'2002 춘계학술발표회 논문집
한국원자력학회

원자력발전소 1 차기기냉각수계통(CCW)의 Cross-Tie 적용을 위한 과도분석

Transient Analysis for Implementation of Cross-Tie on CCWS in NPP

임 혁 순, 정 대 율
*김 병 선, *임 재 영

한수원㈜ 신형원전개발센타
대전광역시 유성구 문지동 103-16
*한국전력기술㈜ 원자력기술처
경기도 용인시 구성면 마북리 360-9

요 약

원자력 발전소의 CCW 계통은 정상운전, 사고시 및 사고후 안전성관련 기기들과 비안전성 관련성 관련기기들 발생되는 열을 제거하기 위해 계열간 독립으로 설계 되어있다. 이러한 계열간 독립설계안은 발전소 출력운전에 필수적인 비안전성 관련 기기에 냉각수 공급이 불가능할 경우 발전소 정지가 불가피하다. Cross-Tie 를 적용하여 운전모드 전환운전시 수격현상(Water Hammer)에 의한 유동조건의 과도한 변화로 인한 압력파(Pressure Wave) 발생, 또는 양 계열 완충탱크(Surge Tank)에 수위 과도현상에 의한 저-저 수위 등의 과도현상에 의한 원자로 냉각재펌프의 정지가능성 등이 있다. 본 논문에서는 CCWS 계통에 Cross-Tie 설계 적용하여 운전모드 전환시 계통 운전성능, 계통내 과도현상을 Time Dependent 분석용 전산프로그램 LIQT 를 이용하여 분석하였으며, 분석된 결과를 가지고 과도현상 완화 방안을 제시하고자 한다.

Abstract

The Component Cooling Water System(CCWS) consists of two independent, redundant closed loops and is capable of removing heat from the safety-related components required for normal operation and accident condition. In general, in case of the design of train division, One CCW division is the loss of

flow only to the non-essential load that the Nuclear Power Plant should be shutdown. we considered the applicability of cross-tie for CCWS. When the CCWS is cross-tie operating, the major concern with respect to water hammer is the possibility of excessively high impact pressure and system load change resulting from subsequent operating mode change. Also, the surge tank level transient between both trains through cross-tie design is the secondary concern because it could cause the RCP trip due to the unexpected generation of Lo-Lo level signal. In this paper, the result of transient analysis of cross-tie CCWS and the system operating performance during the operating mode change using LIQT program are described.

1. 서 론

원자력발전소 전형적인 계열간 독립 CCW 계통설계의 경우 안전성 관련기기는 독립계열로부터 냉각수를 비안전성 관련기기는 A 계열 또는 B 계열의 한쪽에서만 공급받도록 설계되어 있다. 이 경우 한 계열의 보수 또는, 고장시 발전소 운전에 필수적인 비안전성 관련기기에 냉각수 공급이 불가능 할 때 발전소 안전정지가 불가피하다. 이러한 단점을 보완하기 위하여 정상운전시 계열간 독립운전을 유지하면서 한(1) 계열의 기능 상실시에도 발전소 출력운전에 필수적인 비안전성 관련기기에 냉각수가 공급될 수 있도록 계열간의 공통관(Cross-Tie) 설계를 고려하였다. 그러나 Cross-Tie 설계개념 적용하여 운전시 공통관 운전모드 전환에 의한 급속한 밸브의 개폐, 펌프의 정지 및 기동 등으로 계통내부 유동조건의 과도한 변화로 인한 압력파(Pressure Wave) 발생, 수격현상(Water Hammer) 또는 공동현상(Cavitation)에 의한 과도현상 유발, 양 계열 완충탱크(Surge Tank)에 수위 과도현상에 의한 저-저 수위 등의 과도현상을 유발할 가능성이 있다. 따라서, 본 논문에서는 CCWS 계통에 Cross-Tie 설계개념 적용시 CCWS 에 대한 정상기동 운전, 공통관 전환운전, 사고전환 운전 및 배관파단시의 계통내 과도현상을 Time Dependent 분석용 전산프로그램 LIQT 를 이용하여 분석하였으며, 분석된 결과를 근거하여 과도현상 완화 방안을 제시하고자 한다.

