Power Refuelling 등 CANDU-PHWR의 독특한 System의 우수성을 확인하게 되었다.¹⁾

그러나 PWR과 비교하여 볼 때 CANDU-PHWR가 많은 장점을 가지고 있음에도 불구하고 1983년 8월 Canada Pickering Unit-2, G-16 Pressure Tube 및 1986년 3월 Bruce Unit-2, No. 6 Pressure Tube의 파손사고에서 다시 한번 확인되었듯이 PWR에서와 같이 1차 압력경계의 건전성을 유지하는 것은 CANDU-PHWR의 안전성 확보문제와 관련 매우 중요한 과제라고 할 수 있다.

CANDU일차 압력경계중에서도 Pressure Tube는 기능상 PWR의 Reactor Vessel에 해당하는 매우 중요한 부품으로서 전 수명기간동안 Pressure Tube는 파괴에 대한 위협으로부터 건전성을 확보 유지하여야만 한다. 특히 Table. 1의 예에서 보듯이 Life Time Incapability에 미치는 Pressure Tube관련 사고의 영향은 매우 크므로 안전성 문제와 함께 경제적인 측면에서도 Pressure Tube의 건전성은 확보유지되어야만 한다.

그러나 Pressure Tube는 가동중 원자로 환경에서 고속중성자에 조사되어 기계적 성질의 변화를 가져오는 한편 내압 및 핵연료, 냉각재의 중량등으로 인하여 늘어나거나(Elongation) 처지는(Sagging) 등 체적변화(Dimensional Change)를 일으키게 되며 고온 중수냉각재에 접촉, 부식 되어 Oxide와 Hydride를 형성케 되는 등 가동시간이 증가함에 따라 Pressure Tube의 건

Table 1. Life Time Incapability of Pickering NGS-A and Bruce-A to Dec. 31, 1983⁵⁾

Cause of incapability	Pickering NGS-A 4 Unit, 45.6 Unit Years (Incapability%)	Bruce NGS-A 4 Unit, 23.5 Unit Years (Incapability%)
On Power Fuelling	0.7	0.7
Fuel	0.1	0.0
Heat Transport Pumps	0.2	0.5
Pressure Tube	5.3	1.4
Boilers	0.3	2.0
Turbine & Generators	6.8	5.0
Instrumentation & Control	0.7	1.5
Heat Exchangers	1.1	0.1
Valves	0.4	0.2
Other	3.9	3.0

전성을 위협하는 요인이 증가하게 된다.

따라서 이러한 위협으로부터 Pressure Tube의 파손을 방지하기 위한 노력은 안전성 확보측면에서 가장 중요한 과제로 대두되는 것이다. 본고에서는 이와같은 견지에서 지금까지의 CANDU Pressure Tube 파손 사례를 분석하고 아울러 Pressure Tube 건전성에 미치는 재료 및 환경의 영향을 검토함으로써 CANDU 부품 가운데에서도 가장 중요한 Pressure Tube의 건전성 확보 대책을 수립 제시코자 하였다.

2. 본 론

2.1 Pressure Tube

CANDU-PHWR은 연료로서 천연우라늄을, 냉각재 및 감속재로써 중수를 사용하며 고온 고압의 중수냉각재에 대하여 압력용기의 기능을 갖는 Pressure Tube는 냉각재온도 540°K-583°K, 냉각재압력 -11MPa 그리고 고속중성자속(Fast Neutron Flux)- $3 \times 10^{19} \text{ n.m.}^{-2}\text{s}^{-1}$

인 조건에서 운전된다.

Pressure Tube는 지금까지 낮은 열중성자 포획단면적(Thermal Neutron Capture Cross Section)과 함께 적절한 고온강도, 내산화성을 갖는 Zirconium 합금으로 제작되어 왔는데 1983년 8월 Pickering Unit-2 사고 이후 Unit 1, 2의 Zircaloy-2 Pressure Tube를 모두 Zr-2.5%Nb 재료 교체함에 따라 현재는 27% 냉간가공된 Zr-2.5%Nb 압력관이 CANDU-PHWR의 표준압력관으로 채택되고 있다.

Pressure Tube의 설계기준은 비록 ASME Pressure Vessel Code, Section III가 Zirconium Alloy를 포함시키고 있지 않지만 이 Code에 따르고 있다.

가동온도에서 최대 설계응력(Maximum Design Stress)에 대한 제한은 U.T.S(Ultimate Tensile Strength)의 1/3 혹은 0.2% Yield Strength의 2/3로 주어지는데 Zirconium 합금의 경우에는 U.T.S의 1/3이 최대 설계응력에 대한 제한치로 주어진다.²⁾

Zr-2.5%Nb재의 300°C(572°F)에서의 최저인장강도(Minimum Tensile Strength)는 479MPa(69,500psi)이다. Pressure Tube는 설치후 냉각재에 대한 내부식성을 향상시키기 위하여 Hot Conditioning단계에서 보호피막을 형성시키게 된다.

현재 Zr-2.5%Nb Pressure Tube의 두께는 부식에 대한 여유 0.102mm(0.004 inch, 내측) 및 0.038mm(0.0015inch, 외측)을 포함하여 최저 4.19mm(0.165 inch)로 설계되어 있다.³⁾

Pressure Tube를 포함한 Fuel Channel Assembly의 대략적인 모습은 Fig. 1과 같다.

2.2 Pressure Tube Failure Accident

Table. 2는 지금까지의 주요 Pressure Tube 사고를

Table 2. Summary of Pressure Tube Failure Accidents

원자로 명	사고발생일	재 료	비 고
Pickering Unit 3, 4	1974, 8월 1975, 5월 및 10월	Zr-2.5%Nb	Roll Joint Area D.H.C
Pickering Unit 2	1983, 8월	Zircaloy-2	Blister Formation
Bruce Unit 2	1986, 3월	Zr-2.5%Nb	Manufacturing flaw D.H.C

정리한 것이다. 지금까지의 사고를 살펴보면 1983년 8월 Pickering Unit-2의 G-16과 1986년 3월 Bruce Unit-2의 No. 6 Pressure Tube Failure를 제외하고는 모두 Roll Joint Area에서의 D.H.C(Delayed Hydride Cracking)에 의한 사고였다.

1974년 Pickering Unit-3 사고이후 Roll Joint Area에서의 D.H.C에 관한 연구가 집중적으로 시작되었는데 사고원인은 부적절한 Pressure Tube 설치방법에 의한 과도한 잔류응력이 그 원인으로 밝혀졌다.⁴⁾

한편 1983년 8월 Pickering Unit-2에서의 G-16 Pressure Tube 사고는 지금까지의 Leak-Before-Break 개념을 완전히 벗어난 Catastrophic Brittle Failure였으며, 이 사고는 CANDU를 소유한 나라들에 큰 충격을 주었다.

사고는 Garter Spring 이동에 따라 Pressure Tube와 Calandria Tube가 접촉함으로써 취약한 Blister가 형성된 것이 원인이었다.⁵⁾ 이 사고직후 Pickering Unit-1 & 2의 Zircaloy-2 Pressure Tube는 모두 Zr-2.5%Nb 재료 교체되었다.

