

## 〈해설〉

# 노내변형에 의한 CANDU 원자로에서의 문제점과 대책

김성수 · 한대준 · 김대환

한국원자력연구소 원자로재료연구실

(1990. 8. 29 접수)

## 1. 서 론

월성형 중수로(CANDU)의 핵 반응용기인 압력관(pressure tube)은 Zr-2.5%Nb 합금으로 제작되어 있으며, 교체가 가능한 특징을 가지고 있다. Zr-2.5%Nb 합금은 1) 좋은 내부식성, 2) 적절한 강도, 3) 낮은 중성자 흡수 단면적 등의 특징을 가져 원자로의 core 재료로 사용되고 있다[1, 2].

Zr-2.5% Nb 합금을 포함한 모든 지르코늄 합금의 노심 부품들은 원자로 가동중 고속중성자 조사에 의해 형상 변화를 초래하는 조사 크립과 조사성장을 일으켜 원자로의 건전성유지에 문제를 야기하는데, 조사 성장은 중성자 조사에 의해 생긴 점결합들이  $\langle a \rangle$ ,  $\langle a+c \rangle$ ,  $\langle c \rangle$  type 전위와 결정립계에 선택적으로 흡수되기 때문에 나타나고 조사크립 현상은 전위의 glide와 climb에 의해 나타나며[3, 4], 이와같은 노내변형의 크기는 재료의 집합조직, 결정립의 크기와 형상, 전위 밀도 등과 같은 미세조직과 밀접한 관계한 관계를 갖는다고 알려져 있다[5, 6].

CANDU형 원자로에서 노내변형에 의해 크게 영향을 받는 부분들은 압력관(길이방향의 연신, 원주

방향의 변형, 처짐), calandria tube(길이방향의 연신, 처짐), 반응관련계통(flux detection system의 길이방향 연신, 처짐) 등이며, Pickering Unit 2 G16 외에 몇몇 압력관에서 처짐에 의한 파손사고를 일으킨 바 있다[7, 8].

현재까지는 원자로 건전성 저해 요소중 수소화물 석출에 의한 수소지연파괴(delayed hydride cracking, DHC)가 압력관의 파단에 가장 큰 위협이 된다고 알려져 있지만, CANDU형 원자로의 개발과 운전에 주력해온 Canada에서의 운전경험에 비추어 볼 때 압력관의 길이 방향의 연신이 CANDU형 원자로의 수명을 제한할 수 있는 요소임을 간과해서는 안될 것이다.

더우기 노내 변형으로 인해 압력관에 발생할 수 있는 문제들을 예방하기 위해서는 비용이 많이 소요되는 CIGAR(Channel Inspection and Gauging Apparatus for Reactor), STEM(Storable Tubular Extendable Membrane) unit 등을 사용하여 압력관을 주기적으로 감시하여야 하고, 원자로의 정상가동과 안전성 유지를 위해 reconfiguration (압력관 연신의 방향을 바꾸는 작업), REFAB(Repositioned End Fitting And Bearing), SLAR(Spring Location And Repositioning) 등과 같은 유지, 보수 작업을 실시하여야 한다[7, 9-11].

이와 같이 노내변형은 원자로의 건전성, 경제성 측면과 직결되는 문제이므로, CANDU형 원자로에서 노내변형에 관련된 문제의 최소화는 압력관 건전성 확립과 원자로의 가동률 증가에 크게 기여할 수 있을 것이다. 이와 관련하여 CANDU형 원자로를 최초 설계 제작한 AECL과 CANDU형 원자로를 20 여기 운전 하고 있는 Ontario Hydro에서는 조사크립 및 조사성장의 기구와 노내변형 조절 측면을 상당기간 연구해 왔으나[12-15], 현재 근본적인 해결책은 없는 상태이다.

본고에서는 CANDU형 원자로의 노심재료인 지르코늄 합금에서 노내변형에 의해 나타나는 문제점과 대책을 제시함과 아울러 노심재료의 건전성에 미치는 노내 변형의 중요성을 부각시킴으로써, 월성원자력 1호기 건전성 확보의 측면 뿐만 아니라 건설 예정인 월성 2호기 노심재료에서 발생할 수 있는 노내변형 문제의 최소화가 설계에 반영되어야 한다는 점을 강조하고자 하였다.

## 2. 가압중수형 원자로의 구조적 개요

CANDU 원자로는 수평으로 배치되어 있는 핵연료 장전관을 사용하여 중수로 핵연료를 냉각시키는 가압중수형 원자로이다. Ontario Hydro에 의해 건설된 20 여기의 CANDU 원자로중 Pickering site A 원자로들은 390 개, CANDU 600 모델인 한국 유일의 월성원자력 1호기는 380개의 핵연료장전관을 가지고 있다(표 1) [1, 11].

그림 1에는 CANDU형 원자로의 노심 부위를 간략히 보였으며 핵연료장전관의 양쪽 end fitting은 calandria vessel end shield의 bearing 위에 걸쳐져 있다. 압력관은 두 개의 end fittings 사이에 기계적으로 연결(roll-joint)되어 있으며, 압력관으로 냉각수를 보내는 feeder pipe 또한 end fitting에 연결되어 있다.