2. 1 차기기냉각수계통

2.1 기능 및 구성

CCW 계통은 정상운전, 기동 및 정지, 사고시 등 모든 발전소 운전모드에서 안전등급 및 비안전등급 기기의 열부하를 제거하는 계통이다. 제거된 열은 1 차기기냉각수 열교환기를 통해 1 차측 냉각 해수계통으로 전달되어 최종적으로 해수로 방출되며, CCW 계통은 방사성물질을 함유하고 있는 기기로부터 방사성물질이 누설되는 경우 1 차측 냉각 해수계통을 통해 외부환경으로 직접 누출되지 않도록 중간방벽 역할을 한다. CCW 계통은 그림 1 과 같이 다중개념이 적용된 두 개의 안전성관련 계열과 비안전성관련 계열로 구성되어 공통연결배관에 의해 상호연결 되어 있다. 각 계열에 100% 용량의 펌프 2 대, 50% 용량의 열교환기 3 대, 완충탱크 1 대, 화학주입탱크 1 대 및 기기냉각수 보충탱크 1 대로 구성되어 있다.(그림 1. 참조)

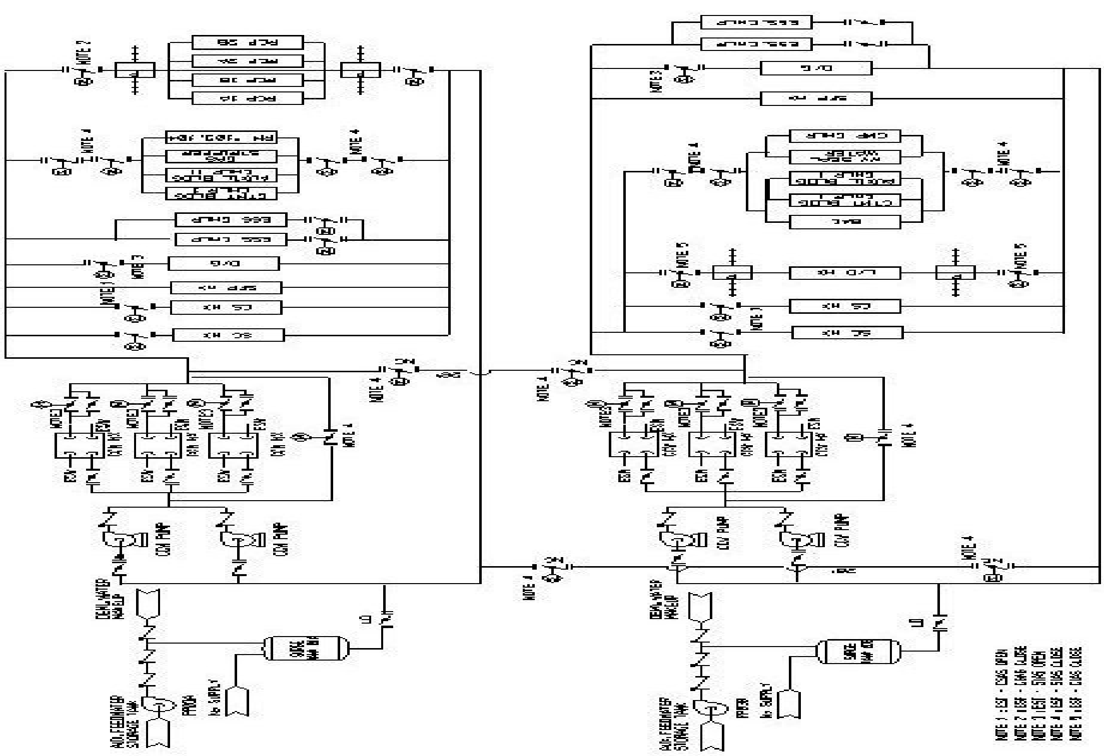

그림 1. CCW 계통도

2.2 운전모드

2.2.1 발전소 기동운전

발전소 기동시 각 계열의 2 대의 기기냉각수펌프와 3 대의 기기냉각수열교환기가 모두 운전되어 독립적으로 각계열의 안전등급 및 비안전등급기기에 냉각수를 공급한다.

2.2.2 정상운전

발전소 정상운전 동안 공통연결배관은 닫힘상태 유지하며, 한계열의 기능상실이 발생할 경우 정상계열의 2 대의 펌프 및 열교환기를 이용하여 공통연결배관을 통해 정상계열 및 상실계열 안전등급 및 비안전등급 기기에 냉각수를 공급한다.

2.2.3 정상 냉각운전

각계열의 2 대의 펌프와 3 대의 열교환기가 운전된다.

