

디지털 원자로보호계통이 원전 안전성에 미치는 영향에 관한 단순화된 정량 분석

A Simplified Risk Effect Analysis of Digital Reactor Protection System

강현국, 장승철, 하재주

한국원자력연구소

대전광역시 유성구 덕진동 150

요 약

최근 하드웨어와 소프트웨어에 걸쳐서 다양한 디지털 기술이 개발됨에 따라 원자력발전소 안전계통에도 디지털 기술이 도입되게 되었으나, 그 신뢰성이 원전 전체의 안전성에 미치는 영향에 대한 분석은 이루어진 바가 없으므로, 본 논문에서는 디지털 원자로보호계통의 신뢰성이 원전의 안전성에 미치는 영향에 대한 정량적인 분석을 수행한 결과를 소개하였다. 또한 디지털 기기가 정상작동하지 않을 경우 수행되도록 되어 있는 운전원의 수동개시 기능이 배제된 가정에 대해서도 분석을 수행하였다. 분석결과, 운전원의 수동개시 기능을 고려하였을 경우에는 플랜트전체 안전성에 대한 디지털 안전계통의 영향이 크지 않으나, 수동개시 기능을 무시하였을 경우 매우 큰 영향을 미치는 것으로 나타났다. 본 논문에 게재된 결과는 많은 가정하에서 매우 단순화된 디지털 원자로보호계통과 디지털 공학적안전설비작동계통의 모델을 사용한 결과이므로, 현실적인 분석을 위해서는 충분히 상세한 모델을 사용해야 할 것으로 생각되나, 본 논문의 단순화된 정량분석도 대략적인 플랜트 안전 영향 평가의 결과를 예측하는 데는 큰 도움이 될 것으로 판단된다.

Abstract

In recent days rapid development of digital technology over both hardware and software stimulates the application of digital equipment to the safety systems of nuclear power plants. The risk effect analysis of these applications are, however, not yet performed in Korea. In this paper, we perform and present the quantitative analysis of the risk effect of digital reactor protection system on the total nuclear plant. The safety assessment under the assumption of no operator action for the manual initiation of emergency systems are also performed. The results show that if the manual initiation is ignored, the effect of digital safety-critical systems on the plant safety is quite serious. The results in this paper are calculated with a simplified fault-tree model of digital reactor protection system and digital engineered safety feature actuation system. Therefore, the more detailed model of these systems are required in order to get the more realistic results. We expect that the simplified model could also present the outline of risk effect analysis results of digital reactor protection system.

제 1 장 서론

원자력발전소의 안전기능의 수행에도 디지털 기기가 활용되도록 설계가 수행되고 있으며 기존 원전의 아날로그 계통도 디지털화가 진행되고 있다. 이제 디지털 기술의 폭넓은 활용은 거스를 수 없는 대세가 되었다. 그러나 디지털 계통의 도입에 따른 안전성 분석은 아직 미비한 수준이다. 즉, 계통 자체의 안전성 평가와 계통이 전체 플랜트의 안전성에 미치는 영향에 대한 평가가 수행될 필요가 있는 것이다. [1]에서는 이러한 디지털 계통의 안전성 평가의 체계적인 분석에 대해 기술하였으며, 본 논문에 기술된 부분은 그 중 첫 번째 단계인 원전전체의 안전성에 디지털계통이 미치는 영향 평가에 해당한다.

기존의 확률론적 안전성 분석(Probabilistic Safety Assessment; PSA)에서도 특정 모델의 범위와 깊이는 그 모델이 전체 계통에 미치는 영향을 고려해서 정해진다. 디지털 계통의 경우에도 이러한 분석을 거쳐 두 번째 단계에서 어느 정도 수준으로 모델링해야 하는지를 결정한다. 이때, 특히 유의해야 할 점은 안전기능에 입력신호를 제공하는 디지털 기기의 종속관계를 잘 고려해야 한다는 것이다. 기존의 PSA에서는 이러한 관계를 고려하지 않고 각각의 안전기능에 각각의 기기가 설치된 것으로 가정을 하였으나, 디지털 기기로 대체됨에 따라 이러한 종속관계가 더욱 심화될 것으로 판단되므로 정량적으로 그 종속의 정도를 적절

히 반영하는 것이 디지털 계통이 전체 원전에 미치는 영향을 평가하는데 중요한 역할을 한다. 디지털 계통은 안전 신호 생성 계통이므로, 안전성 분석을 위해서는 플랜트 PSA의 최상위 단위인 사건수목에서부터 새롭게 접근해야 한다.

이러한 접근을 위해서는 단순화된 고장수목(FT) 모델을 먼저 작성할 필요가 있다. 즉, 단순화된 고장수목 모델을 이용하여 플랜트 안전성에 미치는 디지털 기기의 영향을 먼저 분석한 후 그 결과를 고려하여 상세 FT 모델을 작성하는 것이다. 본 논문에서는 원자력발전소에 도입될 예정인 많은 디지털 기기들 중, 전체 원자력발전소의 안전에 큰 영향을 미칠 것으로 판단되는 원자로보호계통과 공학적안전설비작동계통을 모델링하여 적용하였다. 여러 가지 가정을 통해 극히 단순한 모델로 바꾸어 적용하였으며, 계측기는 각 안전기능당 한가지만을 고려하였다.