가동온도, 가동압력에 이르는 동안 나타나는 압력관의 길이방향 연신과 가동중 노내변형에 의한 압력관의 길이방향 연신을 허용할 수 있도록 bearing이 calandria의 end shield에 설치되어 있다. 압력관 양쪽에 있는 두 개의 end fitting은 yoke nut assembly에 의해 end shield에 고정되어 있다. 이중 한쪽 end fitting은 압력관의 길이방향 연신을 허용할 수 있도록

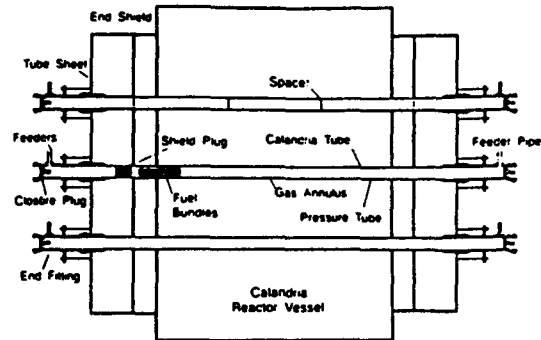


그림 1. CANDU-PHW 원자로의 개략도

로 조정되어 있고 나머지 한쪽은 yoke nut에 의해 지지되어 밀려나가지 않도록 설치되어 있다.

Zr-2.5% Nb 합금으로 제조된 압력관은 두께가 4.08mm, 내경이 103mm, 길이는 약 6m에 이른다. 압력관은 구멍이 뚫린 billet을 고온에서 압출하여 관(tube) 형태로 만든후, 압력관의 강도를 증가시키기 위하여 25%~28% 냉간가공하여 제조된다[1, 15].

압력관의 가동 온도는 250~310℃이며, 가동압력은 9.5~11.1Mpa이다(표 1). CANDU 600 원자로의 경우, 압력관 길이 방향의 응력은 약 70 Mpa이며, 원주방향의 응력(hoop stress)은 약 140Mpa이다. 원자로가 가동을 시작하여 가동 압력, 가동 온도

표 1. CANDU-PHW 원자로들의 설계자료

	Douglas Point	Pickering Units 1, 2	Pickering Units 3, 4	Bruce Units 1-4	Gentilly II	Point Lepreau	Wolsung 1
Power output[MW, electric]	200	540	540	750	600	600	600
Numbers of channels	306	390	390	480	380	380	380
Coolant [psi]	1400	1400	1400	1480	1610	1610	1610
pressure, [MPa]	9.65	9.65	9.65	10.2	11.1	11.1	11.1
Coolant Temperature, K	563	563	580	580	580	580	580
Material	A	A	B	B	B	B	B
Wall thickness[mm]	4.0	5.1	4.1	4.1	4.1	4.1	4.1
Internal diameter, [mm]	83	103	103	103	103	103	103
Design [psi]	16000	16000	21000	22200	23100	23100	23100
stress [MPa]	110	110	145	153	159	159	159

A: cold worked Zircaloy-2

B: cold worked Zr-2.5% Nb

까지 압력, 온도가 증가할 때 압력관은 약 11.7mm (온도의 증가에 의해 6.5mm, 압력의 증가에 의해 5.2mm) 정도의 길이 방향 연신이 일어나는 것으로 계산된다.

Calandria tube는 calandria의 end shield에 고정되어 감속재와 압력관을 분리하고 있다. 또한 calandria tube와 압력관 사이의 gap은 annulus gas system의 일부로 사용되며 annulus gas (월성의 경우 CO<sub>2</sub>)의 통로가 된다. 동시에 열을 차폐하는 역할 (thermal barrier), 감속재와 냉각수의 누출(leak)을 검출하는 계측 계통의 역할, 압력관이 처질때 압력관을 받쳐 주는 역할도 한다.

Calandria tube는 소둔된 Zircaloy-2로 제조되어 있으며 외압은 약한 상태이다. 가동중의 온도는 약 80℃이며, 내경은 약 127mm, 두께는 1.6mm이다.

압력관과 calandria tube 사이에는 5.6~6.35mm 직경의 코일 양끝을 연결한 환상의 garter spring이 설치되어 압력관과 calandria tube를 분리하고 있는데 이 garter spring은 Zr-2.5% Nb-0.5% Cu 합금이나, Inconel 합금으로 제조되어 있다. 이 garter spring은 초기에는 압력관 주위에 느슨하게 설치되어 있었으나 최근 압력관을 팽 죄는 방식으로 변경되었다.

핵연료장전관외에 각 핵연료 장전관에 수직이면서 수평으로 걸쳐 있는 반응 관련계통(reactivity mechanism)이 있으며, poison injection nozzle, second shut down system, flux detection system 등과 같은 것들이다.

### 3. 원자로 노심부품에 미치는 노내변형의 영향

#### 3.1 압력관

압력관 길이 방향의 연신중 절대적 연신량은 유효 bearing의 길이를 감소시켜 압력관 연신의 허용 방향을 바꾸어 주는 reconfiguration 작업(고정단과 자유단을 바꾸는 작업)을 실시하게 하며, 연신의 허용한계를 넘는다면 압력관의 수명을 제한하게 된다. 또한 압력관들 사이에서 나타나는 상대적 연신량 차이가 feeder pipe에 fretting damage 등을 일으키며 핵연료 장전기의 정상 가동을 방해할 수 있다(그림 2).

원주 방향으로의 변형은 핵연료에 공급하는 냉각

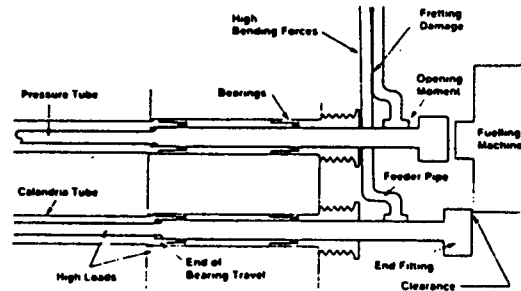


그림 2. CANDU-PHW 원자로 압력관의 길이방향 절대 연신과 상대연신

수의 일정한 흐름을 방해하며, 원주 방향으로의 응력(hoop stress)에 견디는 압력관의 유효 두께를 감소시킴에 따라 원주 방향으로의 응력을 증가시키게 된다. 또한 이 변형은 garter spring이 압력관과 calandria tube 사이를 분리하는 역할을 방해한다(그림 3).

