

국내 CANDU 가동원전의 열수송펌프 피로평가

Fatigue Evaluation of PHTS Pumps for a Domestic CANDU Nuclear Power Plant

노 희영, 진 태은
한국전력기술(주)
경기도 용인시 구성읍 마북리 360-9

이 경수, 정 일석
한전전력연구원
대전광역시 유성구 문지동 103-16

요 약

원전의 계속운전을 위한 수명관리연구의 일부로 중수로 열수송펌프(33122)에 대한 피로평가를 수행하였다. 평가는 NUREG-1800에 제시된 시간제한경년열화평가(TLAA)의 평가방법에 따라 발전소의 설계 및 운전 과도횟수를 기준으로 수행하였으며 환경측면에 대한 영향도 함께 검토하였다. 열수송펌프에서 피로사용계수는 Stuffing Box의 Cooling Hole에서 가장 높았으며, Cutwater Region, Outlet Region의 순으로 높게 나타났다. 설계수명이후 20년 계속운영에 대해 설계 과도횟수를 이용하여 평가한 결과 누적피로사용계수(CUF)가 가장 높은 Cooling Hole부위에서 1.0을 초과하였다. 그러나 운전이력에 근거한 운전 과도횟수를 적용하여 평가한 경우는 허용한도 이하로 산출되어 20년의 계속운영시에도 열수송펌프는 피로관점에서 충분한 건전성을 유지할 수 있는 것으로 예측되었다.

Abstract

Fatigue evaluations on primary heat transport system pumps (33122) for a domestic CANDU nuclear power plant were carried out as a part of a Plant Lifetime Management (PLIM) study. A methodology used in performing the evaluations was based on the NUREG-1800 and the evaluations were carried out for the pressure boundary regions based on the number of design and operating transients with consideration of environmental effects. The cumulative usage factors(CUFs) of PHTS pumps were identified high in order of Stuffing Box's Cooling Hole, Cutwater Region, Outlet Region, and etc. The stuffing box's cooling hole among these regions was evaluated that the fatigue usage factor for 50years operation based on the design transients exceeded 1.0. But, the reevaluated cumulative usage factor based on the operating experience was below allowable limit. From the results of fatigue evaluations for the PHTS pumps, it is concluded that the fatigue will not be a significant safety issue even considering additional 20years continued operation.

1. 서 론

현재 전 세계적으로 가동중인 원전의 노후화와 함께 신규 원전건설에 따른 부지확보와 막대한 투자비 문제, 원전 안전에 대한 불신 등이 원전산업에 공통된 난제로 등장하고 있다. 이러한 문제에 대응하기 위한 노력으로써 기존 원전의 수명관리연구 또는 주기적안전성평가(Periodic Safety Review : PSR) 등을 통하여 실제 운전수명을 최적 시점까지 연장하고 안전성을 향상시키기 위한 연구가 미국을 비롯한 영국, 일본 등 해외에서 활발히 진행되어 왔다. 가압중수로형인 CANDU 원전의 경우도 월성 1호기

를 포함하여 20년 이상 운전된 원전도 상당수에 달함에 따라 캐나다원자력공사(AECL)가 중심이 되어 CANDU 소유자그룹(COG)을 결성하여 기술지원, 정보교환 및 연구개발, 공동 프로젝트의 추진 등 추진하고 있으며, 발전사업자는 수명유지 및 수명연장을 위한 많은 활동을 수행하고 있다. 국내의 경우도 고리 1호기에 대해 계속운전을 위한 연구를 이미 수행하였고, 현재는 캐나다 New Brunswick Power의 Point Lepreau 발전소 및 Hydro Quebec의 Gentilly-2 발전소와 함께 현재 20년째 운전 중인 월성 1호기를 대상으로 연구를 수행중이다.

월성 1호기에 대한 수명관리 연구는 인허가 및 경제성 측면의 검토와 함께 안전성 및 수명확보 측면에서 중요한 원자로집합체, 증기발생기, 가압기, 1차 및 2차 계통 배관, 격납용기, 주요기기 및 배관 지지대, 펌프류, 압력용기류, 터빈, 케이블 등의 주요기기들을 중심으로 평가를 수행하고 있다. 이들 기기는 운전환경과 사용재료 등에 따라 다양한 형태의 경년열화가 나타날 수 있어 해당 경년열화의 발생가능성 확인과 평가가 필요하다. 특히 NUREG-1800¹⁾, -1801²⁾에 따르면, 설계수명 이후의 계속운전을 제한할 수 있는 시간제한경년열화평가(TLAA : Time Limit Aging Assessment)를 확인하고, 계속운전에 따른 안전성을 평가하도록 요구하고 있다.

