

# CANDU 600 중수로원전 열수송계통의 경년열화현상 및 관리방안

## Aging Phenomena and Management Methodology of CANDU 600 Primary Heat Transport System

이경수, 정일석, 김태룡

한국전력공사 전력연구원  
대전광역시 유성구 문지동 103-16

### 요 약

중수로원전의 열수송계통은 천연우라늄으로부터 핵분열에 의한 에너지를 생성시키고 그 에너지를 터빈발전기축에 공급하는 핵심계통으로서 핵연료채널, 증기발생기, 가압기, 열수송펌프, 원자로냉각재모관 및 자관으로 구성된다. 세계적으로 CANDU 600 중수로원전은 1984년에 상업운전을 시작하여 약 20년간 운전되고 있으며 열수송계통에서 다양한 경년열화현상이 보고되고 있다. 본 논문은 문헌조사를 통해 확인된 CANDU 600 원전 열수송계통의 경년열화현상과 그에 대한 관리방안을 기술하고 있다.

### Abstract

The primary heat transport system(PHTS) in CANDU 600 nuclear power plant produces enormous heat from the natural uranium by nuclear fission and transfers it to the secondary system, where converts the feedwater into steam to rotate the turbine generator. The PHTS has two loops and each of them is composed of fuel channels, steam generator, pressurizer, heat transport pump and pipings. The CANDU 600 nuclear power plant started its commercial operation in the world since 1983 and has been operated for about 20 years and various aging phenomena has been observed especially in the PHTS. This paper describes the aging phenomena and countermeasures in the PHTS through document survey.

### 1. 서 론

중수로원전은 중수(heavy water)를 감속재와 냉각재로 사용하며 비농축 우라늄을 연료로 사용한다. 그 중 CANDU 600 원전은 캐나다원자력공사(AECL, atomic energy of Canada Limited)에서 개발한 중수형 원자로로서 전기생산능력이 600MWe급이다. 국내에서 운전되고 있는 월성 1,2,3,4호기가 CANDU 600형 원자력발전소이다. CANDU 600 원

전으로서 캐나다의 포인트레프로원전, 젠틸리 2호기와 국내의 월성 1호기가 1983년에 상업운전을 시작하였다. CANDU 600 원전의 열수송계통은 핵연료로부터 핵분열열을 생성하고 이를 증기발생기를 통하여 이차계통에 전달하는 핵심계통으로서 핵연료채널, 증기발생기, 열수송펌프, 가압기, 배관으로 구성되어 있다. 그림 1은 CANDU 600 원전 열수송계통의 개략도이다. 열수송계통 구성기기는 미국기계기술자협회(ASME, american society of mechanical enginners) 보일러 및 압력용기 코드인 ASME Section III, Class 1 등급에 따라 설계 및 제작되었다. 표 1에 열수송계통 기기의 주요 설계데이터이다[1]. 핵연료채널은 설계수명이 210,000 유효전출력시간(EFPH, effective full power year)이며 이는 이용율 80%로 운전할 경우 30년에 해당한다[2]. 핵연료채널을 비롯한 열수송계통 기기는 가동중 결함 및 열화현상 확인을 위해 가동중검사가 수행된다. CANDU 600 원전에 대한 가동중검사는 CAN/CSA N285.4 요건에 따라 수행되며 열수송계통 구성기기에 대해 수행되는 가동중검사는 표 2와 같다[3]. 가동중검사를 통해서 많은 경년열화현상이 확인되고 있으며 특히 핵연료채널과 공급자관의 경년열화가 현저한 것으로 알려져 있다. 본 논문에서는 열수송계통에서 발생하고 있는 경년열화현상에 관한 자료조사를 통해 그 원인을 고찰하고 그에 대한 관리방안을 제시하였다.