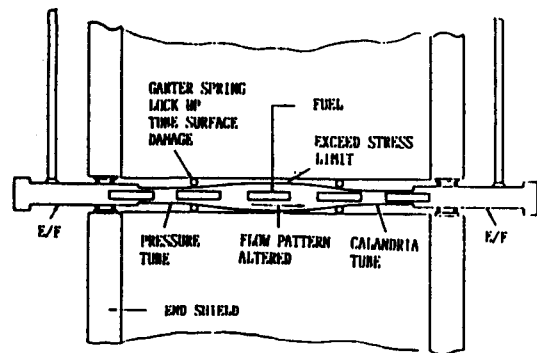


그림 3. CANDU-PHW 원자로 압력관의 원주방향 변형

압력관은 압력관 자체의 중량과 핵연료의 하중으로 처지며 고속중성자 조사에 의해 처짐이 현저히 증가될 수 있다. Garter spring이 설계 위치에 있지 않거나 처짐 변형이 매우 클 때 압력관과 calandria tube의 접촉이 일어날 수 있으며(그림 4), 이 경우 calandria tube와 압력관은 접촉부위(cold spot)에서 석출한 수소화물(hydride)의 취성파괴에 의한 압력관 파손이 일어날 수 있다.

#### 3.2 Calandria tube

Calandria tube는 calandria의 end shield에 견고

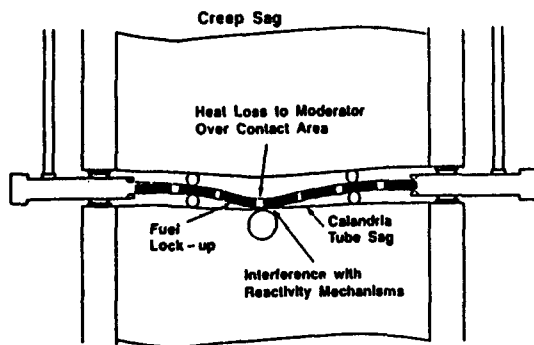


그림 4. CANDU-PHW 원자로 압력관의 처짐 변형

히 고정되어 있어서 calandria tube가 연신 되면 end shield의 간격을 벌어지게 하며 calandria vessel이 변형된다. 이 변형의 크기가 현저히 커진다면 calandria vessel에는 큰 응력이 걸리게 될 것이다.

감속재는 calandria tube에 응력을 가해 calandria tube를 처지게 만들며, 이 처짐이 커지면 압력관과 calandria tube가 접촉하게 될 수도 있다.

압력관이 처져 calandria tube에 하중을 가하면 calandria tube는 더욱 큰 처짐변형을 일으키게 된다. Calandria tube가 처지면 반응관련계통과의 접촉을 일으켜 fretting damage를 일으킬 수 있으며, calandria tube의 처짐이 매우 커지면 핵연료의 교체 및 압력관 교체작업에 어려움을 줄 수 있다.

### 3.3 반응관련계통

반응관련 계통의 길이 방향 연신은 반응 측정지점의 변화를 유발시키며, 압력관 처짐 및 calandria tube 자체의 처짐에 의해 calandria tube가 처질때, 반응관련 계통의 처짐 변형은 calandria tube와의 접촉시기를 연기하는 효과가 있다.

### 3.4 원자로의 가동에 미치는 전반적 영향

최근 설계된 CANDU형 원자로에서는 이미 알려진 변형 특성을 감안하여 더 많은 연신을 허용할 수 있게 하는 등 설계의 일부를 변경 했지만 현재 가동 중인 원자로들은 상당히 많은 유지보수 절차를 통해 재료의 노내변형에 의해 발생하는 문제들을 해결해야만 하며, 압력관의 길이방향 연신은 앞으로 많은 압력관의 수명을 제한할 수 있다. Ontario Hydro의 Pickering site A 원자로에서 Ziracloy-2 압력관

의 길이 방향 연신이 압력관의 수명을 크게 단축시킨 바 있으며, Pickering site A에는 LSFRC(Large Scale Fuel Channel Replacement, 핵연료장전관의 대규모 교체작업: 원자로를 장기간 정지시키고 많은 수의 압력관을 교체하는 작업), reconfiguration 작업, Bruce Unit 1-3에는 BWS(Bruce West Shift), LSFRC 등 많은 보수작업이 투입되었다(표 2).

## 4. 문제점에 대한 대책들

### 4.1 노내변형의 감시

조사크립과 성장에 의한 노내변형중 압력관의 직경변화와 처짐은 주기적인 유지보수 절차의 일부분으로 측정, 감시되어야 하며 CIGAR, STEM 등의 장비가 사용될 수 있다. SLAR 장비는 압력관과 calandria tube 사이의 gap을 측정할 수 있기 때문에 처짐 변형의 감시에 사용될 수 있으며 garter spring의 위치 확인과 위치 재조정에도 사용될 수 있다. Garter spring의 위치조정은 처짐 변형에 의한 압력관과 calandria tube의 접촉 때문에 생길 수 있는 압력관 파손의 가능성을 낮추는데 매우 유용하며 중요한 작업이다.