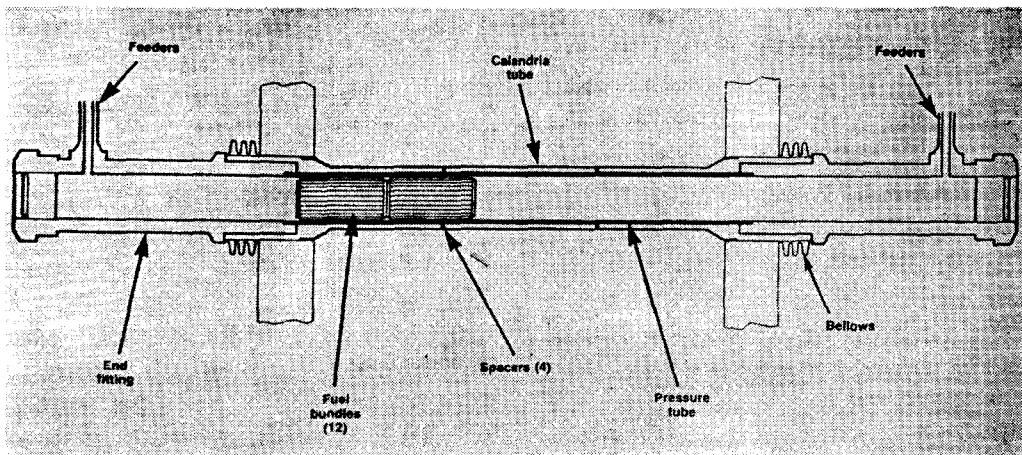


Fig. 1. Simplified Description of a Fuel Channel⁵⁾

지금까지의 사고유형과 원인을 분석하여 보면 크게 Roll Joint Area에서의 D.H.C에 의한 사고와 G-16 Type Failure로 나눌 수 있는데 이 두가지 형태의 사고를 좀 더 자세하게 살펴보기로 한다.

2.2.1 Roll Joint Area에서의 D.H.C에 의한 사고⁴⁾

1974년 8월 10일 정기검사를 마친후 운전에 들어간 Pickering Unit-3에 대한 일상적인 검사시 Annulus Gas System에서 Feul Channel로부터의 증수누설이 확인되었다.

이어 계속된 Pickering Unit-3 전 Pressur Tube(390 개)에 대한 검사에서 17개의 Pressure Tube Roll Joint Area에서 역시 균열이 발견되었는데 이는 부적절한 Pressure Tube 설치방법(Poor Roll Jointing)에 의한 균열생성 및 이에 따른 과도한 인장잔류응력이 그 원인으로 밝혀졌다.

한편 1986년 3월 Bruce-2 압력관 사고에 관한 자료 분석에 의하면 이 사고는 Pressure Tube 제조시의 결합(Lap type defect)으로 부터 D.H.C에 의하여 균열이 성장(길이 약 77mm), 이 균열이 Cold Shutdown 상태

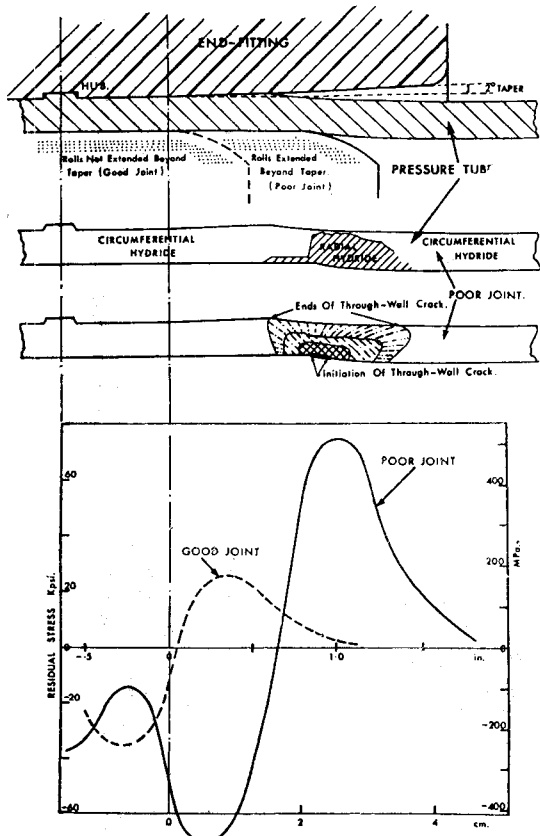


Fig. 2. Residual Stress Relative to Roll Jointing Method⁴⁾

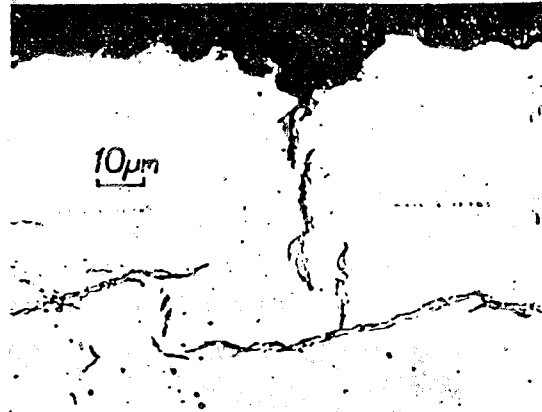


Fig. 3. Delayed Hydride Crack in Zircaloy Developing from Small Crack Surface¹⁵⁾

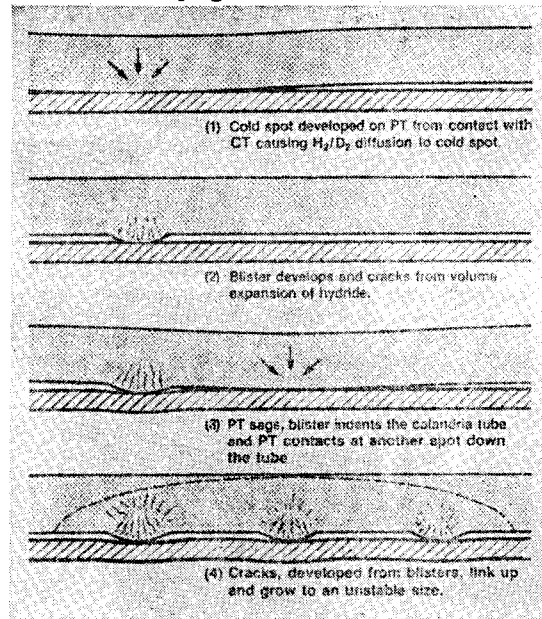


Fig. 4. Probable Sequence of Crack Development from Pressure Tube Calandria Contact⁵⁾

에서 약 8.4MPa로 가압시 Critical Crack Length(C.C.L)에 도달함으로써 파괴(rupture)를 일으킨 것으로 나타났다.

1974년 사고당시 Bruce-2 Pressure Tube는 이미 부적절한 Pressure Tube 설치방법에 의해 설치가 완료된 상태이었으므로 차선책으로 열처리방법(500°C에서 30분)에 의하여 잔류응력을 감소시키는 방법을 채택하였다. (실험에 의하면 500°C에서 30분간 열처리하던 잔류응력은 170MPa(25,000 psi) 이하로 낮출수 있음이 밝혀졌다.)

사고원인 규명을 위한 실험에 의하면 정상적인 Roll Jointing Area에서의 인장잔류응력(Residual Transverse

Tensile Stress)은 내벽에서 통상 145—170MPa(20,000—25,000psi)이나 균열이 발견된 부적절한 Roll Jointing Area에서는 무려 340MPa(50,000psi) 이상되는 응력이 발생되었음을 확인할 수 있었다.

Fig. 2는 Pressure Tube와 End-Fitting과의 Roll Jointing시 Roller의 Pressure Tube 및 End-Fitting에 대한 상대적 위치에 따라 생성되는 잔류응력을 보여주는것으로서 균열위치와 잔류응력이 최고인 위치가 일치함을 볼 수 있다. 조사결과 밝혀진 누설경위는 다

음과 같다.

