'99 춘계학술발표회 논문집
한국원자력학회

고리 1호기 공정보호계통에 대한 심층방어 및 다양성 평가

Defense-In-Depth & Diversity Analysis for NSSS Protection System for KORI NPP Unit 1

김흥준, 김창호, 이창재, 김항배, 한재복
한국전력기술(주)
대전광역시 유성구 덕진동 150

요 약

본 논문의 목적은 심층방어 및 다양성을 평가함으로써 고리 원자력발전소 1호기의 공정보호계통이 소프트웨어에 예측되는 공통유형고장이 존재할 때 발생할 수 있는 사고를 방지하고 완화시키는데 충분한 다양성을 확보하고 있음을 확인하기 위함이다. 분석에서는 NUREG/CR-6303에 의한 분석방법을 사용하여 최종안전성분석보고서 15장의 각각의 사건에 대하여 공통유형고장에 대비한 다양한 보호개념이 제공되었는지를 검토하였다. 이 분석결과, 공통유형고장을 배제하기 위하여 다양성 측면에서 취약한 점이 확인된 변수들은 아날로그 방식의 모듈을 사용하여 그 취약성을 근본적으로 제거하였다.

Abstract

The purpose of the paper is to assess the Defense-in-Depth & Diversity and to determine if sufficient diversity exists within the NSSS Protection System to prohibit accidents and to mitigate them assuming a postulated common mode failure (CMF) in the software in KORI Nuclear Power Plant Unit 1. It was investigated in the analysis whether a diverse protective scheme against CMF was provided for each credible event described in the FSAR Chapter 15 using the methodology described in NUREG/CR-6303. In the analysis result, the vulnerabilities in diversity were eliminated by using analog modules for those parameters to exclude software common mode failure.

1. 서 론

1.1 배경

최근 원자력발전소의 디지털 계측제어계통에 소프트웨어의 사용이 증가함에 따라 공통유형고장의 가능성이 중요한 문제점으로 대두되고 있다. 종래의 아날로그 계통에서는 공통유형고장이 희박하였고, 비록 공통유형고장이 발생하더라도 아날로그 계통의 기계적, 전기적 부식과 마모의 과정은 서서히 진행되므로 큰 문제가 되지 않았다. 그러나, 디지털 계통은 마이크로 프로세서나 컴퓨터를 기본으로 사용하여 설계오류 및 프로그래밍 오류를 포함한 소프트웨어 고장은 해당 기기의 고장뿐만 아니라 관련된 여러 기기에 대한 고장을 동시에 유발시킨다. 특히, 프로그램 개발

시 설계자의 인적오류는 동일한 기능의 소프트웨어를 사용하는 모든 모듈에 잠재할 가능성이 있다.

따라서, 고리 1호기 공정보호계통에 단일 루프 마이크로 프로세서 방식의 설비를 적용함에 따라 예상되는 공통유형고장 결과에 의한 안전성 영향을 분석하고 심층방어 및 다양성에 대하여 평가하였다. 공정보호계통에 대한 심층방어 및 다양성 분석은 공통유형고장에 대하여 발전소 건전성이 유지되는데 필요한 보호조치의 존재여부를 평가하고, 필요할 경우 공통유형고장의 취약성에 대처하기 위한 설계요건을 초기단계에 수립할 수 있다.

디지털 장비에 대한 높은 신뢰성을 확보하고 공통유형고장의 발생을 최소화하기 위하여 충분한 품질보증 활동, 상용 및 응용 소프트웨어에 대한 독립적인 확인 및 검증, 중요 보호기능의 분할, 결정론적 설계방법 및 단순화등을 사용해야 한다. 그러나, 이러한 대책이 보호계통의 설계에 적절하게 반영되었음에도 불구하고 무작위적이 아닌 다중고장이 발생할 수 있으며 이러한 경우의 고장을 공통유형고장이라고 한다. 이런 공통유형고장에 대한 대책으로써 물리적, 전기적, 기능적인 독립성을 유지하도록 설계, 설치 및 운전단계에 반영해야 한다. 또한, 공통유형고장 대책을 위하여 방어계층간의 독립성 및 다양성은 필수적이며, 이러한 다양성을 갖는 방어계층을 이용하여 심층방어를 평가하여 안전성을 확보해야 한다.