이에 따라 본 고에서는 대표적인 TLAA의 하나인 피로손상에 대해 중수로 원전 1차계통 냉각재를 순환시키며 압력경계의 일부를 구성하는 열수송펌프(33122)를 대상으로 추가 20년의 계속운영에 대해 NUREG-1800에서 제시하고 있는 방법을 이용하여 피로수명을 평가하였다.

2. 열수송펌프의 설계

열수송펌프는 Class 1 설계기기로서 Borg Warner Limited의 Byron Jackson Pump Division에서 제작, 공급하였다. 펌프는 1974년판(1975년 여름판 포함) ASME Code를 포함하여 ANSI, ASTM 및 CSA B1.1의 설계코드와 해당 설계시방서의 요건에 따라 설계되었으며³⁾, 주요 설계데이터는 표 1과 같다⁴⁾. 가압경수로의 원자로냉각재펌프와 비교해서는 설계압력과 설계온도가 낮고, 설계유량도 크게 작으나 펌프의 회전속도는 1,800rpm(경수로의 경우 1,185rpm)으로 약 50% 가까이 높다.

표 1. 월성 1호기 열수송펌프의 주요 설계데이터

	항 목	설 계 데 이 터
일 반 사 항	수량 / Equip. Nos.	4 / 3312-P1 to -P4
	유형	수직/원심형, 흡입구 1, 토출구 2
	유량 / 수두	2,228 l/s (29,400 lgpm) / 215 m (705 ft)
온 도	운전온도	266°C (511°F)
	설계온도	279°C (535°F)
압 력	정상 흡입압력, Abs	9.54 Mpa (1,384 psi)
	최소 흡입압력, Abs	1.38 Mpa (200 psi)
	토출압력, Abs	11.34 Mpa (1,645 psi)
	설계압력, Gauge	12.9 Mpa (1,870 psi)

열수송펌프는 펌프 상부에 부착된 전기모터에 의해 구동되는 수직형 단단 원심펌프로써 단일 흡입구와 2개의 토출구를 갖는 구조이며, 개략적인 구조 및 형상은 그림 1과 같다. 펌프는 크게 케이스 집합체(Case Assembly), 덮개 집합체(Cover Assembly), 임펠러 집합체(Impeller Assembly), 펌프축 집합체(Shaft Assembly), 베어링 집합체(Bearing Assembly), 커플링 집합체(Coupling Assembly), 구동부 설치 집합체(Driver Mount Assembly) 및 밀봉 카트리지(Seal Cartridge)의 9개 집합체로 구성된다. 이중 열수송펌프의 압력경계 부위(Pressure Boundary Parts : PBP) 또는 부착물(Pressure Boundary Assemblies : PBA)은 케이스 및 덮개 집합체로서 펌프 케이싱을 비롯하여 입구 및 출구 엘보우, 케이스 스톨드 및 너트, 플랜지 그리고 밀봉판 등을 포함하며, 해당 부속기와 사용재료는 표 2와 같다⁵⁾. 이들 부속기기 또는 부품은 모두 ASME Code, Sec.III, Cl.1에 따라 설계되었으며, 탄소강 또는 저합금강 재료로 제작되었다. 이외에 밀봉판 등 일부 부품들은 스테인리스강이 사용되었다.

3. 열수송펌프의 설계 운전조건

월성 1호기 최종안전성분석보고서에 따르면, 열수송계통에 대해 표 3과 같이 정상 및 전도(과도) 운

전조건, 비상조건, 손상조건 그리고 시험조건에 해당하는 과도상태들을 제시하고 있으며⁶⁾, 열수송펌프의 Tech. Spec.에서는 각 과도상태에 대한 세부정의와 30년 설계수명(Design Life)에 대한 과도횟수를 제시하고 있다. 설계응력보고서(Design Stress Report)⁷⁾에서는 상기의 설계과도상태와 해당 횟수를 근거로 수행한 응력해석, 피로해석 등에 대한 결과를 제시하고 있다.