1) 부적절한 Roll Jointing 방법에 의한 과도한 인장 잔류응력 발생

2) 인장잔류응력 발생위치에로의 수소이동 및 석출. 취약한 Hydride형성

3) 과도한 응력에 의한 Hydride 파괴

4) 상기 2), 3) 과정이 반복하면서 균열성장. 누설

Fig. 3은 균열선단에 형성된 Hydride를 보여주는 것으로서 이와같은 Hydride의 형성 및 파괴의 과정은 재

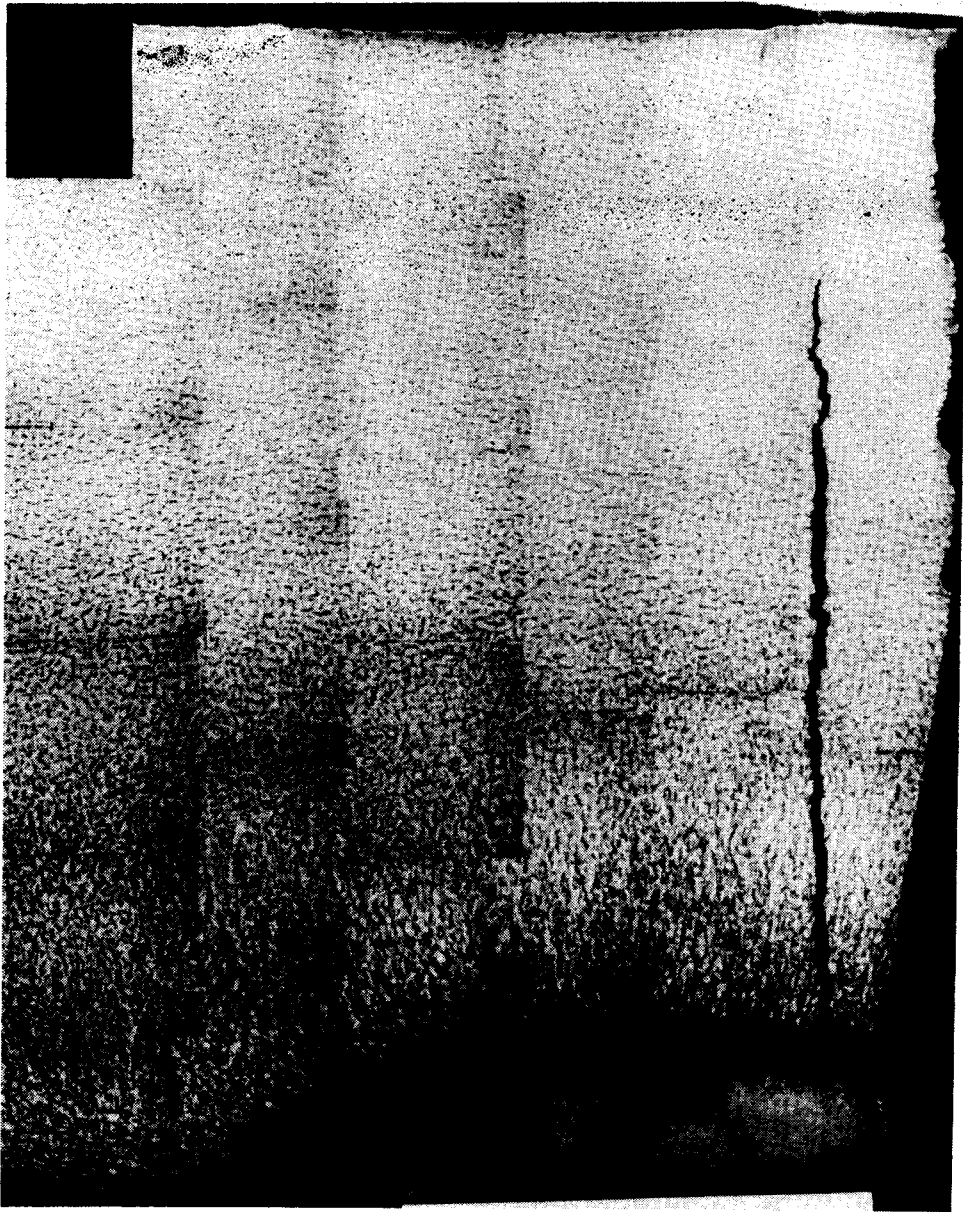


Fig. 5. Crack Development from a Blister

료내 수소농도, 온도, 응력 및 Texture 등에 영향을 받게 된다.

2.2.2 Pickering-2, G-16 Type Pressure Tube Failure Accident

1974년 및 1986년의 Pickering 3/4, Bruce 2의 사고는 Leak-Before-Break 개념이 적용된 Zr-2.5%Nb재 Pressure Tube의 Roll Joint Area에서의 사고인 반면 1983.8.1 Pickering Unit-2, G-16은 Zircaloy-2 재로서 길이 6.1m의 Pressure Tube가운데 2m가 순식간에 깨어진 점에서 지금까지와는 전혀 다른 파괴거동을 보였다. 사고이후 AECL에서 수행된 원인규명 조사에 따르면 파괴는 Fig. 4와 같이 Garter Spring의 이동과 이에 따른 Pressure Tube의 Sagging에 의하여 Pressure Tube와 Calandria Tube가 접촉, Blister가 형성됨으로서 발생한것으로 밝혀졌다. 사고에 관한사항을 요약하면 다음과 같다.

1) Terminal Solid Solubility를 초과한 과도한 Deuterium 흡수(냉각제에 의한 부식반응결과로 생성된 Deuterium)

2) Calandria Tube와의 접촉에 의한 온도구배 형성 및 이에 따른 Deuterium의 이동

3) 접촉위치에서의 Blister 형성 및 이에 따른 응력 집중결합의 생성

4) D.H.C에 의한 균열 성장

5) 여러 접촉위치에서 형성, 성장한 균열의 연결. 파괴.

Fig. 5는 Blister로부터 성장한 균열모습을 보여준다.

2.3 Pressure Tube의 건전성에 미치는 주요 인자

2.2에서 설명한 2가지의 파손 형태와 관련하여 Pressure Tube의 가동중 건전성에 미치는 제 요인을 분석하여 보면 크게 재료자체 요인과 노내환경요인으로 나눌수 있고 이러한 요인에 의하여 나타나는 주요 현상으로는 Hydride와 Blister의 형성, Creep 및 Growth에 의한 Elongation, Sagging을 들 수 있다.

재료에 관계되는 사항에는 Pressure Tube 재료자체의 제반 금속학적특성 즉 결정구조, 조직, Texture, 화학성분 등이, 환경요인으로는 온도, 수질환경, 중성자속 및 에너지, 하중형태 및 응력 등이 포함된다.

이들가운데 특히 주요한 요인 및 현상에 대하여 다음에 간략하게 설명하기로 한다.