1.2 심층방어 및 다양성분석관련 규제요건 및 지침

디지털 계측제어계통은 소프트웨어 고장에 의한 공통유형고장으로 인하여 하드웨어로 구성된 다중성을 파기시키는 취약성이 있다는 전제하에 1979년에 발간된 NUREG-0493[1]에서 공통유형고장과 관련된 심층방어 및 다양성분석방법이 처음으로 소개되었다. NRC(Nuclear Regulatory Committee) 는 SECY-91-292[2]에서 계측제어계통의 공통유형고장에 대하여 대처하는 두 가지 주요한 요소로 고품질과 다양성을 규정하였다. (1) 하드웨어를 고품질로 유지함으로써 각 부품 및 전체계통의 신뢰도를 증가시킬 수 있으며, (2) 하드웨어, 소프트웨어, 운전원 조작과 같은 기능에 대하여 다양성을 갖도록 함으로써 공통유형고장이 전파될 수 있는 확률을 감소시키고 또한, 신뢰도가 높은 보조지원 계통 (Back-up System)으로 다양성의 수준을 높이도록 요구하고 있다.

SECY-93-087[3]에서는 다양성과 심층방어를 확보하기 위하여 다음과 같은 4 가지 요건을 규정하였다. (1) 계측제어계통의 공통유형고장의 취약성이 적절하게 보완되었는지 심층방어 및 다양성 측면에서 평가되어야 한다. (2) 최종안전성분석보고서의 사고해석에서 평가되는 각 사고에 대하여 공통유형고장을 가정할 때, 이에 대응하는 다양성이 설계에 적절히 반영되어 있음을 보여주어야 한다. (3) 만약 공통유형고장이 안전기능의 수행을 불가능하게 하면 동일한 기능을 수행하거나 다른 기능을 수행하는 다양한 수단이 제공되어야 한다. (4) 운전원이 안전기능을 지원하는 변수들을 감시하고 주요 안전기능을 계통수준의 수동조작으로 작동시킬 수 있도록 안전등급의 표시장치와 제어기들이 주 제어실에 설치되어야 한다.

계측제어계통의 공통유형고장과 관련된 NRC의 기술적 관점을 반영한 NUREG /CR-6303[4]이 1994년에 발간되어 원자로보호계통의 공통유형고장이 발생할 경우 심층방어 및 다양성 분석을 수행하는 방법론을 기술하고 있으며, 발전소보호계통에서 발생 가능한 공통유형고장을 분석하는데 요구되는 가정 및 해석절차가 포함되어 있다. 이러한 분석방법론은 NRC에서 인증하고 있다.[5],[6]

2. 본 론

1998년에 수행된 고리 1호기 제어설비개선공사에서 공정보호계통은 Foxboro사의 H-Line으로 구성된 아날로그 모듈이 기기단종 및 부속품 조달의 어려움과 장기간 사용으로 인한 기기고장

등 유지보수의 어려움에 따라 신기술의 도입 차원에서 새로운 계측제어설비인 Foxboro사의 SPEC 200 Micro로 교체하기 위하여 다음과 같이 심층방어 및 다양성분석을 수행함으로써 인허가 요건을 충족하였다. 최종안전성분석보고서의 15장에 제시되어 있는 모든 사고 (1) Condition II (Fault of Moderate Frequency)의 13가지 사고, (2) Condition III (Infrequent Incidents)의 5가지 사고, (3) Condition IV (Limiting Faults)의 7가지 사고에 대하여 공정보호계통에서의 공통유형고장의 가능 경로를 상세히 조사한 후 다양성 및 심층방어 분석을 수행하였다.