압력관의 길이 방향 연신은 핵연료장전기 bridge에 고정된 장비를 이용하거나 Z drive positioner를 이용하여 측정되며, 모든 핵연료 장전관이 감시될 수 있다. 또한 yoke-nut gap의 변화를 측정하여 압력관의 길이 변화를 추정할 수 있는데 [9], 월성원자력 발전소의 압력관 길이 방향 연신은 핵연료 장전기와 theodolite를 사용하여 측정하고 있다. 월성원자력 발전소의 경우, 평균가동률이 80%일때 30년 가동중 늘어날 것으로 예상되는 길이 방향의 연신을 수용할 수 있도록 설계되어 있다 [11].

노내변형은 고속중성자 조사량(고속중성자속×가동시간)에 비례하는 것으로 알려져 있어 80% 이상의 높은 가동률로 운전한다면 연신량이 증가하므로 노내변형의 측면에서 압력관의 수명이 짧아지게 될 것이다.

Calandria tube의 노내변형은 직접측정이 불가능하며 단지 압력관이 교체 될 때 측정될 수 있다. Calandria tube의 길이방향 연신은 end shield의 움직임을 측정함으로써 유추할 수 있다. 현재까지는 calandria tube의 길이 방향 연신이 크게 나타나지

표 2. CANDU-PHW 원자로들의 보수실적 및 계획

Station	Unit	Operating Time		Fuel Channel Maintenance				P/T Analysis		Concerns Addressed by ISI Program	
		In-Serv (Date)	EFP(1) (h)	Channel Shift (Type/Year)	SLAR (Year)	LSFCR (Year)	Other (Type/Year)	Tube Removals (Channel/Year)	In Situ (D) ar (No./Year)	G/S (No./Type/Pos)	Other
PMGS	1	Oct 1987	16,000(2)	East Shift/1982	-	1984-87	-	LSFCR/1984-87	-	4/Tight/In	-
	2	Oct 1988	8,000(2)	-	-	1985-88	-	LSFCR/1985-88	-	4/Tight/In	-
	3	Jun 1972	0(2)	East Shift/1984	-	Jun 1989	-	LSFCR/1989-91	-	2/Loose/Out	-
	4	Jun 1973	116,800	East Shift/1984	-	Mar 1991	-	52/1975. N16/1984. K10/1986. D19. L20/1989	20/Dec 1987 20/Dec 1988	2/Loose/Out	DHC. Blisters
	5	May 1983	50,100	Reconfig/2005	Jul 1993	2013	-	-	-	4/Loose/Out	Debris Damage
	6	Feb 1984	45,100	Reconfig/2005	Jul 1992	2014	-	-	-	4/Loose/Out	Debris Damage
	7	Mar 1985	38,900	Reconfig/2006	-	2015	-	-	-	4/Loose/In	-
	8	Jan 1986	30,300	Reconfig/2008	-	2016	-	-	-	4/Loose/In	Fretting Damage
BNGS	1	Sep 1977	81,700	West Shift/1987	-	1993	-	P13/1983. L08/1987. S04/1988	-	2/Loose/Out	DHC. Blisters
	2	Sep 1976	73,500	West Shift/1987	-	1996	-	X14. A14 J11/1982. P12/1985. N06/1986 U07/1989	20/Mar 1989	2/Loose/Out	DHC. Blisters
	3	Feb 1978	79,000	West Shift/1988	Mar 1991	2000	-	U11-	20/Oct 1988	4/Loose/Out	Blisters
	4	Jan 1979	74,300	Reconfig/1995	Aug 1990	2009	-	-	-	4/Loose/Out	Blisters
	5	Apr 1985	37,500	Reconfig/2007	-	2015	-	-	-	4/Loose/In	-
	6	Sep 1984	38,500	Reconfig/2007	-	2014	-	-	-	4/Loose/In	-
	7	Apr 1986	27,800	Reconfig/2009	-	2016	-	-	-	4/Loose/In	-
	8	Jan 1987	19,500	Reconfig/2010	-	2017	-	-	-	4/Tight/In	-
DNCS	1	Apr 1990	0	Reconfig/2012	-	2020	-	-	-	4/Tight/In	-
	2	Sep 1989	0	Reconfig/2012	-	2019	-	-	-	4/Tight/In	-
	3	May 1991	0	Reconfig/2015	-	2021	-	-	-	4/Tight/In	-
	4	Feb 1992	0	Reconfig/2016	-	2022	-	-	-	4/Tight/In	-
Wolsung	1	Apr 1983	~57,000	Reconfig/1998	1994-95			1994-95	SS*/1992 CIGAR**/1992	4/loose/in or out	Debris Damage

\* Scrap Sampling

\*\* Channel Inspection and Gauging Apparatus for Reactor

않았으며, 가까운 장래에도 문제를 일으키지는 않을 것으로 예상된다.

## 4.2 노내변형을 나타내는 식(노내변형식, design equation)

CANDU형 원자로의 1차 경계인 압력관 등 지르코늄 합금의 노심재료는 가동온도, 압력에서 핵 분열 시 나타나는 고속중성자( $E > 1$  MeV) 조사에 의해 조사 크립과 조사성장에 의해 노내변형을 일으킨다 [3, 4].

CANDU형 원자로의 1차 경계인 압력관 등 지르코늄 합금의 노내변형중 가동중 응력과 관계있는 크립 성분은 dislocation climb, loop alignment 등에 의해 나타나고 성장성분은 prism plane에서 interstitial atom loop 형성(a-axis를 따른 팽창)과 basal plane에서 vacancy loop형성(c-axis를 따른 수축)에 기인한다고 알려져 있으며 [4, 12-17], 이 변형기구들은 가동온도, 고속중성자속, 압력관내의 결정립 방위 등 재료의 미세조직과 관계 깊다.