2.3.1 재료 및 가공에 따른 요인

1983년 8월의 G-16 사고이후 Pickering Unit-1, 2의 Pressure Tube를 Zr-2.5%Nb재로 바꿈에 따라 현재 Zr-2.5%Nb재 Pressure Tube는 CANDU의 표준 Pressure Tube로 사용되고 있다. Zr-2.5%Nb은 2상조

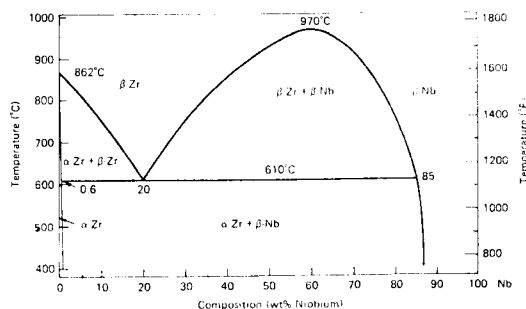


Fig. 6. The Zirconium-Niobium Phase Diagram Determined by Lundin and Cox²⁾

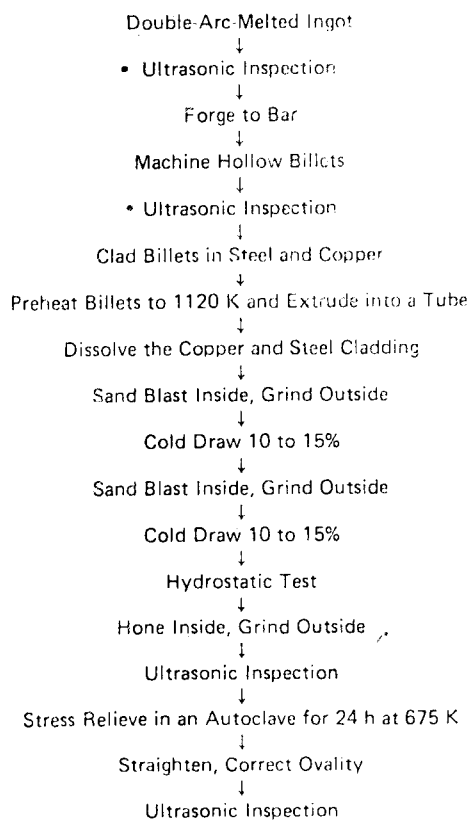


Fig. 7. The Fabrication Route of Cold-Worked Zr-2.5%Nb Pressure Tube²⁾

적으로서 Fig. 6에 보는바와 같이 875°K이하에서 α -Zr은 C.P.H 구조로서 약 0.6%의 Nb을 고용하게 되며 나머지 1.9% Nb은 B.C.C 구조의 β 상내에 존재하게 된다.

Pressure Tube의 제조과정은 Fig. 7과 같이 Ingot를 1120°K에서 Tube 형태로 Extrusion 한 후 다시 최종크기로 냉간인발(Cold Drawing)하여 제작한다. Hydride의 형성 및 Pressure Tube의 Elongation, Sagging 등과 관련하여 Zr-2.5%Nb재의 금속학적 특성 가운데 가동

중 Pressure tube의 진정성에 미치는 영향이 큰것으로 는 수소흡수와 가공에 따른 선택방위의 형성이 있다.

2.3.1.1 수소흡수(Hydrogen Absorption)⁵⁾⁶⁾

가동중 Pressure Tube 재료는 냉각재와 반응, Fig. 8 에서와 같이 부식반응을 일으켜 그 결과 생성된 수소의 일부는 금속내부로 흡수되어 수소농도를 증가시키 게 되며 마침내 취약한 Hydride를 형성케된다. 부식반 응결과 생성되는 중 Deuterium 가운데 재료내로 흡수 되는 양(Percentage Pick Up)은 기 형성된 산화막 두께 (Oxide Thickness), 수질화학(Water Chemistry) 및 재료에 따라 다르다.

이와 관련한 주요 사항을 정리하면 다음과 같다.

1) CANDU의 환원수질화학 분위기에서 Oxide Thickness 20Micron이하의 얇은 산화층의 경우 Zr-2.5% Nb의 Percentage Pick Up은 5%이하인 반면 Zircaloy-2 는 30-50%이다.

2) 이와같은 차이는 재료내에 존재하는 제 2상 석출 물(Second Phase Intermetallic Particle)에 그 원인이 있다. 제 2상 석출물은 수소이온의 Cathodic Reaction

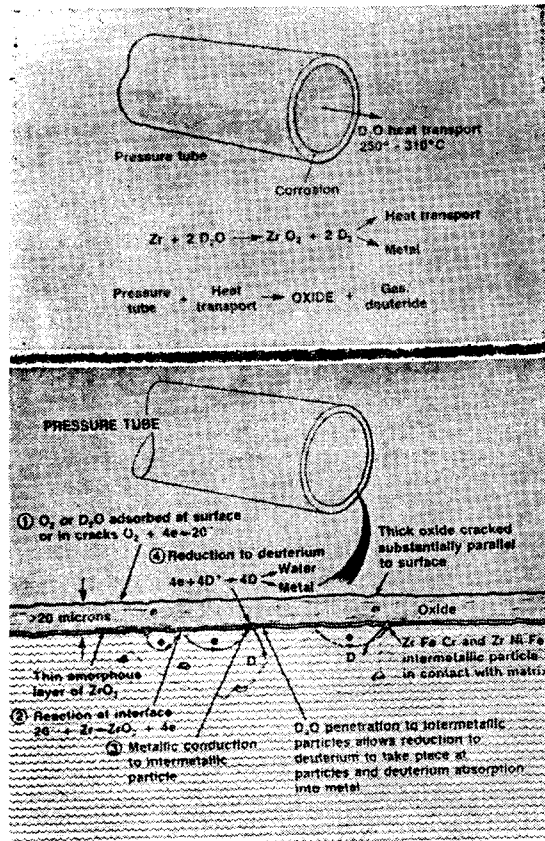


Fig. 8. Corrosion Behavior and Hydrogen Adsorption of Pressure Tube⁵⁾

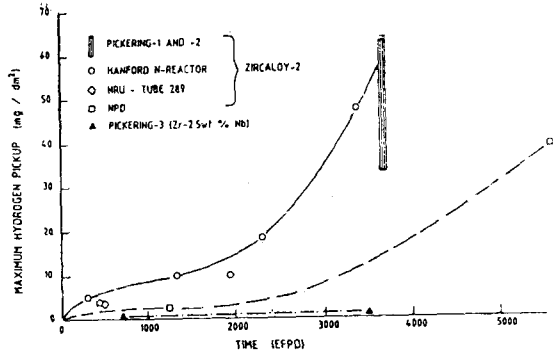


Fig. 9. Hydriding of Zirconium Alloy Pressure Tubes in Reactor¹⁶⁾

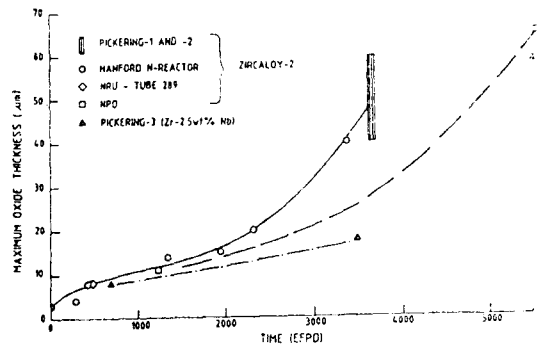


Fig. 10. Corrosion of Zirconium Alloy Pressure Tubes in Reactor¹⁶⁾

($H^+ + e^- = H$) 장소로서 작용하여 H_2 를 분해, 원자상태의 $2H$ 로 되는 반응을 촉진 시켜 결과적으로 금속의 수소흡수량을 증가시킨다.

3) Zr-2.5%Nb은 Zircaloy-2에 비하여 이러한 제 2상 석출물이 없기 때문에 Percentage Pick Up량이 매우 적다(Fig. 9).

4) Thick Oxide(>50Micron)의 경우 Zircaloy-2의 Percentage Pick Up은 Oxide 내의 Pore의 영향으로 50% 이상이 된다. 또한 Zircaloy-2는 Oxide 성장량과 Percentage Pick Up이 유사한 경향을 보이는데 가동중 Oxide Thickness가 일단 15-20Micron에 도달하면 그 후 부식물은 가속화 경향을 보인다(Fig. 10).