분석방법은 NUREG/CR-6303의 지침에 따라서 수행되었다. 공정보호계통의 구성기기와 모듈을 취급 가능한 최소 기능별 단위인 "블록"으로 구성후, 분석 목적과 연관된 블록들 중에서 동일한 블록으로 취급될 수 있는 블록들과 다양성을 갖는 블록들을 조사하여 심층방어 측면에서 방어계층을 구분하였다. 각 블록은 "Black Box"로 취급되므로 블록내에서 발생된 고장은 그 블록에서 출력되는 모든 신호를 훼손시키므로 하부의 블록들에게 고장이 파급된다고 가정하였다. 다양성을 갖는 블록을 이용하여 공정보호계통 트립변수와 해당 보호기능을 수행하는 디지털모듈인 신호처리 블록과의 관계를 나타내기위하여 그룹요약표를 작성하였다. 작성된 모든 그룹요약표를 기준으로 최종안전성분석보고서 15장의 각각의 사고에 대하여 공통유형고장에 취약한 보호기능을 분석한 총괄도표인 공통유형고장 취약성요약표를 작성하여 이러한 분석의 결과로 취약하다고 판단되는 부분에 대한 대책을 수립하였다.

2.1 트립메트릭스 테이블 작성

최종안전성분석보고서 15장의 사고유형별로 구분되는 Condition II, Condition III, Condition IV 사고에 대하여 공정보호계통 트립메트릭스를 작성하였다 (표 1, 2 및 3 참조). 각 사고에 대처하는 보호기능으로서 Primary Trip과 Back-up Trip에 대하여 조사하였다. 트립매트릭스 표에서 가로축으로 아무런 표기가 되어 있지 않는 "셀"은 고리 1호기 설비개선 범위에 포함되지 않는 사고이다. 가로축의 번호는 1 : Power Range Neutron Flux, 2 : Power Range Neutron Flux High Positive Rate, 3 : Power Range Neutron Flux High Negative Rate, 4 : Intermediate Range Neutron Flux, 5 : Source Range Neutron Flux, 6 : Overtemperature Delta T, 7 : Overpower Delta T, 8 : Pressurizer Pressure - Low, 9 : Pressurizer Pressure - High, 10 : Pressurizer Water Level - High, 11 : Loss of RCS Flow, 12 : Steam Generator Water Level Low, 13 : Steam / Feedwater Flow Mismatch & Low Steam Generator Water Level, 14 : Under Voltage - Reactor Coolant Pumps , 15 : Under Frequency - Reactor Coolant Pumps, 16 : Turbine Trip, 17 : Safety Injection Input From ESF, 18 : Reactor Coolant Pump Breaker Position Trip 등의 트립변수를 나타내며 각각의 항목에 나타나는 "P"는 주 트립 그리고 "S"는 보조 트립을 의미한다.

2.2 블록 선정

심층방어 및 다양성 분석에 사용된 블록은 각 사고에 대한 단위 기능블록도에서 그림1과 같이 3 가지 블록 (입력블록 : Measured Variable Block, 신호처리블록 : Derived Variable Block, 출력블록 : Command Block)으로 구분이 가능하였다. 입력블록 (Measured Variable Block)은 아날로그 모듈로써, 현장 센서신호를 Spec 200 Micro 디지털모듈에 필요한 0-10[Vdc]로 변환시키는 입력신호조절기로 구성되므로 입력블록은 소프트웨어 공통유형고장과 무관한 블록이다. 신호처리블록 (Derived Variable Block)은 마이크로 프로세서로 구성되며, 입력블록의 신호를 이용하여 디지털신호 연산처리 기능을 수행하고 아날로그 신호 및 접점신호를 제공하므로 소프트웨어 공통유

형고장을 가질 수 있는 블록이다. 출력블록 (Command Block)은 아날로그 모듈로 구성되며, 신호처리블록의 신호를 지시계, 기록계 등 현장계기에 신호를 제공하므로 출력블록은 소프트웨어 공통유형고장과 무관한 블록이다. 따라서, 소프트웨어 공통유형고장과 관련되는 블록은 신호처리블록으로써 이 블록의 고장에 의한 출력은 필요한 고유기능을 수행하지 못하는 것으로 가정하였다. 즉, 신호처리블록 고장은 트립신호를 제공하지 못하는 것으로 가정하며 아날로그출력 신호는 가장 보수적인 상태가 되는 것으로 처리하였다.