표 2. 열수송펌프의 압력경계 부속기기 및 사용재료

부속기기	압력경계		ASME Code Class	Material Spec. No.
	PBP	PBA		
Pump Case	○		Class 1	SA-216 GR. WCC C/W 308 SS Overlay at Gasket Fits
Pump Case Lifting Lugs		○	Class 1	SA-516 GR. 70
Pump Case Studs & Nuts	○		Class 1	SA-194 GR. 70
Suction Elbow	○		Class 1	SA-234 GR. WPB (SA-106 B)
Discharge Elbow	○		Class 1	SA-234 GR. WPB (SA-106 B)
Cover Stuffing Box	○		Class 1	SA-350 GR. LF-2
Cover Flange	○		Class 1	SA-350 GR. LF-2 C/W
Stuffing Box Flange	○		Class 1	SA-105
Stud-Case/Cover	○		Class 1	SA-193 GR. B7
Sealing Plate	○		Class 1	SA-516 Gr. 3
Aux. Seal Flange	○		Class 1	SA-105

4. 열수송펌프의 피로평가

열수송펌프는 계통의 운전 과도상태에 의한 저주기 피로와 펌프 진동이나 열에 의한 기계적 피로의 영향을 받으며, 그 원인에 따라 각각 저주기 피로, 고주기 기계적 피로, 고주기 열 피로로 구분된다. 저주기 열피로는 운전 과도상태에 의해서 발생하는 것으로 전체 수명기간 동안 발생횟수는 적으나 높은 응력으로 인해 큰 영향을 미칠 수 있다. 펌프의 압력경계를 구성하는 대부분의 부속기기 또는 부품들이 본 저주기 피로의 영향을 받는다⁸⁾. 고주기 기계적 피로는 펌프내부의 비대칭 압력분포를 포함하여 축의 오정렬 또는 불균형 등에 의해 주로 나타나며, 고주기 열 피로는 빠른 주기의 교번 열응력에 의해 발생한다⁹⁾. 이들 고주기 피로는 가동기간에 걸쳐 지속적인 관리가 요구되는 것으로 계속 운영의 관점에서는 별도의 검토가 요구되지 않으므로 본 연구에서는 설계 운전조건에 기인한 저주기 피로를 대상으로 평가하였다.

NUREG-1800에 따르면, ASME Class 1 요건에 따라 설계 또는 해석되는 기기에 대해서는 시간제한경년열화평가(TLAA)의 하나인 저주기 피로에 대해 다음의 3가지 방안 중 한 가지 방법으로 증명하도록 요구하고 있다.

- 선택 (1) : 평가결과가 가동기간에 대해서 유효하다.
- 선택 (2) : 평가결과가 가동기간의 종료시점까지 예측되었다.
- 선택 (3) : 경년열화 영향이 가동기간에 걸쳐 적절히 관리된다.

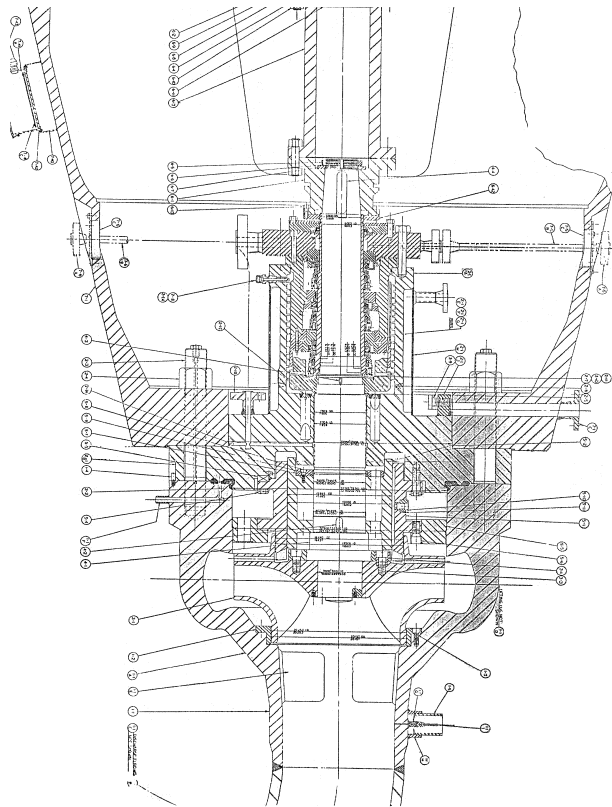


그림 1. 월성 1호기 열수송펌프의 구조

표 3. 열수송계통의 설계 운전조건

운전조건	설계 과도상태
정상 운전조건	1. 100% 원자로 출력에서의 연속적인 운전 2. 냉각 감압 상태에서부터의 가열 및 제로출력 고온상태로부터의 냉각 3. 원자로 가동 및 가동정지
전도(과도) 운전조건	1. 100% 원자로 출력으로부터의 원자로 트립 2. 터빈트립 3. 단계감소 4. 조절기능 상실 5. 100% 출력으로부터 IV급 전원의 상실 6. 100% 출력으로부터 급수의 전량상실
비상조건	1. 급변냉각(Crash Cooldown) 2. 비상과압
손상조건	1. 증기배관 파손 2. 냉각재 상실
시험조건	1. 정수력 시험 2. 고온검사 (Hot Condition) 3. 누설시험