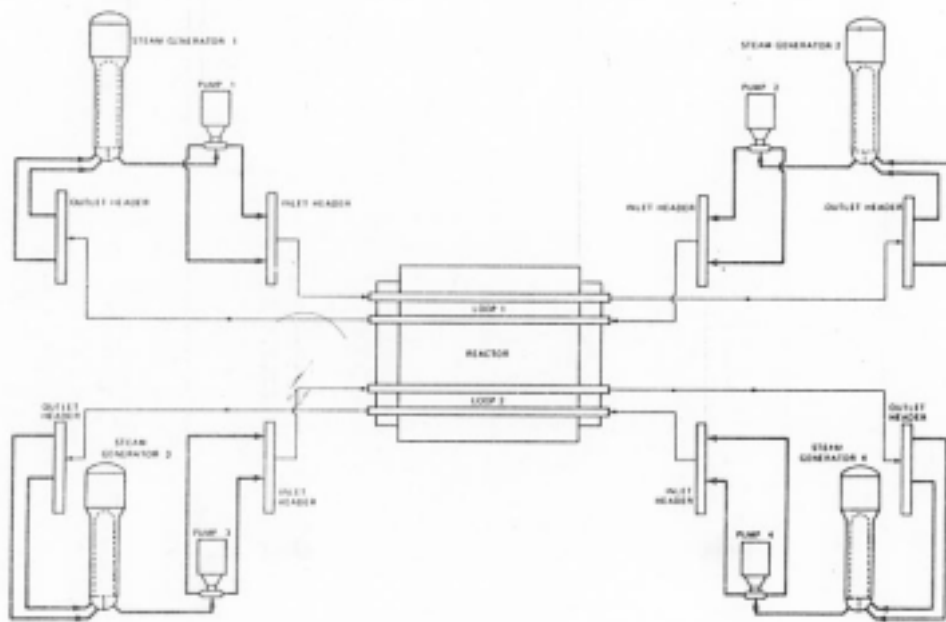


그림 1. 월성 1호기 원자로냉각재계통

표 1. 열수송계통 주요 설계데이터

기기명	항목	설계값	기기명	항목	설계값
계통	총 노심유량	7.7 Mg/s	열수송펌프	정격유량	2228l/s
	최대채널 유량	24kg/s		정격수두	215m
	배관 코드등급	ASME III Cl.1		설계압력/온도	12.9MPa/279℃
	총 체적	120.2 m <sup>3</sup>		케이싱 재료	탄소강 SA216
	입구모관 온도	266℃		임펠러 재료	합금강 A-487

	출구모관 온도	310℃		축 재료	S/S SA-479
	입구모관 압력	11.35MPa	배관	재료	SA106 Gr.B
	출구모관 압력	9.99MPa	증기발생기 입구	내경	18"/20"
	펌프입구 압력	9.54MPa		설계압력/온도	10.7MPa/316℃
	출구모관 건도	4%	펌프 입구	내경	20"
	최대채널출력	6.5MWth		설계압력/온도	10.7MPa/279℃
증기발생기	몸통/드림재료	탄소강	펌프 출구	내경	16"
	튜브 재료	Incoloy800		설계압력/온도	12.9MPa/279℃
	튜브 두께	5/8 in.	입구모관	내경/두께	0.37m/56.3mm
	열전달면적	3205m <sup>2</sup>		설계압력/온도	12.9MPa/279℃
	1차입구온도	309℃	출구모관	내경/두께	0.406m/63.5mm
	1차출구온도	266℃		설계압력/온도	10.7MPa/316℃
	1차입구 압력	9.8MPa	입구자관	직경	3.5", 3", 2.5", 2", 1.5"
	1차출구 압력	9.4MPa		설계압력/온도	12.9MPa/279℃
	1차입구 건도	4.4%	출구자관	직경	3.5", 3", 2.5", 2"
	튜브출구속도	4.3m/s		설계압력/온도	10.7MPa/316℃