노내변형이 크립성분과 성장성분의 합에 의해 나타난다는 가정하에 가동조건, 우선방위, 미세조직 등과 관련지어 노내변형을 해석, 예측하려는 시도가 Causey 등에 의해 행해졌으며 [4], 이식은 노내변형식(design equation)으로 알려져 있다. 노내변형식이 유도될 때 조사크립 변형은  $\langle a \rangle$  type 전위의 활주에 의해 나타나고 조사성장 변형은 침입형원자(interstitial atom)가  $\langle a \rangle$  type 칼날전위로 이동하는 것, vacancy가  $\langle a \rangle$  type 나선,  $\langle a \rangle$  type 칼날 전위, 결정립계 등으로 이동하는 것에 의해 나타난다는 가정이 사용되었다. 즉,

$$E_d = [A_1 C_d \sigma + A_2 C_d' \sigma'] \exp(-Q_1/T) + A_3(x) C_d \sigma \exp(-Q_2/T) + A_4 C_d \Phi \exp(-Q_3/T) + A_5 G_d \exp(-Q_4/T) \quad (1)$$

여기서  $E_d$ =특정방향 d쪽으로는 변형률 [ $h^{-1}$ ]

$A_1, A_2$ =고온 in-reactor 열 크립에 대한 상수

$A_3(x)$ =압력관의 길이를 따른 저온 열크립의 변화에 관련되는 함수

$A_4, A_5$ =조사크립과 성장에 대한 상수

$Q_1, Q_2, Q_3, Q_4$ =활성화 온도

$C_d$ 와  $C_d'$ =특정방향 d를 따른 응력지수가 1과 2일 때의 크립 이방성 인자

$\sigma$ 와  $\sigma'$ =응력지수가 1과 2일 때의 유효응력, [MPa]

$G_d$ =특정방향 d를 따른 성장 이방성 인자

T=온도, [K]

$\Phi$ =고속 중성자속, [ $nm^{-2}S^{-1}$ , ( $E > 1$  MeV)]

이다.

응력지수(stress exponent) 1과 2에 대해 유효응력(effective stress)과 크립 이방성 인자(anisotropy factor)들은 Hill's anisotropy constant들과의 관계로 정의되며 주응력(principal stress)은  $\sigma_r, \sigma_t, \sigma_a$  이다.

유효응력은

$$\sigma = [F(\sigma_a - \sigma_t)^2 + G(\sigma_t - \sigma_r)^2 + H(\sigma_r - \sigma_a)^2]^{1/2} \quad (2)$$

그리고, 크립 이방성 인자는

$$\begin{aligned} C_r &= [H(\sigma_r - \sigma_a)^2 - G(\sigma_t - \sigma_r)^2] / \sigma \\ C_t &= [H(\sigma_t - \sigma_r)^2 - G(\sigma_a - \sigma_t)^2] / \sigma \\ C_a &= [H(\sigma_a - \sigma_t)^2 - G(\sigma_r - \sigma_a)^2] / \sigma \end{aligned} \quad (3)$$

로 정의된다.

식 (1)의 크립과 성장의 이방성인자는 (0002) direct pole figure로 부터 계산되고 다른 상수들은 실험결과와 가동중인 발전소의 변형 측정 결과를 근거로 계산된다. 식 (1)의 첫 항은 570K 이상에서 나타나는 크립 성분, 둘째 항은 570K 이하의 크립 성분, 셋째 항은 고속중성자 조사와 관련한 크립 성분, 네째 항은 조사성장의 성분이며 노내변형중 가장 큰 기여를 하는 변형 성분인 것으로 믿어진다.

그러나 식 (1)의 상수를 구하기 위해 사용한 Zircaloy-2와 Zr-2.5% Nb 합금의 변형측정 자료는 구별없이 사용되었으나 이 두 합금사이의 변형 거동이 다르다는 것이 최근 확인 된바 있으며 [17] 이 차이를 설명해 줄 수 있을 것으로 보이는 기구가 제안되어 있는 상태이므로 다른 방향에서의 해석이 고려되어야 할 것으로 보인다. 이와 같은 문제점을 보완한 새로운 design equation이 몇년 내에 개발될 것으로 예상된다.

## 4.3 노내변형과 관련된 보수(maintenance)

### 4.3.1 압력관의 길이 방향 연신

원자로 가동 초기의 길이방향 연신은 free end에서 수송되며 (그림 5a)), 가동 시간이 증가함에 따라 초기 연신의 방향으로 연신량 허용의 한계에 이르면 고정단과 자유단을 바꿈(reconfiguration)으로써 연신

의 방향을 바꾸어 주게 된다(그림 5 b)).

Ontario Hydro의 Bruce site A Unit 1-3 원자로는 핵연료장전관의 고정단이 end shield stop collar에 용접되어 있었다. 이들 원자로에 대해 reconfiguration 작업을 실시하기 위해서 feeder pipe 사이의 좁은 공간에서 고정단의 용접부위를 절단하고 다시 reconfiguration을 실시한 후 용접에 의해 고정단을 고정했기 때문에 reconfiguration 작업은 매우 어려운 것이었다. 이 작업은 "Bruce West"라고 알려져 있으며, Bruce Unit 1-3에서는 이 작업이 1987~1988년에 걸쳐 완료된바 있다. 용접 부위가 절단된 후 핵연료장전관을 옮기기 위해 10개의 핵연료장전관에 15.0001b의 길이 방향의 힘을 작용시키는 shifter라는 장비가 사용되었다. 이 장비의 개발에 약 5년이 소요되었으며, 예상되었던 공사 기간은 3개월이었으나 실제로는 6개월이 소요된 바 있다[7]. 월성원자력 발전소의 경우 reconfiguration 작업은 yoke nut의 방향을 바꾸어 주는 것으로 간단히 끝나며 설계시 예상되었던 시기에 실시하게 될 것으로 예상된다.