한편 Zr-2.5%Nb은 현재까지의 제한된 자료에 의하면 전 수명기간중(30년) Oxide Thickness가 20Micron을 넘지 않을것으로 예측되며 실사 20Micron에 도달한다 하여도 부식 가속화 경향이나 Percentage Pick Up량의 증가 경향을 보이지 않을것으로 기대된다(Fig. 11).

5) 그러나 만약 Zr-2.5%Nb이 가속화 경향을 보인다면 이 경우에도 Oxide Thickness와 수소농도는 각각 100Micron과 45PPM은 넘지 않을것으로 판단된다(Fig. 11).

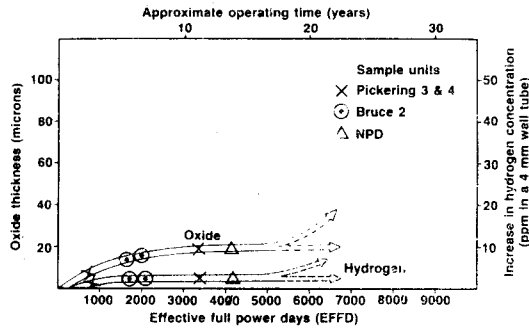


Fig. 11. The Corrosion and Hydrogen Concentration Increase in Zr-2.5%Nb Pressure Tubes after Reactor Service⁵⁾

2. 3. 1. 2 Texture/Hydride/Hydride Reorientation

Pressure Tube의 산화와 이에 따른 수소흡수가 문제 되는 이유는 궁극적으로 취약한 Radial-Axial 방향의 Zr-Hydride의 형성 및 이에 따른 재료의 기계적 성질의 열화(Embrittlement) 현상 때문이다. Hydride는 가동온도에서의 고용한(Solubility Limit, Fig.12)을 넘는 과도한 수소흡수 혹은 Shut Down시와 같이 온도 저하시 형성되는데 이때 석출되는 Hydride의 Orientation은 Pressure Tube제조시의 가공(Hot Extrusion)에 따라 형성된 선택방위 그리고 Hydrogen이 Solid Zr-Hydride로 석출될때 작용하는 응력의 방향, 크기 및 종류에 좌우된다(Fig. 13).⁵⁾ 다른 영향을 모두 배제하고 단지

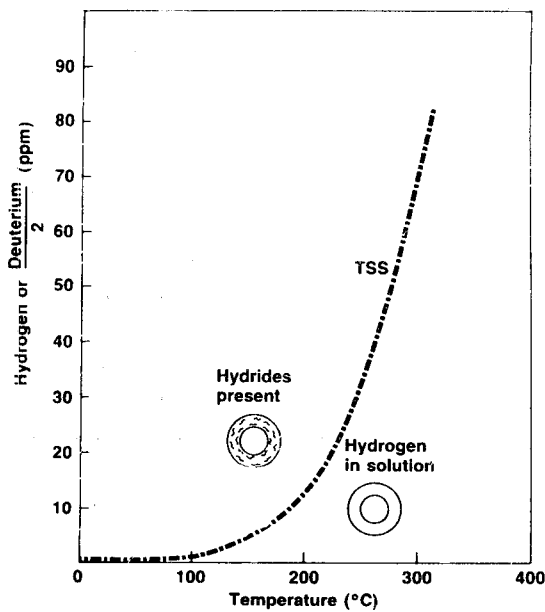
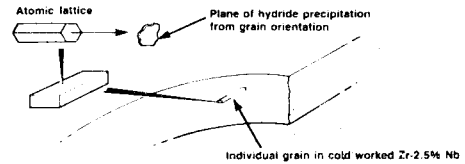
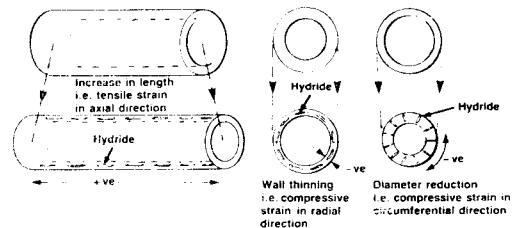


Fig. 12. Solubility of Hydrogen in Zirconium Alloys⁵⁾

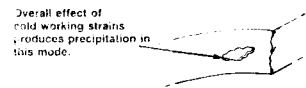
(a) TEXTURE or GRAIN ORIENTATION INFLUENCE



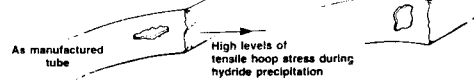
(b) INFLUENCE OF COLD REDUCTION STRAINS



Hydrides precipitate parallel to prior tensile strain
Hydrides precipitate perpendicular to prior compressive strain



(c) INFLUENCE OF STRESS



Hydrides tend to precipitate perpendicular to applied tensile stress and parallel to applied compressive stress

Fig. 13. Hydride Orientation in Zr-Alloy Pressure Tube⁵⁾

Texture만 고려하여 본다면 C.P.H인 Zr-Alloy의 경우 Hydride가 석출하는 Habit Plane은 Basal Plane에 거의 평행한(14.7Deg) {101̄7} Plane으로 알려져 있으며 Pressure Tube의 경우, Fig. 14에서와 같이, 대부분의 Basal Pole Normal은 원주방향(Circumferential Direction)으로 집중되어 있다.⁷⁾ 따라서 온도 저하에 따라 Hydride가 석출될때 내압에 의한 Circumferential Tensile Hoop Stress가 작용하게되면 이 Stress가 Habit Plane에서의 Hydride핵 형성에 필요한 Free Energy를 감소시킴으로써 냉간가공시 변형에 의해 Tube Surface에 평행하게 형성되어있던 Hydride를 Radial-Axial 방향으로 재배치(Reorientation)시켜 Pressure Tube의 파괴에 대한 저항성을 크게 감소시키게된다(Fig. 15).⁸⁾ 따라서 Pressure Tube 제조시에는 Basal Pole Normal이 Circumferential Direction으로 되지 않게 가공방법을 개선하는것이 요청되는 것이다.

Table. 3은 Zircaloy-2 및 Zr-2.5%Nb 재료 내에서 Hydride가 재배치 하는데 필요한 Hoop Stress 및

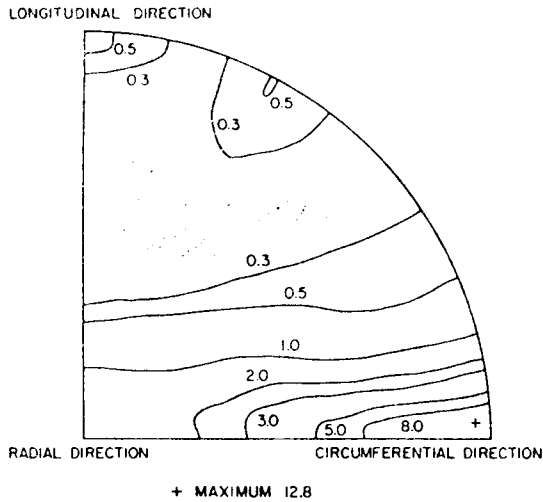


Fig. 14. Basal pole Figure for Cold-Worked Zr-2.5%Nb Pressure Tube⁷⁾

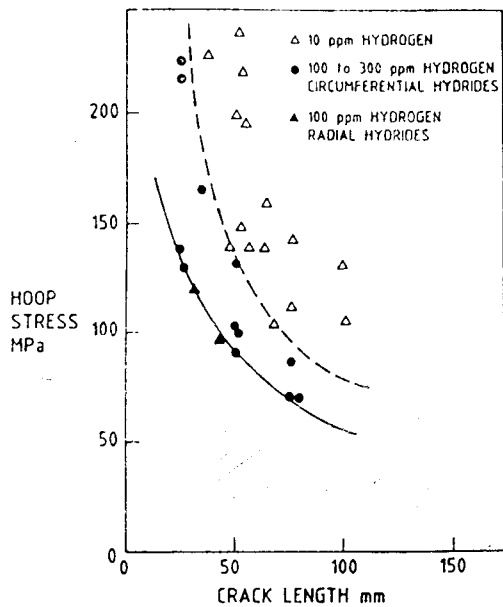


Fig. 15. Reduction in Fracture Toughness of Zr-2.5%Nb Tube by Radial Hydrides at Room Temperature¹⁵⁾

Pressure Tube 가동 응력을 정리한 것으로써 Zr-2.5% Nb의 경우 Hydride 재배치에 필요한 응력은 가동압력에 의한 응력 보다 40% 큼을 알 수 있다. 따라서 Zircaloy-2의 경우에는 Radial-Axial Hydride가 문제되나 Zr-2.5%Nb의 경우에는 문제되지 않음을 알 수 있다.