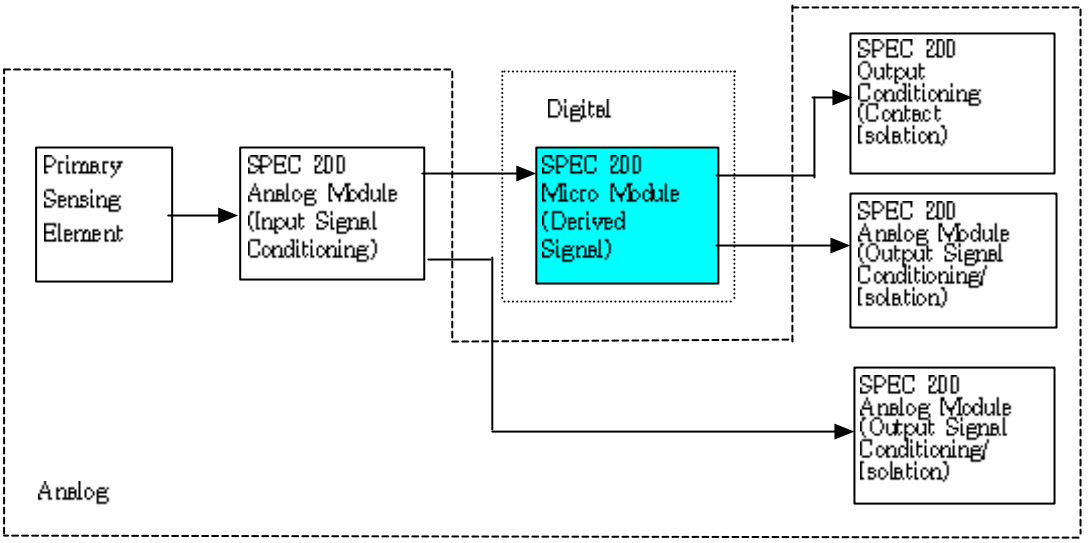

그림 1. 디지털방식의 공종보호계통 구성도

2.3 공통유형고장 그룹별 요약표 작성

각 공정변수 기능 블록도에 대하여는 각 사고에 따라 원자로트립 및 공학적안전설비작동 변수와 해당 보호기능을 수행하는 디지털 모듈인 신호처리블록(Derived Variable Block)과의 관계를 규명하는 "공통유형고장 그룹별 요약표" (표 4 참조)를 작성하였다. 공통유형고장의 그룹별요약표에 따라 소프트웨어 공통유형고장으로 인하여 취약성을 갖게되는 신호처리블록과 공정변수를 도출하고 이에 대응하는 보완기능을 조사하였다. 공통유형고장 그룹별 요약표에서 상단부 첫째 줄은 각 보호기능을 구현하는 신호처리블록을 나타내고 있다. 각 사고에 대하여 개선된 공정보호계통에서 사용된 신호처리블록은 (1) DVB-1 : Pressurizer Pressure, (2) DVB-2 : Pressurizer Level, (3) DVB-3 : Containment Pressure, (4) DVB-4 : RCS Flow, (5) DVB-5 : S/G Level, (6) DVB-6 : Steam Line Pressure, (7) DVB-7 : Steam Flow/Feedwater Flow, (8) DVB-8 : Boric Acid Tank Level, (9) DVB-9 : Hot & Cold Leg Temperature(Tavg & Delta T), (10) DVB-10 : Hot & Cold Leg Temperature(Tavg & Delta T), (11) DVB-11 : Overpower Delta T, (12) DVB-12 : Overtemperature Delta T, (13) DVB-13 : Turbine Impulse Chamber Pressure 이다. 공통유형고장 그룹별요약표 상단부에 표시된 "○"는 공통유형고장으로 각 신호처리블록에 관련된 보호기능이 공통유형고장으로 상실됨을 나타내고, 그 결과에 따라 발생하는 보호조치의 고장은 표 하단부 좌측에 명기된 관련 보호조치의 각 셀에 "○"와 "X" 로서 표기하였다. 여기서 "○"표기는 관련된 한 신호처리블록의 다중채널 공통유형고장을 나타내며, "X" 표기는 전 신호처리블록의 다중채널공통유형고장을 의미한다. 이 표의 하단부의 보호조치에 "○" 혹은 "X"로서 표기되지 않고 숫자로만 표기되는 것은 표 상단부의 신호처리 블록이 공통유형고장으로 인한 기능 상실에도 불구하고 상단부 좌측의 공정 변수에 의해서 해당 보호조치가 수행됨을 의미한다.