핵연료장전관의 양단에서 허용할 수 있는 연신량을 초과한 경우(그림 5c)) REFAB(Repositioned End Fitting And Bearing) 작업에 의해 또다른 연신을 허용할 수 있다(그림 5d)). REFAB는 calandria와 핵연료장전기 tube sheet 사이의 lattice tube 사이에서 핵연료 장전관의 고정단을 bearing으로부터 고정된 다른 위치로 옮기는 작업이며, 이 형태의 작업이 Bruce site A에 적용될 수 있는지에 대해 연구가 진행중이다.

REFAB의 적용이 어려운 경우에는 원자로의 수명을 늘리기 위한 다른 방법들이 있는데, 예를 들면 특정한 핵연료 장전관에 대해 핵연료를 장전하지 않거나(defuelling), 가장 빨리 연신되는 압력관을 교체하는 것과 같은 방법들이다. 그러나 원자로 수명을 크게 연장시키기 위해서는 핵연료 장전관의 대규모 교체작업(LSFCR)이나, 정상적 가동을 하는 압력관의 수를 줄이는 등의 방법이 있을 것이다.

#### 4.3.2 압력관 처짐

1983년 Canada의 Pickering site A Unit 2 G16(P2G16)에서의 Zircaloy-2 압력관 파단(rupture)은 압력관 처짐에 의해 압력관과 calandria tube와의 접촉 부위(cold spot)에서 석출한 수소화

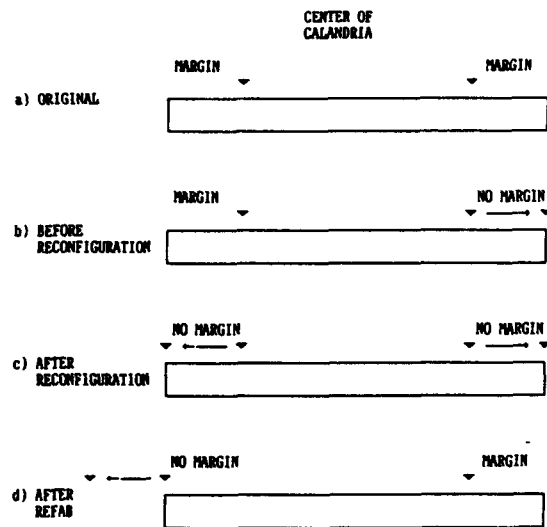


그림 5. Bearing의 위치형상(original and after maintenance).

→, → : axial creep and growth of pressure tube

▼ : end fitting bearing journal

Garter spring 수의 측면에서 현재의 판단으로는 원자로의 수명기간 동안 4개의 garter spring이 충분할 것으로 보인다.

Garter spring이 느슨하여 초기 위치에서 움직이거나, 적은 수의 garter spring이 설치되어 garter spring 사이의 span이 충분히 큰 경우 압력관과 calandria tube의 접촉이 일어날 수 있는 것으로 확인되었으며[7, 8], P2G16의 파단사고 이후 Canada에서는 garter spring의 이동이 가능할 것으로 보이는 모든 발전소에서 garter spring의 위치가 조사되었다. Garter spring의 위치가 부적절한 원자로에서 압력관과 calandria tube의 접촉에 의한 압력관 파손을 예방하기 위해 garter spring을 적절한 위치로 옮기는 일은 매우 중요하며, garter spring의 위치를 재조정할 수 있는 방법이 개발되었다. Garter spring 재배치 작업을 SLAR라고 하며, SLAR 장비를 압력과 내부에 집어 넣기 위해 핵연료장전기를 현저히 개조하여야 한다. Pickering 원자로의 경우 이것을 끝내는데 약 10주 정도의 기간이 소요되었던 것으로 알려져 있다[7].

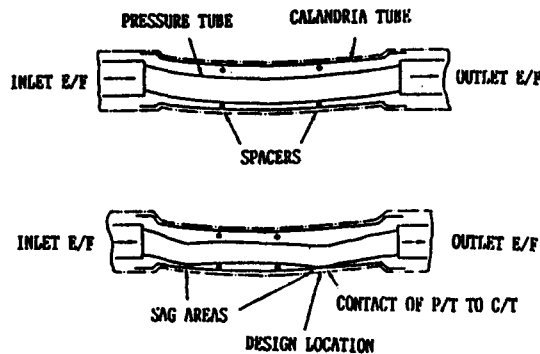


그림 6. Pickering G16 압력관 파손의 원인

#### 4.3.3 calandria tube의 처짐

압력관과 핵연료의 하중이 calandria tube에 전달됨에 따라 calandria tube는 처지기 시작한다. 압력관 교체시 측정된 처짐의 양은 현재까지 가장 오래 가동한 발전소에서 1inch 정도이고, 30년동안의 가동에 의해 약 3inch 정도에 이를것으로 예상된다 [10]. Calandria tube와 반응관련계통이 접촉함에 따라 calandria tube에는 fretting에 의한 구멍(hole)이 생길수 있으며 이로인해 감속재(heavy water)가 annulus gas system으로 유입될 수 있다.

압력관의 휘어짐은 대규모 압력관교체 작업(LSFCR)에 또다른 문제가 될수 있고 처짐이 최근 얻어진 추세 정도라면 곧은 압력관의 제거와 삽입이 가능하지만 원자로의 가동년수가 증가하면 압력관 교체 작업이 불가능할지 모른다. 압력관을 제거한후 calandria tube의 교체작업이 어려울 때 calandria tube를 찢는 작업이 고려될 수 있다. 압력관의 교체시 calandria tube를 교체하지 않는다면 calandria tube는 설계시 기대되었던 수명보다 오랜시간 가동하는 것이다.