2.3.2 Creep/Growth

Zr-Hydride와 함께 Pressure Tube의 노내전전성을

Table 3. Stress to Reorient Hydrides in Cold Worked Zr-Alloy Pressure Tubes⁵⁾

	Hoop stress to produce Radial-Axial hydride Precipitation(MPa)	Operating stress
Zircaloy-2	80~100	95(Pickering-1,2)
Zr-2.5%Nb	180~220	130

위협하는 또 다른 하나는 중성자 조사 및 온도, 압력 (내압, 핵연료 중량, Pressure Tube 자체중량, 냉각재 중량 등)에 의한 Creep과 Growth이다.

Pressure Tube의 Creep과 Growth에 기여하는 재료의 금속학적 요인과 원자로 환경 가운데에서도 가장 중요한것은 격자구조와 중성자 조사에 의한 "가속화"현상이다. Zr-Alloy는 통상 사용온도(~300°C)에서 C.P. H구조를 가지며 따라서 Creep, Growth 등의 기계적 특성 파악에는 이방성(Anisotropy)을 고려하여야 한다. 외부응력이 없는 상태에서 중성자 조사에 의한 Zr-Alloy의 조사성장(Irradiation Growth)은 바로 이러한 이방성에 기인하는 특징적인 현상이라 할 수 있다. 한편 중성자 조사없이 어느 온도하에서 응력에 의한 체적변화를 Thermal Creep이라하는데 원자로 가동 압력(-10 MPa)정도에서는 그 양이 무시할 만큼 적으나 중성자에 조사되면 더 많은 격자결함이 형성하게되고 이동 또한 가속화되어 Thermal Creep보다 매우 큰 체적변화를 일으키게 된다.⁵⁾ 노내환경에서 Pressure Tube는 이와같이 Thermal Creep, Neutron Enhanced Creep, Irradiation Growth에 의하여 Fig. 16과 같은 체적변화를 일으키게 된다.

체적변화는 그림과 같이 길이방향으로 늘어나는것(Elongation)과 처지는것(Sagging)으로 나눌수 있는데 Elongation은 Journal Ring이 Bearing Sleeve를 벗어 나게 하거나 Feeder Pipe에 변형을 가져옴으로써, 그리고 Sagging은 Garter Spring의 이동에 따른 Calandria와의 접촉에 의하여 Blister를 형성하거나 최악의 경우 Calandria Tube가 Reactor Control Mechanism과 접촉하게 하고 나아가 핵연료 다발의 Pressure Tube 내 이동을 방해함으로써 Pressure Tube 자체의 건전성은 물론 원자로 전반에 대하여 중대한 문제를 야기시키게 된다.⁹⁾

Irradiation Induced Creep과 Growth 현상이 현재 Pressure Tube의 수명을 결정짓는 한 요인으로 고려되는것도 바로 이러한 이유 때문이다.

Pressure Tube제조시 생성된 격자결함과 함께 중성자 조사에 의하여 형성되는 결함(Dislocation, Vacancy 등)이 가동중 온도 및 응력에 의하여 이동함으로써 나

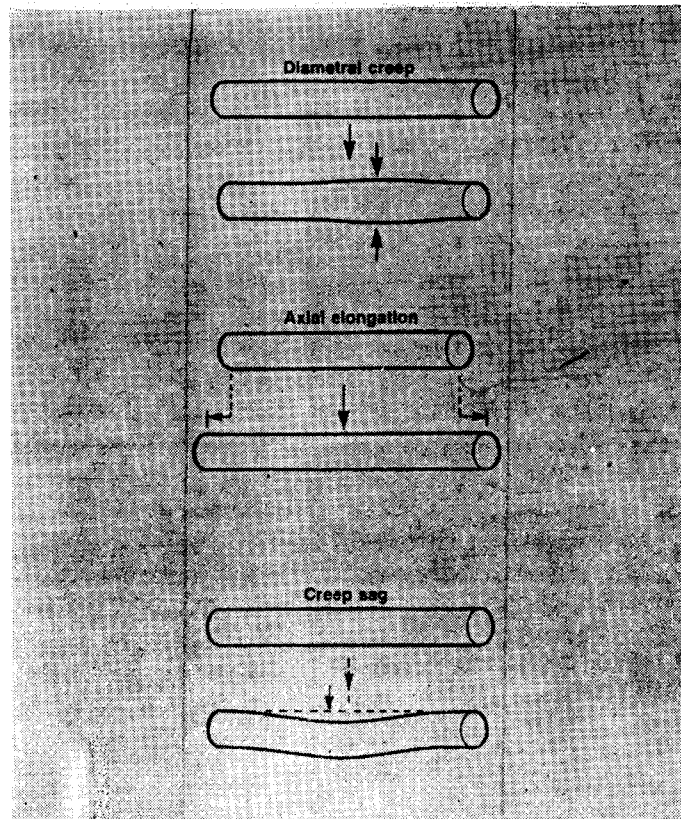


Fig. 16. Dimensional Changes in Pressure Tube⁹⁾

타나는 이와같은 채적변화에 미치는 요인으로서 이미 언급한 격자구조와 중성자 조사 이외에 냉간가공량, Texture 등이 있다.¹⁰⁾

A.R. Causey¹¹⁾에 의하면 Pressure Tube의 Elongation에 미치는 Creep 및 Growth의 영향은 각각 25—35% 및 65—75% 그리고 Sagging은 100% Creep량에 좌우되는 것으로 밝혀졌는데 Pickering unit-3, 4의 Zr-2.5% Nb Pressure Tube의 Elongation을 6년간 측정, 분석한 자료에 의하면 평균 1년에 약 3.9mm 늘어났으므로 밝혀졌다.¹²⁾ A.R. Causey의 가동시간 및 Neutron Flux에 따른 Pickering Unit-3, 4 Pressure Tube의 Elongation에 관한 자료를 Fig. 17 및 18에 보였다. 이와 관련한 최근의 측정결과 또한 매우 유사한 경향을 보이고 있는데 1985년 11월 Canada의 Oakville에서 개최된 Fuel Channel Technology Seminar에서 발표된 자료에 의하면 가동한지 약 10년(-450 Gwh)이 지난 1984년 현재 Elongation은 약 40mm(Pickering Unit-4), Sagging은 20—30mm(Pickering Unit-3) 정도인 것으로 나타났다.