2.4 공통유형고장 취약성 요약표 작성

"공통유형고장 취약성 요약표" (표 5 참조)는 공통유형고장 그룹별 요약표를 기준으로 공통유형고장에 취약한 보호기능을 분석한 총괄도표로서 공통유형고장에 의해 영향받는 최종안전성분석보고서 15장의 모든 사고들을 나타내고 있으며, 사고와 관련된 모든 원자로트립 및 공학적안전설비 개시기능을 보여주고 있다. 또한, 디지털장비의 사용에 따른 다양성구현이 요구되는 변수들이 표에 나타나 있다. 가로축은 공통유형고장에 취약성을 내포하는 신호처리 블록에 입력되는 트립변수로서, (A) Power Range High Neutron Flux, (B) Power Range High Neutron Flux(High Positive Rate), (C) Power Range High Neutron Flux(High Negative Rate), (D) Intermediate Range Neutron Flux, (E) Source Range Neutron Flux, (F) OT△T, (G) OP△T, (H) Pzr. Pressure, (I) Pzr. Level, (J) RCS Flow, (K) S/G Level, (L) Steam Flow/FW Flow, (M) RCP Undervoltage, (N) RCP Underfrequency, (O) TRN Trip(S/G Level High), (P) TRN Trip(Auto Stop Oil), (Q) RCP Breaker Position, (R) TRN Impulse Chamber Pressure, (S) CTMT Pressure, (T) Steam Line Pressure "T"는 원자로트립계통 취약성을 나타내고 "A"는 보조급수작동개시, "C"는 격납건물살수, "F"는 주급수격리, "M"는 주증기관격리, "S"는 안전주입과 같은 공학적안전설비작동계통의 취약성을 나타내고, "U"는 터빈정지의 취약성을 나타낸다. 반면에 "셀"에 아무런 표기가 되지 않은 부분은 해당 디지털 블록에는 취약성이 없는 것으로 평가되었다. 공통유형고장 취약성요약표에 음영으로 표기된 취약성을 갖는 변수 ((H) Pzr. Pressure, (K) S/G Level 및 (S) CTMT Pressure)에 소프트웨어에 의한 공통유형고장에 대처할 경우 가로축에 표기된 모든 사건에 대한 취약성을 제거시킬 수 있다. 즉, 11개 취약성을 갖는 사건에 대하여 소프트웨어 공통유형고장과 무관하도록 구현될 경우 최종안전성분석보고서 15장의 모든 사건에 대하여 발전소건전성 측면에서 문제가 없는 것으로 분석되었다.

3. 결 론

종합적인 심층방어 및 다양성분석에 의한 결과로서 공통유형고장 취약성 요약표에 의하면 11가지 설계기준사고 즉, (1) FSAR 15.2.7 Loss of External Load/Turbine Trip (Condition II), (2) FSAR 15.2.8 Loss of Normal Feedwater (Condition II), (3) FSAR 15.2.10 Excessive Heat Removal Due To Feedwater System Malfunction (Condition II), (4) FSAR 15.2.12 Accidental Depressurization of the RCS (Condition II), (5) FSAR 15.2.13 Accidental Depressurization of the Main Steam System (Condition II), (6) FSAR 15.3.1 Small Break Loss of Coolant or Cracks in Large Pipes Which Actuate ECCS (Condition III), (7) FSAR 15.4.1 Large Break Loss of Coolant (Condition IV), (8) FSAR 15.4.2 Major Secondary System(in Containment Pipe Break) (Condition IV), (9) FSAR 15.4.3 Steam Generator Tube Rupture (Condition IV), (10) FSAR 15.4.4 Single Reactor Coolant Pump Locked Rotor (Condition IV), (11) FSAR 15.4.2.2 Major Rupture of Main Feedwater Line 사고에 원자로트립 또는 공학적안전설비 기능에 대한 신호처리블록의 공통유형고장을 갖는 것으로 평가되었다.[7],[8] 이러한 취약성을 제거하기 위하여 가압기 압력 변수 (고압력 원자로정지, 저압력 안전주입, 저압력 원자로정지), 증기발생기 1,2 수위 변수 (저-저 수위 원자로정지 및 보조급수 펌프 기동, 고-고 수위 터빈정지 및 급수 격리) 및 격납건물 압력 변수 (고(3) 압력 격납건물 살수개시, 고-고 압력 주증기격리)는 Foxboro Spec 200 Micro의 소프트웨어 공통유형고장에 영향을 받지 않도록 Foxboro Spec 200 아날로그 설비로 대체함으로써, 발생 가능한 소프트웨어 공통유형고장으로 인한 발전소 안전에 대한 취약성을 근본적으로 제거하였다.