#### 4.3.4 장기적 보수 계획

REFAB, SLAR, LSFCR, SS(scrape sampling for deuterium content assessment) 등과 같은 보수, 감시 절차는 Ontario Hydro의 모든 원자로에 대해 실시해 오고 있을 뿐 아니라 앞으로의 계획이 수립되어 있으며 [10], 또한 월성원자력 발전소에 대한 계획도 수립되어 있다(표 2). 표 2에 보인 바와 같이 Pickering site A와 Bruce site A에서는 많은 유지,

보수의 노력이 소요되었으나, 최근 건설된 원자로에서는 이러한 정도의 많은 노력은 예상되지 않는다.

#### 4.4 설계의 변경

CANDU형 원자로중 초기에 건설된 Pickering site A의 발전소의 경우 압력관의 연신 허용량을 양단에서 약 25mm씩 총 50mm 정도로 예상하고 건설되었으나 원자로의 가동에 따른 압력관의 연신은 많은 압력관의 수명을 제한하였으며 압력관을 대규모로 교체한 바 있었다[7, 10].

월성원자력 발전소의 경우 핵연료장전관의 양단에서 각각 75mm씩 총 150mm의 연신을 허용할 수 있도록 설계되어 있어 [11], 압력관 연신에 의한 문제는 가까운 장래에는 예상되지 않는다. 또한 최근 설계된 원자로로는 양쪽에서 150mm씩 총 300mm의 연신을 허용할 수 있도록 설계가 변경되었다[7]. 이와 같이 노내 변형을 위한 몇가지 설계 변경에 의해 30년 가동중의 압력관 연신을 충분히 허용할 수 있을 것으로 보인다. 연신허용량이 충분하지 않은 원자로들이라도 REFAB 작업이 적용가능하다면, 이들 원자로의 수명이 상당기간 연장될 수 있을 것이다.

압력관과 calandria tube의 접촉을 방지하기 위하여 garter spring의 수가 2개에서 4개로 증가된 바 있었으며, 느슨한 garter spring의 직경을 줄여 단단히 짜여지는 Inconel 합금의 garter spring으로 변경되었다[10].

Bruce Unit 8, Darlington site A, Pickering Unit 1, 2(retubed pressure tube)에는 최는 상태의 garter spring이 설치되었으며 이 garter spring은 움직이지 않을 것으로 예상된다.

설계 변경과 재료의 개선이 조사크립과 성장의 효과를 줄이기 위해 이루어 졌지만 적어도 처짐에 대해서는 간단한 해결책이 없는 것이 사실이다. 압력관의 수명 연장을 위해서는 처짐에 대한 문제가 해결되어야 하며 설계변경과 재료의 개선이 계속되어야 할 것이다.

#### 4.5 재료의 개선

현재까지 CANDU형 원자로의 수명에 가장 큰 효과를 미치는 변형 성분은 압력관의 길이방향 연신이며 새로운 압력관 재료의 개발은 노심재료의 노내 변형의 최소화를 통한 원자로의 건전성 확립의 측면에



집중되어 있다고 할 수 있다. CANDU형 원자로를 최초 설계, 제작한 AECL과 CANDU형 원자로를 20여기 운전하고 있는 Ontario Hydro에서는 압력관 재료에서 나타나는 노내 변형 기구의 규명과 노내변형의 조절에 대해 상당기간 연구해 왔다[12-16].

1979년 시작된 압력관재료 개발 연구의 하나는 미세조직(결정립크기, 전위밀도)의 변화를 통해 노내 변형 거동을 개선하려는 시도로, 새로운 압력과 재료와 상용압력관 재료와의 가장 큰 차이는 압력관 제조시의 압출비를 낮추고 상대적으로 고온에서 응력 제거 처리를 했다는 점이다(그림7). 이 연구는 현재 3가지 변화된 미세조직의 압력관에 집중되어 있으며, 현재 이들재료는 DIDO 시험로에서 조사시험이 진행중이다[3, 15, 16].

노내변형 기구에 근거한 노내변형의 조절은 이루어지고 있지 않으며, 현재까지 나타난 일부의 결과를 보면 결정립크기가 상용압력관보다 약간 작고 전위 밀도가 약간 낮은 새로운 재료의 조사성장 거동이 상용압력관 재료와 상당히 다르게 나타난 바 있으며 아직 정확한 이유가 규명되지는 않은 상태이다. 그러나 현재까지의 이해를 바탕으로 Ontario Hydro에서는 이 재료를 상당량 주문하여 몇몇 원자로에 사용하고 있으며 이 세가지 압력관 재료가 Bruce Unit 8에 설치되어 있으므로 몇년 후 이들 재료에 대한 노내변형 거동이 보고 될 것이다[7].

미세조직이 변화된 세가지 재료의 고속중성자 조사전, 후의 기계적성질은 표 3에 상용 압력관 재료와 비교되어 있으며 [1, 15] 고속중성자 조사후의 인장강도는 상용압력관 재료와 거의 같으나 항복강도는 약간 낮고 연신률은 약간 큰 것으로 나타났다.

## 5. 결론

노내변형에 의한 압력관 파괴는 아직까지 몇몇 경우에 지나지 않지만, 노내변형(조사크립 및 성장)은 몇가지 형태로의 안전운전에 영향을 미치며, 특히 압력관의 길이방향연신(axial elongation)은 현재까지도 압력관의 수명을 제한 할수 있는 요소이다.