표 2 열수송계통 구성기기 가동중검사 내용

기기명	가동중검사 항목
핵연료채널	- 치수검사 : 길이, 두께, 직경, 처짐 - 수소시료채취 : 농도증가 확인 - 결합
증기발생기	- 결합탐상 : 전열관 - 육안검사 및 결합탐상 : 몸통, 헤드 및 노즐 용접부 및 열영향부
가압기	- 육안검사 및 결합탐상 : 몸통, 헤드 및 노즐 용접부 및 열영향부
열수송펌프	- 육안검사 또는 두께측정 : 케이싱 - 육안검사 및 표면/체적결합탐상 : 커플링
배관	- 두께측정 : 공급모관, 공급자관 - 침부식검사 : 펌프 입, 출구 엘보우, 증기발생기 입구 엘보우 - 결합탐상 : 용접부 및 열영향부
기기 지지대	- 육안검사 및 표면탐상검사 : 증기발생기, 펌프
배관 지지대 및 행거	- 육안검사

## 2. 본 론

CANDU 600 원전 열수송계통에서 발생하고 있는 경년열화현상을 확인하고 그에 대한 관리방안을 도출하기 위해 월성 1호기를 비롯한 CANDU 600원전의 운전, 검사, 정비 및 연구이력에 대한 문헌을 조사하였다. 문헌 조사 결과 확인된 열수송계통에서 발생하고 있는 경년열화기구를 표 2에 정리하였다[3]. 표 2에 제시된 경년열화기구 중에서 실제로 열수송계통의 수명을 제한할 수 있는 경년열화기구는 핵연료채널의 크립 및 성장과 출구공급자관의 유동가속부식(flow accelerated corrosion)인 것으로 확인되었다.

표 3 열수송계통 경년열화기구

경년열화 기구[4]		핵연료채널	증기발생기	가압기	열수송펌프	배관
부 식	1. 응력부식균열	-	✓	-	✓	✓
	2. 일반부식	✓	✓	✓	✓	✓
	3. 침식	-	-	-	-	-
	4. 틈부식/덴팅	-	✓	-	-	-
	5. 입계부식균열	-	✓	-	-	-
	6. 미생물부식/오염	-	-	-	-	-
	7. 부식피로/균열성장	-	-	-	✓	-
	8. 유동가속부식	-	✓	-	-	✓
	9. 침식	-	-	-	✓	✓
취 화	1. 조사응력부식균열	-	-	-	-	-
	2. 열취화	-	-	-	✓	✓
	3. 조사취화	✓	-	-	-	-
	4. 수소취화/지연균열	✓	-	-	-	-
기 타	1. 마모/프레팅	✓	✓	-	-	✓
	2. 열피로	-	-	✓	-	✓
	3. 진동/열충격	-	-	-	✓	✓
	4. 크립/응력이완	✓	✓	✓	✓	-

본 연구에서는 출구공급자관에서 발생하고 있는 유동가속부식의 원인과 그 완화방안을 집중적으로 조사하였으며 그 결과 다음과 같은 내용이 확인되었다.

### 가. 유동가속부식 현상

원자로냉각재 공급자관의 유동가속부식현상은 1997.1월에 발생한 포인트레프로윈전 출구공급자관 S-08의 누설원인을 조사하는 과정에서 처음 확인되었다. 균열단면을 조사한 결과 유동가속부식의 전형적인 현상인 조개무덤형태(scallop pattern)가 관찰되었다. 그림 2와 3은 당시의 그림이다.