표 1. 공정보호계통 트립메트릭스 (Condition II - Faults of Moderate Frequency)

TRANSIENT	PROTECTION FUNCTION																	
Condition II – Faults Of Moderate Frequency	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18
[FSAR 15.2.1] Uncontrolled Rod Cluster Control Assembly Bank Withdrawal From Subcritical Condition	P			S	S				S			S	S					
[FSAR 15.2.2] Uncontrolled Rod Cluster Control Assembly Bank Withdrawal at Power	P					S	S		S	S								
[FSAR 15.2.3] Rod Cluster Control Assembly Misalignment (1)																		
[FSAR 15.2.4] Uncontrolled Boron Dilution						P												
[FSAR 15.2.5] Partial Loss of Forced Reactor Coolant Flow											P							S
[FSAR 15.2.6] Start-up of Inactive Reactor Coolant Loop (2)																		
[FSAR 15.2.7] Loss of External Load and/or Turbine Trip						P			S	S		P				P		
[FSAR 15.2.8] Loss of Normal Feedwater									S	S		P	S					
[FSAR 15.2.9] Loss of Offsite Power To Station Auxiliaries												P		S	S			
[FSAR 15.2.10] Excessive Heat Removal Due To Feedwater System Malfunctions	P					S	S									P		
[FSAR 15.2.11] Excessive Load Increase Incident	S					S	P	S										
[FSAR 15.2.12] Accidental Depressurization of The RCS						P		S		S								
[FSAR 15.2.13] Accidental Depressurization of The Main Steam System	S						S										P	

표 2. 공정보호계통 트립메트릭스 (Condition III - Infrequent Incidents)

TRANSIENT	TRIP FUNCTION																	
Condition III – Infrequent Incidents	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18
[FSAR 15.3.1] Small Break Loss Of Reactor Coolant Or Cracks In Large Pipes Which Actuates ECCS								P									S (1)	
[FSAR 15.3.2] Minor Secondary System Pipe Breaks (2)																		
[FSAR 15.3.3] Inadvertent Loading Of Fuel Assembly Into An Improper Position (3)																		
[FSAR 15.3.4] Complete Loss Of Forced Reactor Coolant Flow											S			P	S			
[FSAR 15.3.5] Waste Gas Decay Tank Rupture (4)																		

Notes:
(1) 가압기 저압력에 의한 안전주입.
(2) 해당 없음-이 사고는 원자로정지를 유발하지 않음.
(3),(4) 해당 없음-이 부분은 핵증기공급계통이지만 분석이 불필요함.

표 3. 공정보호계통 트립메트릭스 (Condition IV - Limiting Faults)

TRANSIENT	TRIP FUNCTION																
Condition IV – Limiting Faults	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18
[FSAR 15.4.1] Large Break Loss Of Reactor Coolant (LOCA)								P									S (1)	
[FSAR 15.4.2] Major Secondary System Pipe Rupture	S						P (2)										P (3)	
[FSAR 15.4.2.2] Major Rupture of Main Feedwater Line	P (6)											S	S				P (7)	
[FSAR 15.4.3] Steam Generator Tube Rupture								P									S (4)	
[FSAR 15.4.4] Single Reactor Coolant Pump Locked Rotor									S		P							
[FSAR 15.4.5] Fuel Handling Accident (5)																		
[FSAR 15.4.6] Rupture of a Control Rod Drive Mechanism Housing (5)																		

표 4. 공통유형고장 그룹별 요약표 (Normal Feedwater상실인 경우)