2.2.4 비상운전

공통관 운전중 원자로냉각재상실사고(LOCA) 또는 주증기배관 파단사고(MSLB) 발생시 CCW 계통은 안전주입작동신호(SIAS)에 의해 원자로냉각재펌프(RCP)를 제외한 모든 비안전성 관련기기에 냉각수공급이 차단되며, 공통연결배관 격리밸브가 자동으로 격리되어 양 계열이 독립적으로 운전된다.

3. 과도현상 분석

3.1 분석기준

1) CCW 펌프의 최대/최소 허용유량은 펌프성능 곡선을 기준으로 펌프제작자가 권고하는 10,000gpm 20,000gpm 이내 운전된다.
2) 계통내부 압력의 최소값은 유체의 포화증기압(-13.4 psig @ 110°F)보다 커야하며 최대값은 계통 설계압력(200psig) 보다 작거나 수용될 수 있어야 한다.
3) 완충탱크의 수위변화는 정상운전시 계통기능을 저해하지 않아야 하며 배관파단을 포함한 계통 천이 발생시 Empty Level(7%) 이상을 유지해야 한다.
4) 배관파단 및 밸브닫힘에 의한 계통내 발생되는 최소/최대 압력은 배관설계 압력(312psig) 보다 작아야 한다.

3.2 분석프로그램

계통내 유체과도현상 해석을 위해 사용된 전산코드 LIQT, Version 6.0 은 프로그램으로 발전소 냉각수계통계통내 유체과도현상 해석을 위해 응용된 전산코드로 밸브의 동작, 펌프 정지 및 기동, 기타 다른 운전변화에 의한 계통내의 영향을 평가할 수 있는 LIQT 코드로 CCW 계통의 과도현상을 분석하였다.

3.3 분석 모델링

분석을 수행하기 위해서 CCW 계통의 계통도(그림.1) 및 배관배치를 근거로 주요 기기에 대해 계통구성을 단순화하여 그림 2 와 같이 분석용 계통 Modeling 을 작성하였다. 본 분석에서는 4" 미만 배관은 분석에서 제외하였고, 제외된 유량은 해당 모배관에 포함되도록 Modeling 하였다. (그림 2. 참조)