한편 조사환경하에서 재료의 Creep 및 Growth 특성

을 장기간 파악하는 어려움은 이들 자료에 대한 오차 범위가 약 $\pm 25\%$ 라는 점에서도 알수있듯이 시험시설 및 경비 상의 제약이 커 현재까지도 관련자료가 부족한 상태에 있다. (Canada CRNL의 Filderis에 의하면

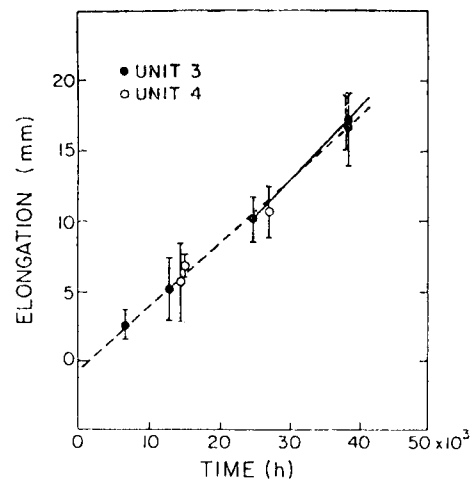


Fig. 17. Mean Elongation of High Flux Tubes from Pickering Unit 3 and 4¹²⁾

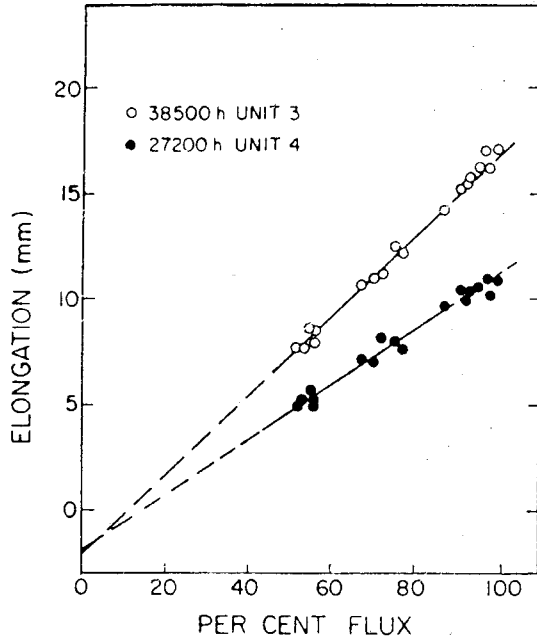


Fig. 18. Mean Elongation of Tubes as a Function of Flux for Pickering Unit 3 and 4¹²⁾

In-Reactor Test를 위한 Irradiation Capsule 한개 제작비만 약 20,000 \$ 정도 소요된다고 함) 그러나 Pressure Tube의 건전성과 관련하여 노내체적 변화를 감시하는 것은 중요한 일이므로 앞으로 이에 관한 연구는 계속되어야 할 것이다.

3. Canada의 Pressure Tube 건전성 확보 대책(연구 상황)

CANDU-PHWR가 Canada에서 개발, 설계, 제작되었고 가장 많은 CANDU가 운전되고 있으며 운전경험이 가장 많다는 점과 함께 지금까지의 모든 Pressure Tube 관련 사고가 Canada에서 일어났다는 점에서 Canada내의 관련 연구기관, 규제기관 및 Utility의 Pressure Tube 건전성 확보와 관련한 지금까지의 활동(조치) 상황과 함께 연구경향을 살펴본다는 것은 월성 3호기 Pressure Tube 안전성 확보 대책 수립과 관련하여 필요한 일이므로 이하 지금까지의 조치사항과 함께 Pressure Tube 검사장비 개발현황 및 정기검사규정, FCRPC의 운영, 연구현황에 관하여 간단히 살펴보기로 한다.

3.1 조치사항 요약

1974년 5월년의 Pickering Unit-3, 4 사고 이후 수행된 원인규명 결과와 함께 그때까지 밝혀진 사항을 토

대로 지금까지 Canada에서 취한 일련의 조치사항(설계 변경사항)을 요약하면 다음과 같다.

- 1) Roll Joint 방법개선
 - 2) Bearing Sleeve 길이 증가(>150mm)
 - 3) 표준 Pressure Tube 재료 Zr-2.5%Nb 채택
 - 4) Garter Spring을 2개에서 4개로 하고 Pressure Tube에 고정
 - 5) Pressure Tube 검사장비 개발추진
 - 6) 새로운 Pressure Tube 재(EXCEL) 개발추진
- 상기 사항 가운데 1)~4)는 1980년 이후 가동에 들어간 모든 CANDU에 대하여 적용되었다.

3.2 Pressure Tube 검사 장비 개발 및 정기검사

Canada AECL과 Ontario Hydro는 CAN3-N285. 4¹³⁾에 따라 규제기관이 요구하는 Pressure Tube 검사의 질(Quality)을 향상시키며 Pressure Tube의 수명 및 건전성에 관계되는 각종 정보를 수집하고 검사와 관련한 방사선 피폭을 줄이기 위한 목적으로 CIGAR(Channel Inspection And Gauging Apparatus For Reactors) 장비를 개발하였다.

이 장비는 Modular, In-Channel Inspection Head, Reactor Fueling M/C Head에 설치되는 Drive Mechanism 및 Control Console 등으로 구성되어 있는데 일단 Pressure Tube 내에 설치가 되면 모든 작동은 Containment 밖에서 Computer로 수행하게 되어있다.

CIGAR 장비로 검사 및 측정할 수 있는 사항은 다음과 같다.¹⁴⁾

- 1) Roll Joint Area를 포함한 전 Pressure Tube에 대한 초음파 체적검사(Ultrasonic Volumetric Examination)
- 2) Garter Spring 위치측정
- 3) Sagging 측정
- 4) Pressure Tube 두께 및 내경측정(Ovality)
- 5) Elongation 측정

한편 CAN3-N285. 4에 따르면 Pressure Tube는 가동후 5년 이내에 반드시 한번 검사하게 되어있고(이때 최소한 5개 이상을 검사하는데 4개는 High Power Region에서, 1개는 Low Power Region에서 각각 선택한다) 그후 10년 혹은 설계수명의 1/3을 넘지않는 기간중 짧은기간에 대한 정기검사계획을 마련하되 실제 언제 검사할 것인가에 대하여서는 가동이력 및 지금까지의 검사결과를 고려하여 결정하게 되어있다. 또한 검사시에는 반드시 Hydriding의 위험이 가장 큰 Roll Joint Area 시작부위에서 부터 전 원주방향으로 Volumetric Inspection을 하게되어 있고 이때 내부표면상태와 체적변화(Dimensional Change)를 검사하게 되어있다.

그러나 이와같은 검사요구사항과 CIGAR 장비의 검사, 측정능력 그리고 Pressure Tube의 건전성을 위협하는 요인을 함께 고려하여 불매 문제점으로 지적될수 있는 것은 CIGAR가 CAN3-N285.4에서 요구하는 “내부표면 상태에 대한 검사” 가운데 Pressure Tube의 건전성 평가에 빠뜨릴수 없는 Oxide Thickness 및 Deuterium 농도에 관한 정보를 제공할수 없다는 점이다. 따라서 비록 CAN3-N285.4에서 요구하고 있지는 않지만 CIGAR로서는 얻지못하는 주요정보를 얻고자 하는 뜻에서 Pressure Tube에 대한 인출 시험(파괴 시험)이 Canada 에서는 수행되어왔다.

3.3 Fuel Channel Research Program Committee(FCRPC)

CIGAR 장비의 개발과 함께 Pressure Tube를 포함, Fuel Channel Assembly 전반에 관한 건전성을 확보하기위한 Canada의 노력가운데 연구소 및 Utility의 관계 전문가들로 구성된 FCRPC의 설치 및 운영이 있다.

Fuel Channel Assembly 관련 정보의 교환, 공동연구 등을 목적으로하는 이 FCRPC의 주요 활동가운데 하나로서 2년마다 개최되는 Fuel Channel Technology Seminar가 있다. 1985년 11월에 개최된 제 2차 Seminar 에서는 관련 논문, 기술보고 등이 약 80편 발표되었는데 현재 진행중인 관련연구경향을 파악할수 있는 주요한 Seminar 였다.