상기의 평가방법에 대한 선택은 평가자에 의존하는 것으로 본 평가에서는 방법 (1)과 (2)에 따른 것으로서 다음을 수행하였다.

- 선택 (1)에 따른 평가 : 설계 및 운전 과도횟수의 비교를 통한 평가
- 선택 (2)에 따른 평가 : 운전종료 시점을 고려한 CUF 재평가
 - 설계 과도상태에 근거한 평가
 - 운전 과도상태에 근거한 평가

가. 설계 및 운전 과도상태의 비교를 통한 평가

본 방법에 따른 평가는 가정된 설계 과도횟수를 가동기간 동안 초과하지 않으므로 계속 운전기간에 대해서도 기존의 설계 CUF 산출결과가 유효함을 증명하는 것이다. 즉, 계속 운전기간을 고려한 운전종료 시점까지의 운전 과도횟수가 설계 과도횟수를 초과하지 않음을 보이는 것이다.

표 4는 열수송계통의 설계 과도상태와 18년간(1983년 1월부터 2000년 12월까지)의 운전이력을 기초로 외삽하여 예측한 30년, 50년 운전에 대한 과도횟수를 보여준다. 여기서 18년간의 운전 과도횟수는 발전소의 사고 및 정지이력, 시험이력, Station Log Data 등을 종합적으로 참조하여 분류되었다. 이에 따르면 30년 및 50년 운전에 대한 모든 예측 운전 과도횟수가 설계 과도상태를 초과하지 않는다. 따라서 기존의 30년 운전에 대해 가정된 과도횟수를 기준으로 평가한 평가가 50년의 운전에 대해서도 유효하다.

나. 운전종료 시점까지를 고려한 CUF의 재평가

방법 (2)에 따른 평가는 열수송펌프의 Tech. Spec.에서 명시하고 있는 30년 설계수명에 대해 고려된 과도횟수를 근거로 수행한 해석결과를 이용하는 방법으로 본 평가에서는 설계 과도상태에 근거한 평가와 운전 과도상태에 근거한 평가를 수행하였다.

설계 과도상태에 근거한 평가

설계응력보고서에서는 열수송펌프의 30년의 운전에 대한 설계 과도상태에 따른 피로해석 결과를 제시하고 있다. 이에 따르면, 펌프의 각 부위의 Critical한 위치에 대해 CUF를 제시하고 있으며, 펌프 케이스의 경우 0.3965, 펌프 덮개와 Seal Housing의 경우 0.1173, Driver Mount의 경우는 0.0402 그리고 Cooling Hall의 경우는 0.7707로 평가되었다. 30년 운전에 대한 설계 과도횟수로부터 산출된 CUF를 50년 운전에 대해 외삽하여 평가한 결과는 표 6과 같으며, Cooling Hall을 제외하고는 모두 1.0이하를 유지하였다. 따라서, 본 평가방법에 따른 경우 Cooling Hall의 수명은 약 39년으로 50년의 운전을 위해서는 추가적인 세부평가 또는 방법 (3)에 따른 관리방안이 마련되어야 한다.

표 4. 열수송계통의 설계 및 운전 과도횟수

설계 운전조건	과도상태 횟수		
	설계 과도횟수 (30년)	예상운전 과도횟수 (30년)	예상운전 과도횟수 (50년)
A. Normal Conditions			
1. Heat up from cold depressurized state	500	75	125
2. Cooldown & depressurization from zero power hot condition	500	75	125
3. Following steady state at zero power hot	1000	120	200
4. Following a reactor trip	1200	62	103
5. Following a turbine trip	2500	80	134
6. Shutdown from full power to zero power hot	1000	55	92
7. Power maneuvering	10,000	1,515	2,525
B. Upset Conditions			
1. Reactor trip	500	60	100
2. Turbine trip	500	80	134
3. Step back	2000	99	164
4. Reactor over power	500	84	139
5. Class IV power failure	100	4	6
6. Loss of feedwater to one steam generator	100	17	28
C. Emergency Conditions			
1. Failure to trip the reactor power during a high pressure Transient	15	4	6
2. Rapid cooldown & depressurization	15	4	6
D. Faluted Conditions			
1. Loss of coolant	1	-	-
2. Steam line failure	1	-	-