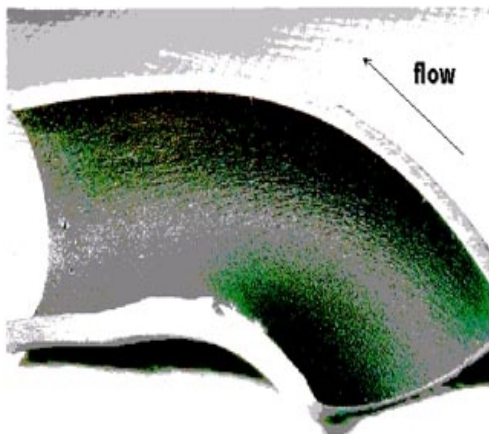


그림 2 S-08 공급자관 파단면

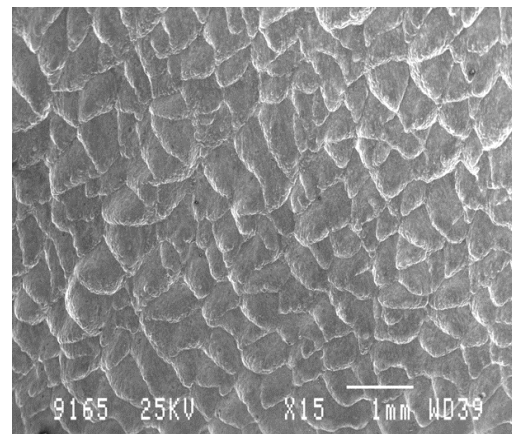


그림 3 S-08 내부표면 전자현미경 사진

이후 전 세계 CANDU 600 원전의 출구 공급자관의 두께를 측정 한 결과 유사한 감육현상이 진행되고 있음이 확인되었다. 표 4는 캐나다원자력공사에서 제공한 CANDU 600 원전의 출구공급자관 감육율이다.

표 4. CANDU 600 원전의 공급자관 감육율 (2000.4 기준, 단위 : mm/yr)

발전소명 (EFPY)	월성 1 (14.45)	포인트레프로 (14.05)	젠틸리-2 (12.58)	엠발스 (12.25)
2.5 in., 최대 감육율	0.140	0.127	0.131	0.127
2.5 in., 평균 감육율	0.093	0.110	0.094	0.08
2.0 in., 최대 감육율	0.118	0.114	0.114	0.063
2.0 in., 평균 감육율	0.073	0.096	0.079	0.027

#### 나. 유동가속부식 발생 원인

유동가속부식은 전기화학적 부식 현상과 유체유동에 의한 용해된 철이온의 제거 현상에 의해 발생한다. 전기화학적 부식인 용해율에 영향을 미치는 인자는 온도, pH, 용존 산소농도, 배관재질 등이고 철이온 제거, 즉 질량이송율에 영향을 미치는 인자는 배관의 설치 모양, 유량, 유속, 기포함량 등이다. 열수송계통 공급자관의 유동가속부식 원인에 대한 많은 연구가 수행되었으며 그 결과 주된 영향 인자는 온도, pH, 유속인 것으로 밝혀졌다[5]. 온도변화는 국부조건에서의 pH 변화, 산화환원 반응을, 마그네타이트의 용해율 등에 영향을 줌으로써 전기화학적 부식에 영향을 줄 뿐만 아니라 계통수의 물리적 조건 변화에 영향을 줌으로써 질량이송율에도 영향을 준다. 그림 4는 열수송계통 회로 각 위치에서의 온도와 해당 온도에서의 마그네타이트 용해도를 보여주며 출구공급자관에서 용출된 마그네타이트가 증기발생기 저온관 측 튜브내면과 입구 공급자관에 침적되는 현상을 설명해 준다.