3.4 연구상황

Pressure Tube 재의 Hydride, Creep 등 노내특성에 관한연구는 주로 CRNL의 Metallurgical Engineering Branch를 중심으로 AECL-CANDU OP, Ontario Hydro Research Division, White Shell 등에서 수행중이다. 특히 CRNL의 Metallurgical Engineering Branch는 지금까지의 모든 Pressure Tube 사고에 관한 조사를 직접 수행하여온 Branch로서 관련연구 활동의 중심이 되는 곳 인데 이곳에서는 주로 D.H.C, In-Reactor Deformation(Creep, Growth), Fracture Mechanics 등 3분야에 대한 연구가 수행되고 있는데 주요연구개요 및 연구자는 다음과 같다.

D.H.C분야 : Hydride 와 관계되는 전 분야(Crack Velocity와 Hydride와의 관계 등)

연구자 : B.A. Cheadle, L.E. Coleman

In-Reactor Deformation분야 : Creep, Growth(Elongation, Sagging 등)

연구자 : V.Fidleris, A.R. Causey, E.F. Ibrahim

Fracture Mechanics분야 : Fracture Mechanic Testing, Stress Analysis 등

연구자 : R.R. Hosbons, P.H. Davies, D.K. Rogers
한편 White Shell에서는 L.A. Simpson 등이 Hydride 형성에 따른 C.C.L(Critical Crack Length)의 변화 등에 관한 연구를 Fracture Mechanic Testing을 통하여 수행중이다.

4. 맺 음 말

CANDU의 경우에는 Pressure Tube의 건전성 확보가 곧 CANDU의 안전성 확보라는 등식이 성립한다. 그만큼 Pressure Tube는 CANDU에서도 가장 중요한 부품이자 또한 안전성을 위협하는 가장 취약한 부품인 것이다.

원자력 발전소를 이루는 모든 부품에 해당되는 것이지만 특히 Pressure Tube와 같이 일차압력경계를 이루는 주요 부품에 대한 건전성 확보는 철저한 가동중 검사를 통하여 이들 재료(부품)에 대한 노내특성을 파악하는 한편 건전성에 영향을 미치는 주요 요인에 대하여서는 감시와 평가를 계속하므로써 이루어 질수있다. 1987년 2월 현재 월성 3호기는 약 3 EFPY(Effective Full Power Year)의 짧은 가동이력을 가지고 있으나 앞으로 가동시간이 증가함에 따라 Pressure Tube의 건전성을 위협하는 요인 또한 증가할것이므로 지금부터 적절한 감시계획을 세워 이를 수행하여 나아가야 할것이다.

이와 같은 견지에서 월성 3호기 Pressure Tube 건전성 확보와 관련하여 몇가지 사항을 건의하면 다음과 같다.

1) 지금까지의 모든 Pressure Tube 사고 관련 자료와 함께 Canada Utility(특히 월성의 Lead Reactor라 할 수 있는 Gentilly-2 및 Point Lepreau Reactor)의 Pressure Tube 정기검사계획에 관한 자료를 입수, 분석하여 규제측면에서 우리의 현실에 맞는 Pressure Tube 검사계획을 수립한다. 이에 는 검사항목, 방법, 시기, 검사결과 평가기준 등이 포함 될것이다.

검사장비(검사방법)에 따라 검사항목등이 달라질수 있으나 검사 항목과 관련하여 반드시 고려하여야할 사항은 다음과 같다.

—D.H.C와 관련하여 특히 Roll Joint Area에 대한 체적검사

—Garter Spring의 위치

—Sagging과 관련하여 Calandria Tube와 Pressure Tube와의 접촉 여부. 접촉위치에서의 Blister 형성 여부, 크기.

—Pressure Tube의 내부표면 상태.

2) Pressure Tube의 Elongation 문제와 관련, 정기

적이고 정확한 Pressure Tube의 길이측정, 분석 및 타 발전소 관련자료와의 비교. 분석.

3) Leak Detecting 기능의 강화(Annulus Gas System의 작동상태 점검 및 신뢰성 제고) 및 Leak 발생시 신속하고 안전하게 Failed Tube를 가려낼수 있는 방법 숙지. 이와 함께 후속조치 상황에 대한 숙지 및 대비. 특히 Pressure Tube는 온도저하시가 문제되므로 Shut Down시는 압력을 최대한 낮추어야 하며 온도접근방향(가열/냉각)에 따라 균열진전 속도가 다르므로 450°K 이상의 모든 가동온도는 최소한 30°K이상 온도를 내려 가열시키면서 원하는 온도에 도달하여야 한다.¹⁵⁾

4) CANDU 일차압력경계를 이루는 주요재료들의 부식거동을 알수 있는 Autoclave Coupon에 대한 시험설시 및 장기적인 이용방법 수립.

5) Pressure Tube의 전전성 문제를 논의하기 위한 Working Group 구성. Pressure Tube에 관한 모든 정보를 체계적으로 수집, 정리, 분석하고 상호 정보를 교환하며, Canada의 FCRPC와의 상호정보 교환, 공동연구 추진 등을 위한 단일창구로서 연구소, 한전, 규제기관의 관련 전문가들로 Working Group을 구성한다.

특히 이 Working Group은 상기 1)항과 관련하여 규제기관 및 한전의 자문역할을 수행할 수 있을 것이다.

참 고 문 헌

1. 박상기 "원자력 안전대책 어떻게 달라졌나?", 원자력 산업, 12, p.25, 1986.
2. B.A. Cheadle, C.E. Coleman, H. Licht, AECL-7564(Nuclear Technology Vol.57. June, 1982) p.413, 1982.
3. 월성 3호기 FSAR
4. P.A. Ross-Ross, J.T. Dunn et al, AECL-5261, Jan. 1976.
5. E.G. Price, AECL-8338, Oct, 1984.
6. B. Cox, "Mechanisms of Hydrogen Adsorption By Zr-Alloys", Presented at 1984 Fall Meeting of The Materials Research Society, Boston, Nov. 26-30, 1984.
7. C.E. Coleman, "Effect of texture on hydride reorientation and delayed hydriding cracking in cold worked Zr-2.5%Nb", ASTM STP 754, pp. 393-411, 1982.
8. C.E. Ells, Journal of nuclear materials, Vol. 35, pp.306-315, 1970.
9. A.R. Causey, A.G. Norsworthy et al, Canadian Metallurgical Quarterly, Vol. 24, No. 3, pp.207-214, 1985.
10. 島田將之, ジルコニウム合金の照射クリープと照射成長, 日本原子力學會誌, Vol. 24, No. 3, pp.175-181, 1982.
11. Private Communication.
12. A.R. Causey., S.R. MacEwen, Res Mechanica, Vol. 2, pp.211-226, 1981.
13. CAN3-N285.4-M83, Periodic Inspection Of CANDU Nuclear Power Plant Components, Canadian Standards Association, 1983.
14. J.A. Baron et al, "Improved pressure tube inspection in CANDU reactors", Nuclear Engineering International, pp.45-48, Dec. 1981.
15. C.E. Coleman, B.A. Cheadle, J.F.R. Ambler, et al, "Minimizing Hydride Cracking in Zirconium Alloys", Canadian Metallurgical Quarterly, Vol. 24, No. 3, pp.254-250, 1985.
16. V.F. Urbanic and B. Cox," Long term corrosion and deuteriding behavior of Zircaloy-2 under irradiation", Canadian Metallurgical Quarterly, Vol. 24, No. 3, p.196, 1985.