운전 과도상태에 근거한 평가

본 방법에 따른 평가는 설계단계에서 고려된 과도횟수 대신에 실제 운전 과도횟수를 기초로 CUF를 재산출하는 방법이다. 즉, 설계 과도횟수를 대신하여 표 5의 상업운전 이후 18년 동안의 실제 운전 과도횟수를 기초로 예측한 30년 및 50년 운전에 대한 과도횟수를 사용하여 평가하는 방법이다. 이에 따른 평가결과는 표 5와 같으며, Cooling Hall을 포함하여 모든 부위가 1.0 이하로 평가되었다. 최대 피로 손상을 받는 부위(Cooling Hall)를 대상으로 CUF가 1.0이 되는 피로수명을 산출한 결과 약 110년으로 평가되어 50년의 운전에 대해서도 안전한 것으로 평가되었다.

표 5. 열수송펌프의 설계 및 운전 과도횟수에 근거한 CUF 산출결과

평가 부위	Peak Stress	설계기준 CUF		운전기준 CUF	
		30년	50년	30년	50년
Inlet Region	53,044	0.0592	0.0987	0.0544	0.0906
Wear-Ring Region	51,594	0.0566	0.0943	0.0540	0.0900
Volute Region	77,761	0.1266	0.2110	0.0645	0.1075
Bolting Region	70,679	0.1028	0.1713	0.0609	0.1015
Outlet Region	77,877	0.1271	0.2118	0.0646	0.1076
Cutwater Region	126,022	0.3963	0.6605	0.1049	0.1749
Driver Mount	41,720	0.0402	0.0670	0.0515	0.0859
Cooling Hall	154,658	0.7707	1.2845	0.1611	0.2685

5. 피로해석에 대한 환경영향 검토

NUREG-1800에서는 TLAA 대상으로서 피로와 관련하여 운전환경을 고려한 평가를 수행하도록 요구하고 있다. 그러나 중수환경에서의 피로에 대한 연구는 현재 이루어지지 않은 관계로 LWR 냉각재 환경에서 탄소강 및 저합금강의 피로설계곡선(Fatigue Design Curves)에 대한 영향을 다루고 있는 NUREG/CR-6583¹⁰⁾의 통계적 처리에 의한 방법을 기초로 검토를 수행하였다. 여기서는 Air 환경의 반복 허용횟수와 Water 환경의 허용횟수의 비로 정의되는 피로수명수정계수(F_{en})의 개념을 도입하고 있으며, 환경을 고려한 CUF는 식 (1)에 따라 산출한다.

$$CUF_{en} = \sum_i (UF_{air} \times F_{en,i} / Z) \quad (1)$$

여기서 Z는 ASME 피로설계곡선의 보수성에 대한 중복을 피하기 위해 도입된 환경조정인자로 탄소강 및 저합금강에 대해 3.0을 적용한다. F_{en} 은 탄소강 및 저합금강에 대해 각각 식 (2), 식 (3)에 따라 평가되며, 환경피로와 관련한 각 영향인자는 표 6에 따른다.

$$F_{en,CS} = \text{Exp}(0.585 - 0.00124T - 0.101S^* \times T^* \times DO^* \times SR^*) \quad (2)$$

$$F_{en,LAS} = \text{Exp}(0.929 - 0.00124T - 0.101S^* \times T^* \times DO^* \times SR^*) \quad (3)$$

표 6 및 표 7에 근거할 때 탄소강 및 저합금강에 대한 피로수명수정계수, F_{en} 은 용존 산소가 0.007ppm 이하로 유지되므로 변형률 속도, 재료의 황 농도에 관계없이 운전온도에만 영향을 받는다. 따라서, 탄소강 및 저합금강에 대한 F_{en}/Z 이 각각 0.51, 0.72로 평가된다. 즉, 환경을 고려한 식 (1)에 따를 때 오히려 기존의 Air 환경을 기준으로 평가된 결과가 보다 보수성이 있는 것으로 나타났다. 이에 따라 본 열수송펌프는 환경피로의 측면에서는 큰 영향이 없는 것으로 추정된다.