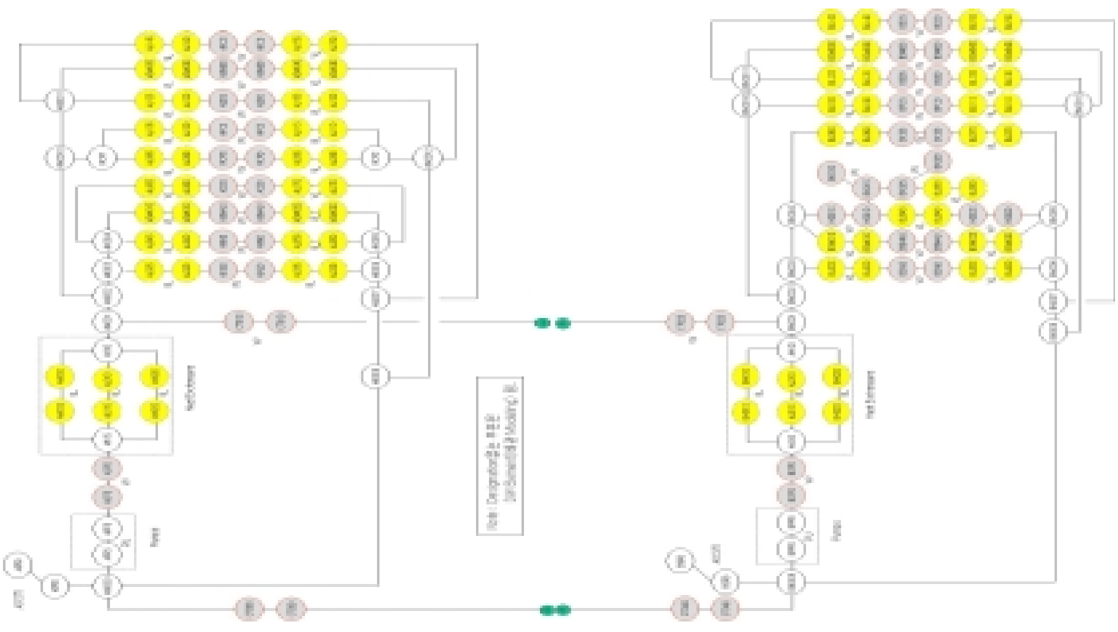

그림 2. 분석모델링

3.4 과도현상 분석결과

3.4.1 정상기동 운전

계통의 모든 배관 및 기기는 냉각수로 채워져 있는 상태에서 펌프는 기동시 정격유량에 도달하는 시간이 짧을 경우 급격한 압력파가 발생하여, 계통내 압력이 국부적으로 설계압력을 초과하거나 증기압 이하로 떨어져 공동화현상이 발생하여 계통내 기기의 손상이나 성능을 저하시킬 수 있다. 분석결과 펌프출구에서 최대압력(195.6psig)은 설계압력 이내에서 유지되고, 펌프입구에서의 최소압력은 44.3 psig 로 증기압(13.4psig) 이상에서 계통내 공동화 현상은 발생하지 않았다.

3.4.2 정상운전중 공통관 전환운전

공통관 운전은 펌프 기동 및 정지, 유로변경을 위한 밸브의 개폐운전 등으로, 계통내 과도현상 발생이 예상되며, 특히 계열분리 운전에서 공통관 운전으로 전환운전시 계열간 수두차로 인해 완충탱크의 수위변동 발생 가능성 있다. 본 과도분석 결과 공통관 운전시 완충탱크간의 압력차로 인해 수위차(▲정지: 64.5%, ❍운전:53.7%)가 크게 발생하였다.(그림 3~6. 참조)