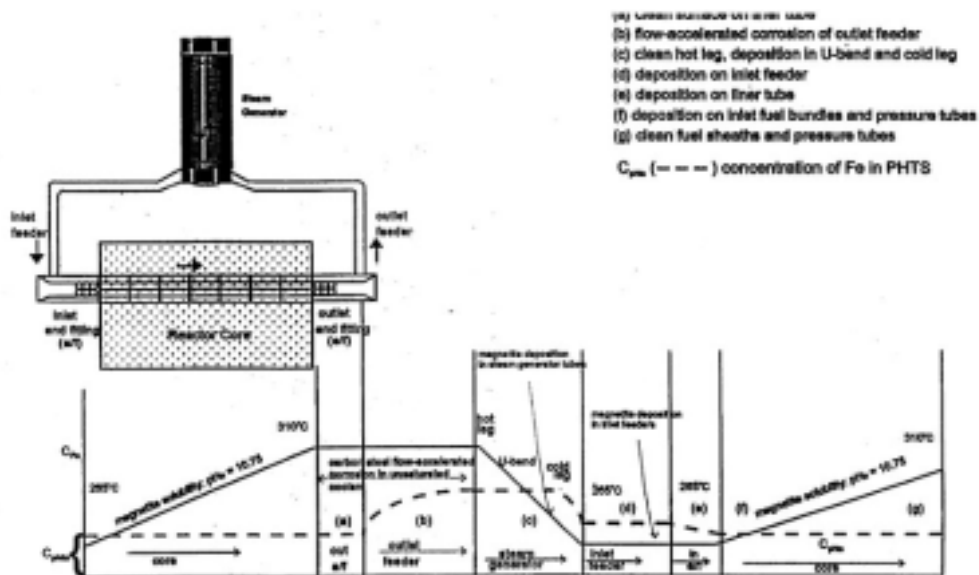


그림 4 열수송계통의 온도와 마그네타이트 용해도

#### 다. 유동가속부식이 계통에 미치는 영향

그림 4에 따르면 출구공급자관 영역(b)에서는 냉각재내의 마그네타이트농도가 불포화상태이므로 공급자관 표면의 마그네타이트가 냉각재내로 용해되어서 배관의 두께가 지속적으로 얇아진다. 반면에 증기발생기 저온관측에서부터는 냉각재온도가 감소하여 마그네타이트가 과포화상태로 됨으로써 마그네타이트가 석출되어서 전열관 내면에 침착되어 증기발생기의 열전달율을 저하시킨다. 이러한 현상은 입구공급자관까지 지속되어 입구공급자관에도 마그네타이트가 침적된다. 배관내부 표면의 마그네타이트 용해 및 침적은 내경을 변화시키고 표면거칠기를 변화시킴으로써 냉각재 유동에 영향을 끼친다. 무엇보다도 핵연료채널 입구에서의 냉각재온도가 상승하여 핵연료채널의 열제거능력을 저하시킨다. 이로 인해 포인트레프로와 젠틸리 2호기에서는 국부과출력정지(ROPT, regional overpower trip) 설정치 여유가 줄어들어 출력을 감발하여 운전하기도 하였다. 유동가속부식이 열수송계통에 미치는 영향을 그림 5에 나타내었다.

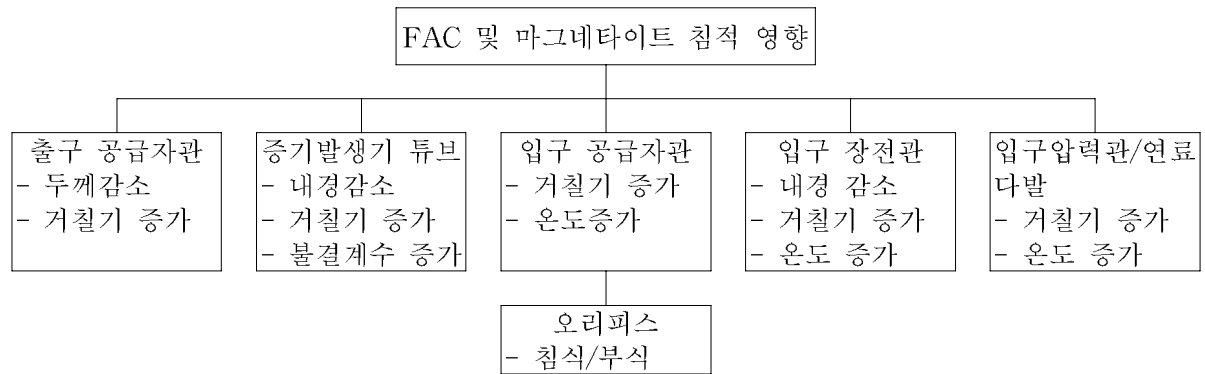


그림 5 유동가속부식이 열수송계통에 미치는 영향

#### 라. 유동가속부식 완화방안

자료조사 결과 열수송계통의 유동가속 완화방안에 대한 많은 연구가 수행되었음을 확인하였으며 주요 조사결과는 다음과 같다.