표 6. 탄소강 및 저합금강에 대한 환경피로 영향인자

환경피로 영향인자	Transformed Environmental Factors		비 고
	Condition	Factor	
운전온도 (T)	T<150℃ 150℃ ≤ T<350℃	T*=0 T*=T-150	설계온도(279℃), T*=129
용존산소량 (DO)	DO<0.05 ppm	DO*=0	기동시(미제어) 운전중(0.007이하), DO*=0 (표 8 참조)
	0.05 ≤ DO<0.5 ppm 0.5 ppm<DO	DO*=ln(DO/0.04) DO*=ln(12.5)	
변형률 속도 (SR)	1%/sec<SR 0.001 ≤ SR<1%/sec SR<0.001%/sec	SR*=0 SR*=ln(SR) SR*=ln(0.001)	보수적으로 Saturated Value 적용
재료의 황함량 (S)	0 ≤ S<0.015 wt% 0.015 wt%<S	S*=S S*=0.015	평가부위 재료를 기준

표 7. 열수송계통의 중수 화학처리

변 수	허 용 범 위	요 구 치	제 어 방 법
D ₂ O isotopic PD	> 98%	-	배수 및 중수에 의한
Li-7	10.2-10.8	10.2~10.4	이온교환수지탑의 수지에 의한
Li-7	0.35-1.4mg/kg D ₂ O	0.35~0.55	"
LiOH	1.2~5.0mg/kg D ₂ O	1.2~2.0	"
Dissolved O ₂ Chloride	< 0.01ml/kg D ₂ O < 0.2ml/kg D ₂ O	< 0.007 < 0.05	H ₂ 주입
Conductivity	0.9-3.6(ms/m at 25℃)	0.9-1.45	이온교환수지탑의 수지에 의한
Suspended Solids	< 1.0ml/kg D ₂ O	< 0.1	여과

5. 결 론

중수로형 원전의 계속운전을 위한 수명관리연구의 일부로서 열수송펌프에 대한 피로수명을 평가하였다. 평가는 NUREG-1800에 근거하여 발전소의 설계 및 운전 과도횟수를 기준으로 수행하였다. 설계수명이후 20년의 계속운영에 대해 설계 과도횟수를 기준으로 평가한 결과 Cooling Hole부위에서 1.0을 초과하는 것으로 나타났으나 운전이력을 기준으로 재평가한 결과에서는 충분한 건전성을 유지할 수 있는 것으로 평가되었다. 환경측면의 영향 검토에서도 경수로에 대해 개발된 기준이기는 하나 본 중수로에 대해 적용한 결과 기존의 Air 환경을 기준으로 평가된 결과가 충분히 보수성이 있는 것으로 예측되었다.

6. 참고문헌

- 1) USNRC, *Standard Review Plan for Review of License Renewal Applications for Nuclear Power Plants*, NUREG-1800, April 2001
- 2) USNRC, *Generic Aging Lessons Learned(GALL) Report*, NUREG-1801, April 2001
- 3) AECL, *Heat Transport Pumps for Wolsung 1*, Technical Specification, TS-59-33122-1, Feb. 1976
- 4) AECL, *Wolsung-1 NPP Station Data Manual*, SDL-59-01344-001, Rev. 10, Oct. 1981
- 5) Byron Jackson Division Borg-Warner(Canada) Limited, *Material of Construction of Primary Heavy Water Recirculating Pump*, Customer P.O. No. 59PN33122- 001/201, June 1977
- 6) 한국수력원자력(주), *월성 1호기 최종안전성분석보고서(Final Safety Analysis Report)*, Ch.5
- 7) Byron Jackson Division Borg-Warner(Canada) Limited, *Stress Report for Primary Heat Transport Pump for Wolsung Nuclear Generating Station*, AECL Order 59 PN 33122-001, Aug. 1978
- 8) USNRC, *Residual Life Assessment of Major Light Reactor Component-Overview*, NUREG/CR-4731, EGG-2469, Volume 1, Chapter 2. "Light Water Reactor Coolant Pump", 1987
- 9) USNRC, *Reactor Coolant Pump Shaft Failure at Crystal River*, USNRC IE Information Notice 86-19, 1986
- 10) USNRC, *Effects of LWR Coolant Environments on Fatigue Design Curves of Carbon and Low-Alloy Steels*, NUREG/CR-6583, March 1998