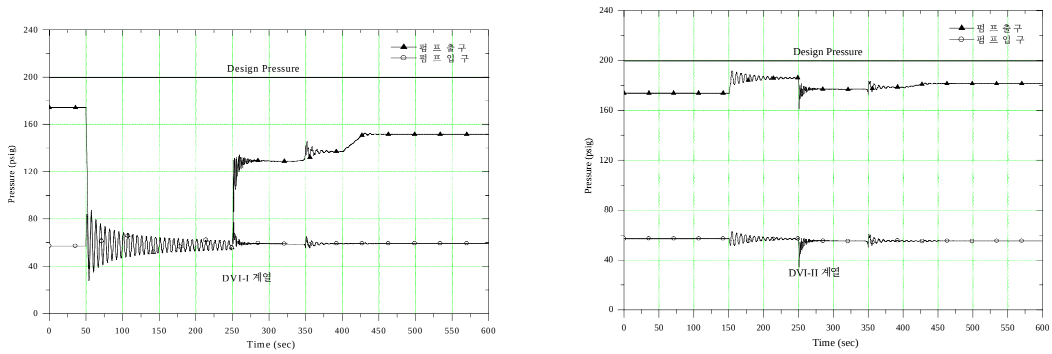

그림 3. 공통관 전환운전시 압력변화

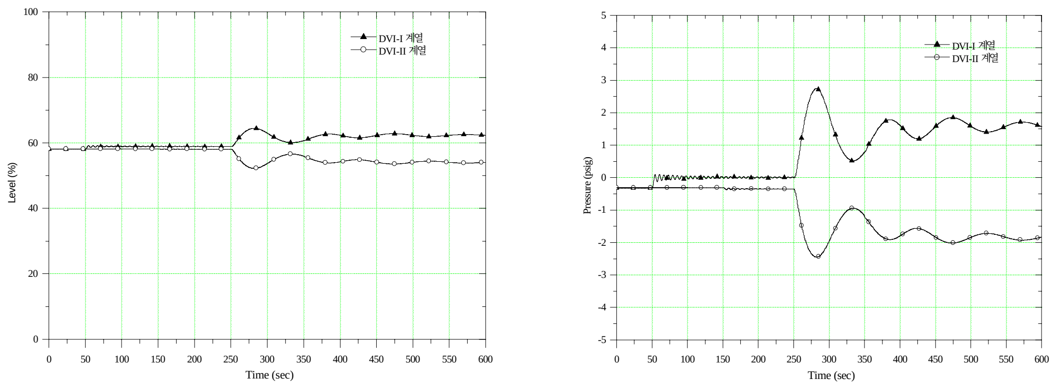

그림 4. 완충탱크 수위 및 압력변화

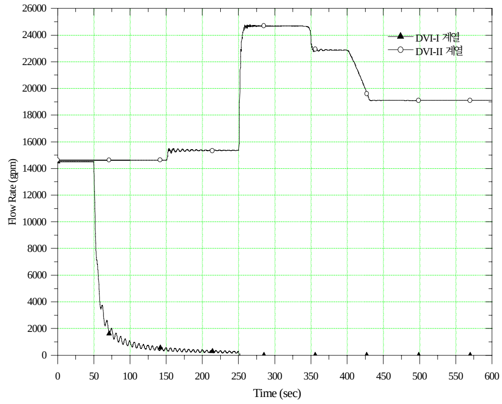

그림 5. 공통관 전환운전시 펌프유량

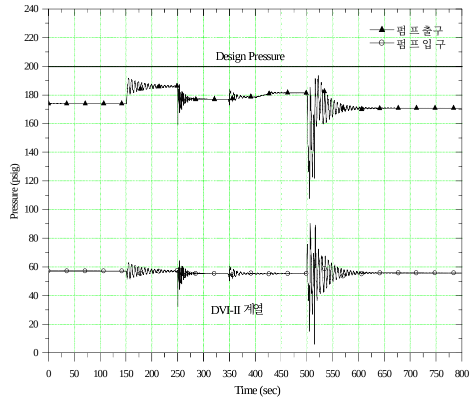

그림 6. 공통관 사고전환시 압력변화

3.4.3 공통관 운전중 사고전환 운전

DVI-A 계열의 두(2) 대의 펌프를 이용한 공통관 운전중 SIAS 발생시 시간별 운전 시나리오는 다음과 같다.

- 공통관 Close (15 sec)
- 비안전등급 Close (5 sec)
- DG Cooler Open (30 sec)
- DVI-II : CS Hx 완전 Open (30 sec)
- DVI-II : FC Hx 수동 Open (30 sec)

500 sec

SIAS 발생

분석결과 공통관운전시 사고 발생으로 인한 운전계열의 기능상실은 발생하지 않았으며, 각 기기별 설계유량 공급이 가능함을 확인할 수 있었다.

기기 설명		초기 조건	결 과		비 고
			정상	최대 or 최소	
DVI-II 계열	펌프유량 (gpm)	14,576	15,401	22,647 (최대)	
	펌프출구압력 (psig)	174.0	170.2	197.6 (최대)	
	완충탱크 수위 (%)	58.18	53.2	53.0 (최소)	
	완충탱크 압력 (psig)	-0.31	-2.13	-2.45 (최소)	
공통관격리밸브		닫힘	격리시간 : 15 초		
비안전등급배관 격리밸브		열림	격리시간 : 5 초		

3.4.4 공통관운전시 배관파단

정지계열 및 운전계열의 압력상승은 비내진등급 6” 헤더 양단파단시 파단계열(DVI-A계열)의 비안전등급 배관 격리밸브가 차단되면서 발생한 압력파에 의한 것으로 최대압력이 배관 최대허용운전압력(312psig)보다 낮고, 짧은 순간동안 형성되는 것을 고려할 때 배관의 건정성 확보는 문제가 없는 것으로 판단된다. 배관파단에 따른 완충탱크 수위변화는 운전계열에서의 완충탱크는 42.1%에서 안정화되었다. 정지계열의 완충탱크 수위는 배관파단후 저-저수위(48.7%) 이상을 유지(53.52%)하고 있어, 정지계열의 비안전등급 배관 격리밸브 및 RCP 격리밸브 차단은 발생하지 않는 것을 알 수 있었다.

기기 설명		초기 조건	결 과		비 고
			정상	최대 or 최소	
DVI-I 계열	펌프유량 (gpm)	14,504	-	-	
	펌프출구압력 (psig)	174.3	57.4	250 (최대)	
	완충탱크 수위 (%)	58.14	53.52	51.17 (최소)	
DVI-II 계열	펌프유량 (gpm)	14,628	2,103	24,777 (최대)	
	펌프출구압력 (psig)	173.7	185.9	270 (최대)	
	완충탱크 수위 (%)	58.14	42.10	41.47	
상실유량 (gpm)		0	8913 gpm		

4. 과도현상 완화방안

4.1 계통 설계압력

정지냉각운전시 및 사고전환운전시 최대압력이 설계압력(200psig)를 초과하는 압력 과도현상이 나타나는 것으로 분석되었으나 과도현상이 매우짧은 순간에 발생하고 압력상승 폭이 작아 계통 설계압력을 상향 조정이 필요치 않았다. 최소압력은 분석된 운전모드에서 증기압(-13.4 psig) 이상으로 유지되어 계통내 공동화 현상은 발생하지 않았다. 배관파단시 형성되는 최대압력(270psig) 은 배관의 최대허용운전압력(312psig)보다 낮아 배관 건전성 확보는 가능한 것으로 사료된다.