##### ① pH 조절

부식율은 금속표면에서의 수용성 이온의 용해 정도에 달려 있기에 금속이온의 용해도를 좌우하는 중요한 요소인 pH에 크게 의존한다. 고온에서의 pH는 중수로 1차측의 pH를 조절하는데 사용하는 LiOH의 농도로부터 계산될 수 있다. 일반적으로 pH가 증가하게 되면 OH<sup>-</sup> 이온이 증가하여 Fe<sup>2+</sup> 이온과 OH<sup>-</sup> 이온이 Fe(OH)<sub>2</sub>로 변하여 부식이 감소하는 방향으로 반응이 진행된다. pH가 8.0에서 9.0으로 증가하면 유동가속부식율이 약 4배 정도 감소되고, pH가 9.0에서 9.5로 증가하면 약 1/10로 감소한다. 하지만 pH가 9.6이상에서는 pH가 증가하면 마그네타이트의 용해도 변화로 오히려 유동가속부식율이 증가하는 경향을 보인다. CANDU 600 열수송 계통에는 pH가 약 10정도인 냉각수가 흐르고 있으며 일반적인 권고 pH 운전범위는 10.2 ~ 10.8이었다. 상업운전 이후 1996년까지의 평균 운전 pH는 월성 1호기가 10.54, Gentilly 2호기가 10.62, Point Lepreau가 10.66, 엠발스가 10.17이었다. 각 원전의 pH 운전이력을 그림 6에 나타내었으며 표 4를 보면 상대적으로 낮은 pH로 운전되었던 엠발스 원전의 감육율이 타 원전에 비해 낮음을 알 수 있다.

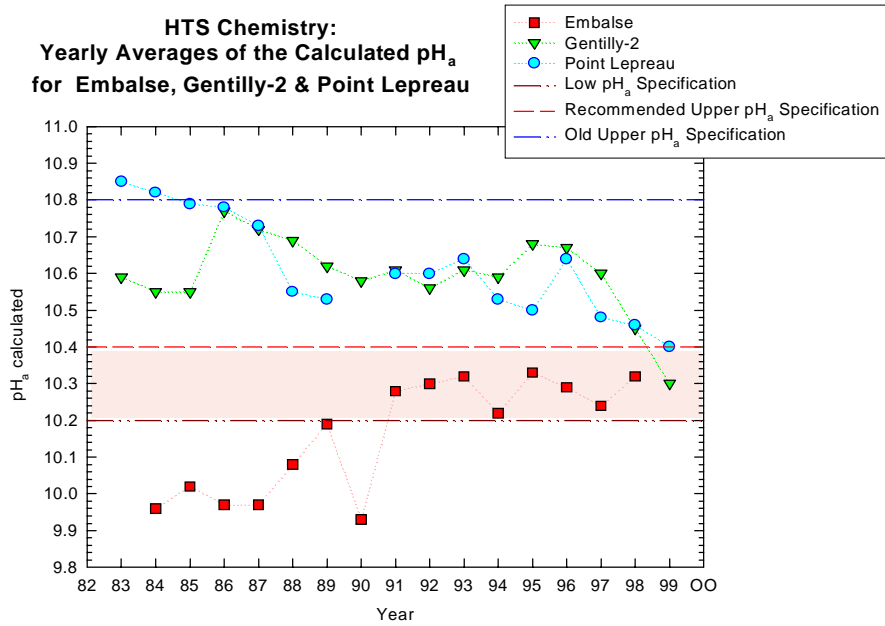
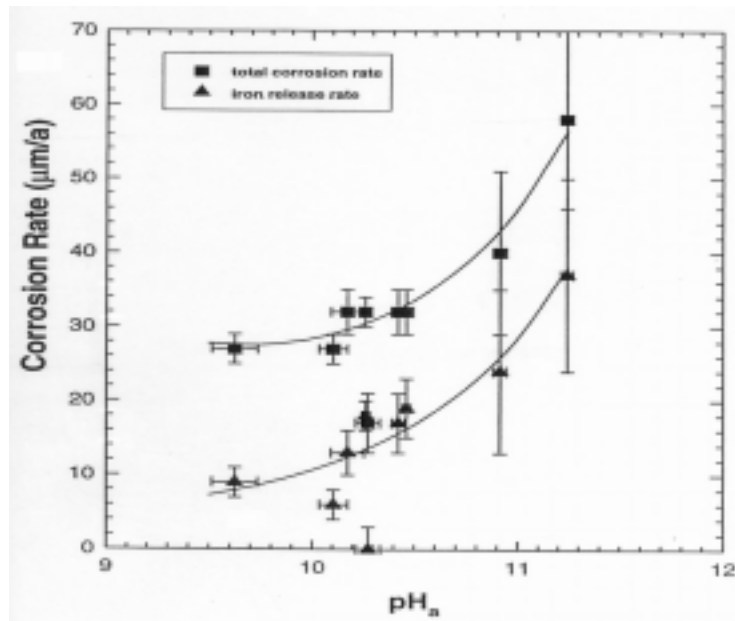