	Common Mode Failure	DVB -1	DVB -2	DVB -3	DVB -4	DVB -5	DVB -6	DVB -7	DVB -8	DVB -9	DVB -10	DVB -11	DVB -12	DVB -13
No.	**Reactor Trip Parameter**													
1	Manual Reactor Trip													
2	Power Range Neutron Flux													
3	Power Range Neutron Flux High Pos. Rate													
4	Power Range Neutron Flux High Neg. Rate													
5	Intermediate Range Neutron Flux													
6	Source Range Neutron Flux													
7	Overtemperature ΔT													
8	Overpower ΔT													
9	Pressurizer Pressure-Low													
10	Pressurizer Pressure-High	O												
11	Pressurizer Level-High		O											
12	Loss of RCS Flow													
13	S/G Level Low-Low					O								
14	Steam Flow/Feedwater Flow Mismatch & Low S/G Water Level							O						
15	Under voltage-RCP													
16	Under frequency-RCP													
17	Turbine Trip (S/G Lvl. High)													
18	Turbine Auto Stop Oil													
19	Safety Injection from ESF													
20	RCP Breaker Position													
	Mitigation	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13
	Automatic Reactor Trip (Note 1)	**X 11, 13, 14**	**X 10, 13, 14**			**X 10, 11**		**X 10, 11**						
	Manual Safeguards Actuation													
	Auxiliary Feedwater Pump Auto Start					O Note (2)								
	Manual Reactor Trip													

표 5. 공통유형고장 취약성 요약표

CMF Group	A	B	C	D	E	F	G	H	I	J	K	L	M	N	O	P	Q	R	S	T
Chapter 15 Event																				
15.2.1-Uncontrolled Rod Cluster Control Assembly Bank Withdrawal From Subcritical Condition																				
15.2.2-Uncontrolled Rod Cluster Control Assembly Bank Withdrawal At Power																				
15.2.4-Uncontrolled Boron Dilution																				
15.2.5-Partial Loss of Forced Reactor Coolant Flow																				
15.2.7-Loss of External Load/Turbine Trip						T		T	T		T									
15.2.8-Loss of Normal Feedwater								T	T		TA	T								
15.2.9-Loss of Offsite Power to Station Auxiliaries																				
15.2.10-Excessive Heat Removal due to Feedwater System Malfunctions						T	T				UF									
15.2.11-Excessive Load Increase Incident																				
15.2.12-Accidental Depressurization of the RCS						T		T	T											
15.2.13-Accidental Depressurization of the Main Steam System								S												S
15.3.1-Small Break Loss of Reactor Coolant or Cracks in Large Pipes which Actuates ECCS								TS												
15.3.4-Complete Loss of Forced Reactor Coolant Flow																				
15.4.1-Large Break Loss of Reactor Coolant(LOCA)								TS											SC	
15.4.2-Major Secondary System Pipe Rupture								S				M							SCM	S
15.4.2.2-Major Rupture of a Main Feedwater Line								S			A								S	S
15.4.3-Steam Generator Tube Rupture								TS												
15.4.4-Single Reactor Coolant Pump Locked Rotor								T		T										

Notes: 음영 처리된 열(H, K, S)은 다양성기기에 의해 보호조치가 확보되어야 할 부분임.

참고문헌

[1] NUREG-0493, "A Defense-in-Depth & Dversity Assessment of the RESAR-414 Integrated Protection System", March 1979.

[2] SECY-91-292, "Advance Notice of Proposed Rulemaking on Severe Accident Plant Performance Criteria for Future LWRs," August 21, 1992.

[3] SECY-93-087, "Policy, Technical and Licensing Issue Pertaining to Evolutionary and Advanced Light-Water Reactor (ALWR) Designs", April 2, 1993.

[4] NUREG/CR-6303, "Method for Performing Diversity and Defense-in-Depth Analysis of Reactor Protection Systems", December 1994.

[5] NUREG-0800, "Standard Review Plan", August 18, 1998.

[6] NRC Branch Technical Position HICB-19, "Guidance for Evaluation of Defense-in-Depth and Diversity in Digital Computer-Based Instrumentation and Control Systems".

[7] 고리 1호기 공정제어, 보호 및 감시설비 개선공사 안전성분석보고서(Safety Analysis Report), June 1998.

[8] Diversity & Defense In Depth Analysis for KORI Nuclear Power Plant Unit 1, June 1998.