4.2 완충탱크의 Level Setpoint 설정

계열분리 운전시 완충탱크 수위 및 압력변화는 미소한 것으로 분석되었다. 그러나 공통관 운전시에는 완충탱크간의 압력차로 인해 수위차가 크게 발생하여 운전수위 조정이 필요하였다. 기존 저-수위(58.9%) 및 고-수위(66%) 변화폭 7.6%를 정상운전범위로 설정하고, 최고/최저운전수위(66%/58.9%)에서 분석된 정상상태 최대수위 변화폭(4.7%)을 반영하여 저-수위는 (53.9%) 및 고-수위(71.6%)를 재설정 하였다. 저-저수위는 재설정된 저-수위(53.9%)에서 완충탱크의 저-수위(58.9%)와 저-저수위(53.7%) 변화폭 5.2%를 고려하여 48.7%로 재설정 하였다. 완충탱크 압력은 방출밸브의 설정압력(3/-3psig) 이내에서 유지되어 현상태를 유지한다.

4.3 비안전등급 배관의 격리밸브 개폐시간

비안전성 격리밸브 및 공통관 격리밸브에 대한 민감도 분석결과 완충탱크 수위감소 및 계통내 공동화 현상 발생의 주요인자는 비안전등급 격리밸브의 격리 시간이었으며, 공통관 격리밸브의 격리시간은 정지계열의 압력상승에 영향을 주는 것으로 분석되었다. 따라서, 격리밸브 격리시간에 따른 계통영향이 최소화하고 계통 과도완화를 위하여 비안전 등급배관 격리밸브의 격리시간은 5 초, 공통관 격리밸브의 격리신간은 15 초가 적정한 것으로 분석되었다.

5.0 결론

각 운전모드에서의 과도분석 결과 완충탱크의 수위변화는 계열분리로 운전되는 정상기동운전, 사고전환운전에서는 미소한 수위변화만을 나타내었으나, 공통관 운전시 계열간 수두차로 인해 수위변화폭이 크게 발생하는 것으로 분석되었다. 이러한 분석결과를 토대로 완충탱크 수위 설정치를 재설정하였다. 계통내 최대압력은 배관파단 운전시를 제외한 분석된 운전모드에서 전체적으로 설계압력 이내에서 유지되었으며, 최소압력은 증기압 이상에서 유지되어 공동화 현상이 발생하지 않았다. 그러나, 배관파단의 경우 과도한 압력변동으로 최대압력이 수초동안 설계압력을 초과하는 것으로 나타났으나, 비내진등급배관 파단시 형성되는 최대압력은 배관의 최대허용운전압력보다 낮아 배관의 건전성 유지가 가능할 것으로 판단된다. 따라서 CCW 계통에 공통관 개념을 적용하여 분석한 결과 각 운전모드에서 발생되는 과도현상은 계통에서 수용 가능함을 알 수 있으며 계열전환 및 사고 대처능력이 있고, 발전소 각 운전모드에서 안전성 및 비안전성 관련기기에 냉각수를 공급하는 고유기능 수행에 문제가 없는 것으로 평가되어 발전소의 운전 및 유지보수성 등이 향상 될 것으로 기대된다.

6.0 참고문헌

1. User’s Guide for LIQT, Version 6.0”, Stoner Associates, Inc., 1989.09.
2. KEPCO “P&ID No. N-461-END105-001 to 004, Rev. 0”, , 2001.07
3. ABB-CE, Table A.1.2-1-NSSS and Related System Design Technical Documents.
4. SFEN(Frech Nuclear Energy Society), The European Pressurized Water Reactor, 19-21 Oct. 1997.
5. KEPCO. “울진 5,6 호기 CCW Surge Tank Sizing Calc”, 1999.06.
6. 한국전력, 차세대원전 표준안전분석 보고서(SSAR).
7. 한국전력, 차세대원전 1 차기기냉각수계통. 2001.10.
   - Component Cooling Water System Design Criteria
   - Component Cooling Water System Function Description
8. 한국전력, 한국표준원전 설계개선 사업 종합보고서, 1999.01.
9. 한국전력 영광원전 훈련센타, 표준경수로 계통설비, 1999.05.