노내변형중 처짐변형에 대한 직접적인 해결 방안이 없는 상태이므로 처짐에 의한 압력관 파손의 위험을 줄이기 위해 느슨한 garter spring이 설치된 원자로에서는 garter spring의 위치를 확인하고 garter spring의 위치를 재조종하는 것(SLAR)이 필수적이

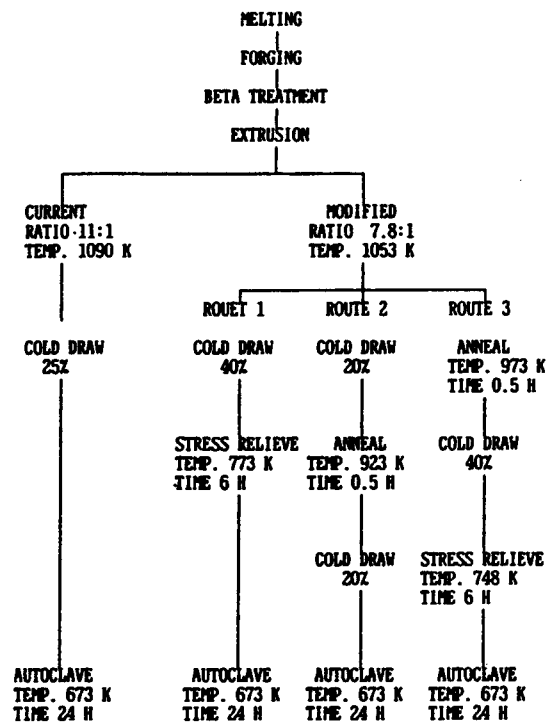


그림 7. 상용압력관과 개선된 (modified) Zr-2.5% Nb 압력관의 제조공정 비교

다.

압력관의 건전성 확보를 위해서는 노내변형과 관련하여 운전중 많은 보수유지 노력과 계속적인 경계가 필요하며, 한국에 후속 CANDU형 원자로가 건설된다면 노내변형과 관련한 측면이 심도있게 고려되어야 할 것이다.

노내변형에 의한 압력관에서의 문제를 최소화하기 설계의 변경, 재료의 개선, 유지보수 노력은 필수적이며, 설계변경의 측면에서 연신허용량의 증가(50mm→150mm→300mm)와 garter spring수의 증가(2개→4개)가 이루어졌다.

장기적인 측면에서 노내변형의 다른 문제는 calandria tube로부터 나타날 수 있으며 이 문제에 대해서는 실질적인 해결책이 없는 실정이다. Calandria tube에 대한 노내변형 자료는 압력관 교체시 측정, 확보되어야 하며 특히 압력관 교체시나 원자로의 수명연장이 고려될 때 필수적 자료가 될 것이다.

현재까지 CANDU형 원자로의 운전경험은 제한적이므로, 노심재료의 장기적 노내 변형 거동을 예측,

표 3. 상용압력관과 개선된(modified) Zr-2.5% Nb 압력관의 고속중성자 조사전후의 인장성질

Materials	Test Temp K	UTS, [MPa]		0.2% Yield Stress		Elongation	
		unirr.	irr.*	unirr.	irr.*	unirr.	irr.*
Route 1	573	534-559	735	354-379	641	16-24	13
Route 2	573	530-548	758	390-408	655	14-20	10
Route 3	573	532-544	742	363-391	657	14-20	10
Current A	573	482-558	756	363-391	702	12-20	7
Current B	575	469-531	752**	330-380	683**	14-16	5**
Current B	295	790	980**	643	980**	13	6**

\*fast neutron fluence :  $1.6 \times 10^{24} \text{ nm}^{-2}$ ,  $E > 1 \text{ MeV}$ \*\*fast neutron fluence :  $1.0 \times 10^{24} \text{ nm}^{-2}$ ,  $E > 1 \text{ MeV}$ 

평가하기 위한 연구와 새로운 보수 기술의 개발이 필수적인 것으로 보인다.

### 참고문헌

1. B. A. Cheadle, C. E. Colman, H. Licht, Nuclear Technology, Vol.57 pp.413-425
2. E. F. Ibrahim, B. A. Cheadle, Canadian Metall. Quar. Vol.24(1985), pp.273-281  
Vol.19A(1988), p.1153
3. M. Griffiths, R. W. Gilbert, C. E. Coleman, Journal of Nuclear Materials Vol.159(1988), pp.405-416
4. A. R. Causey, V. Fidleris, S. R. MacEwen, C. Schulte, ASIM STP 956, pp.54-68, AECL-9499
5. C. Hellio, C.H. de Novion, L. Boulanger, Journal of Nuclear Materials, Vol.159(1988), pp.368-378
6. M. Griffiths, Journal of Nuclear Materials, Vol.159(1988), pp.190-218
7. G. J. Field, Journal of Nuclear Materials Vol.159(1988), pp.3-11
8. E.G. Price, AECL-8335(1984)
9. S. H. Groom, Information Report Pressure Tube Creep-Growth Measurement Results to April 1986 at Point Lepreau NGG.
10. N. C. van den Brekel, Fuel Channel In-service Inspection(ISI) Program for Ontario Hydro Owned Reactors 1990
11. Design manual for Wolsung-1 nuclear power plant, DM-59-31100
12. E. F. Ibrahim, Journal of Nuclear Materials, Vol.102(1981), pp.214-219
13. R. A. Holt, E. F. Ibrahim, Acta Metal. Vol.27(1979), pp.1319-1328
14. V. Fidleris, Journal of Nuclear Materials Vol.159(1988), pp.22-42
15. J. D. Parker, V. Perovic, M. Leger, R. G. Fleck, ASIM STP 939, pp.86-100
16. R. G. Fleck, R. A. Holt, V. Perovic, J. Tadros, Journal of Nuclear Materials, Vol.159(1988), pp.75-85
17. R. A. Holt, Journal of Nuclear Materials, Vol.159(1988), pp.310-338