그림 5 CANDU 600 원전의 pH 이력

연구결과에 따라 중수로원전 소유자그룹에서는 pH 운전범위를 10.2~10.4로 변경토록 권고하기도 하였다. 그림 6은 공급자관의 pH와 부식율의 상관관계를 보여준다.



## ② 합금 함량

유동가속부식율은 Cr, Mo, Cu 함량에 큰 영향을 받으며, 이 중에서 Cr 농도에 가장 큰 영향을 받는다. Ducreux의 연구결과[7]에 의하면, 0.5w/o 이상의 Cr 농도에서는 유동가속부식은 거의 무시할 정도였다. 이는 아주 작은 Cr 함량으로도 산화피막층의 안정성이 매우 증가하기 때문으로 분석된다. 원소 함량 효과를 보여주는 관계식은 다음과 같다.

$$\text{FAC rate}/\text{FAC rate}_{\text{max}} = (83 \cdot [\text{Cr}\%]^{0.89} \cdot [\text{Cu}\%]^{0.25} \cdot [\text{Mo}\%]^{0.20})^{-1}$$

여기서 [Cr%], [Cu%] 및 [Mo%]는 각 원소의 중량비(weight percent)를 나타낸다. 그림 7에 유동가속부식과 크롬함량의 상관관계를 도시하였다.

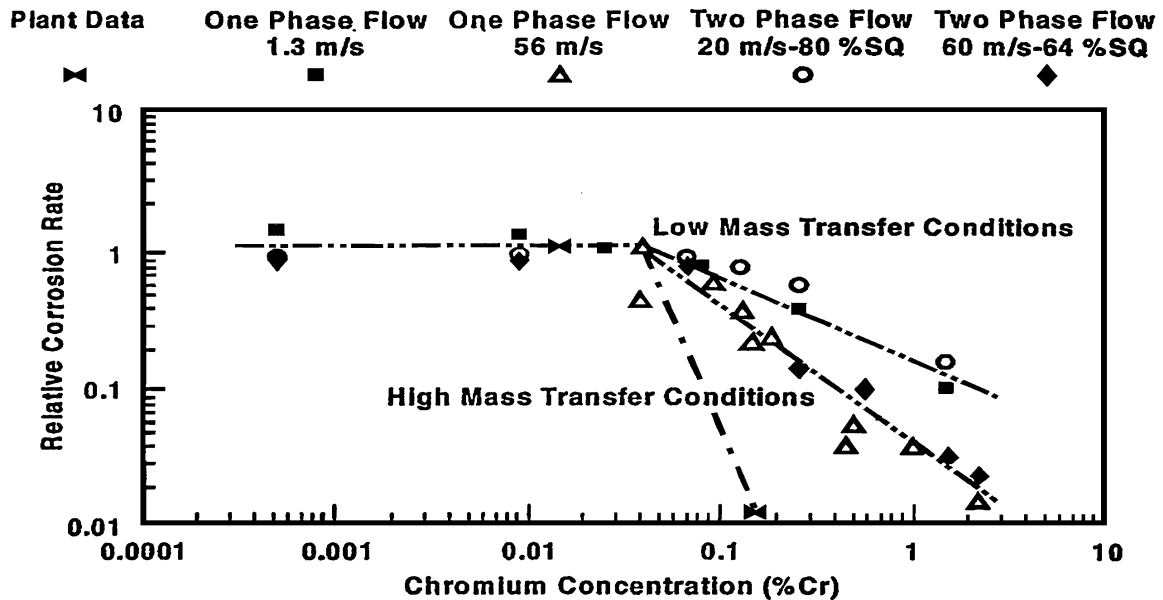


그림 7 유동가속부식과 크롬함량의 관계

이에 따라 출구 공급자관에 크롬이나 티타늄 같은 부식억제제(inhibitor)를 처리하여 유동가속부식속도를 완화하려는 연구가 시도 중에 있으나 아직까지 발전소에 적용된 사례는 확인되지 않았다.

### 3. 결론

현재 운전중인 전 세계 CANDU 600 원전의 열수송계통에서 발생하고 경년열화현상에 관한 운전, 검사 및 연구자료를 조사한 결과 다음과 같은 결론을 얻었다.

- 가. CANDU 600 원전 열수송계통의 수명을 제한할 수 있는 경년열화현상이 핵연료채널과 공급자관에서 발생하고 있다.
- 나. 핵연료채널의 수명을 제한하는 경년열화기구는 크립 및 성장으로서 그로 인해 채널 길이 및 직경이 설계제한치 이상으로 증가하게 된다.
- 다. 공급자관의 수명을 제한하는 경년열화기구는 유동가속부식이다.
- 라. 공급자관에서 발생하고 있는 유동가속부식은 공급자관의 두께를 감소시켜 공급자관의 구조적 건전성을 위협할 뿐 아니라 증기발생기의 열제거능력을 저하시킨다.
- 마. 운전중인 원전의 공급자관의 유동가속부식을 완화시키는 방안은 해당 채널의 핵연료를 제거하여 온도를 낮추거나 출구공급자관의 크롬함량을 상승시키거나 원자로냉각재의 pH값을 낮추는 것이다.
- 바. 출구공급자관의 크롬함량을 증가시키는 것은 아직 운전중인 원전에서 적용된 사례는 없으나 냉각재의 pH 운전범위를 낮추어 운전하는 것은 많은 원전에서 적용되고 있다.



## 참고문헌

- [1] DM-59-33100, "Design Manual, Wolsong-1 Nuclear Power Plant Primary Heat Transport System"
- [2] DM-59-31100, "Design Manual, Wolsong-1 Nuclear Power Plant Fuel Channel Assembly"
- [3] 59-03550-PIP-001, Periodic Inspection Program for Pressure Retaining Components, 1998 July
- [4] 59-32000-680-001, Template for Life Assessment Study of CANDU components, 2001 March
- [5] ASME Sec.III, Appendix W, W-4410
- [6] K.A Burrill, E.L.Cheluget, 'Corrosion of CANDU outlet feeder pipes,'1998 JAIF international conference
- [7] J. Ducrex, 'Theoretical and Experimental Investigation of the Effect of Chemical Composition of Steels on their Erosion-Corrosion Resistance' May 1982