디지털 시스템에 대해서는 기존의 아날로그 시스템에 적용하던 평가 방법과는 크게 다른 방법론의 적용이 요구되고 있는데, 소프트웨어의 사용으로 인한 고장 가능성, 환경에 민감한 디지털 기기의 특성으로 인한 공통원인 고장(common cause failure; CCF) 확률의 증가 가능성 등 디지털 기술의 적용에 따른 불확실성·불명확성이 증대되는데 따른 것이다. 기존의 연구[2]에서 밝힌 바와 같이 특히 공통원인 고장과 소프트웨어의 고장확률, 그리고 고장감시 계통의 검출률이 전체 계통의 불가용도에 많은 영향을 미치므로 본 논문에서는 이를 고려하여 해당 변수에 대한 간단한 민감도 분석을 수행하였다. 이렇게 PSA 방법을 적극적으로 활용한 디지털 계통의 안전성 분석을 통해 원자력발전소의 안전기능을 수행에 따른 불확실성을 감소시키고 신뢰를 촉진하여 원자력발전소에의 디지털 기기의 적용을 더욱 활발하게 할 수 있을 것으로 기대한다.

기존에도 원전의 안전성을 종합적이며 정량적으로 평가하기 위한 중요한 안전성평가 수단으로 PSA를 사용하고 있으며, 신규 원자력 발전소 건설시 인허가 사항으로 제출이 요구된다. PSA는 논리적으로 이상사건에 대한 발전소 대응을 모델하며, 이를 통해 각 사고경위의 원인 및 발생빈도를 기기의 단위까지 파악 할 수 있으며, 각 계통의 주어진 기능을 수행 실패에 대해서도 원인과 각 확률 값을 구할 수 있다. 이러한 결과는 원하지 않는 사건의 발생 확률과 원인을 밝힐 수 있기 때문에 이를 이용하여 설계 검증, 정비 최적화 등에 다양하게 이용된다. 최근에는 미국을 중심으로 PSA 결과를 결정론적인 규제의 보완 수단으로 사용하고 있으며, 국내에서도 이의 채택이 적극적으로 추진되고 있다 [3],[4]. 또한 PSA는 초기 설계 단계에 적용되어 설계 검증에 이용되며 설계 개선에도 활용[5]될 수 있는데, 본 논문에서의 접근 방법도 계통/기기 설계자들에게 보다 유용한 정보를 제공하기 위해 활용될 수 있을 것으로 기대한다.

제 2 장 단순화된 디지털 계통 모델의 작성

PSA에서 사건수목은 특정한 안전기능의 작동 여부에 따라 플랜트의 사건진행상태를 나타내기 위해 사용된다. 원활한 설명을 위해 예제로서 그림 1에 대형 이차측 파단 사고에 대한 사건수목을 보였다. 먼저 그림 1의 예를 설명하자면, 먼저 초기사건인 Large secondary side break (LSSB)가 발생하면, 원자로보호계통(RPS)이 원자로를 정지(trip)시킨다. 만약 trip시키지 못한다면 이것은 ATWS에 해당하게 된다. Trip이 무사히 되었다면, 이제 기타 안전기능이 무사히 작동하느냐에 따라 플랜트의 상태가 결정되게 된다. Deliver Aux. Feedwater, HPSIS injection, HPSIS recirculation 등이 이러한 안전기능에 해당한다.

이러한 안전기능의 작동여부는 안전기능을 직접 수행하는 작동기(actuator)와 안전기능이 작동하도록 신호를 생성하는 신호생성의 건전성에 좌우된다. 신호생성은 다시 신호생성 기기의 건전성과 인간 운전원의 수동작동 적절성 여부에 좌우된다. 이것을 고장수목으로 간략히 도시하면 그림 2과 같다. 기존의 PSA에서는 그림 2에서와 같이 신호생성 기기의 고장을 하나의 기본사건으로 단순하게 처리하고 있으며, 각 안전기능들의 신호생성 기기간의 종속성은 전혀 고려하지 않고 있다.

이제 한국형 표준원전(KSNP)의 디지털화의 경우와 같이, RPS와 ESFAS를 디지털화하는 경우를 생각해 보자. 그림 1의 안전기능들 중에서 Deliver Aux. Feedwater, HPSIS injection, HPSIS recirculation은 모두 공학적 안전설비 작동계통(ESFAS)에서 생성되는 신호이며, 원자로정지(Reactor trip) 신호를 생성하는 RPS도 ESFAS와 일부 신호를 공유하고 있다. 따라서 외형적으로는 각기 다른 신호들이지만, 내부적으로는 같은 'signal generating system'에 의해 생성되는 신호인 것이다. 따라서 이러한 종속성이 적절히 반영된 사건수목 분석을 수행하고 민감도 분석 등을 수행할 경우, 디지털 기기가 안전성에 미치는 영향을 보다 합리적으로 파악할 수 있다.

그림 3과 그림 4는 기존의 연구를 바탕으로 원자로보호계통과 공학적안전설비작동계통의 단순화 모델을 작성한 내용을 도시한 것이다. 원자로보호계통의 경우 작동기는 정지회로차단기(Trip circuit breaker; TCB)의 공통원인고장만을 고려하였다. 작동신호 생성계통은 두 가지로 분류할 수 있는데, 운전원의 수동개시 기능과 원자로보호계통의 자동신호 생성기능으로 파악할 수 있다. 자동신호 생성에서는 계측기의 공통원인 고장과 입력모듈, 출력모듈, 프로세서모듈의 공통원인 고장을 고려하였다. 계측기는 한가지(압력계측기)만을 고려하였다.

그림 4에 도시한 공학적안전설비작동계통의 경우, 작동계통은 해당 펌프나 밸브이므로 기존의 PSA에 사용된 것을 그대로 이용하고 신호 생성계통만을 모델링하였는데, 역시 운전원의 수동개시 기능과 자동 신호생성 기능으로 구분한다. 원자로보호계통과 마찬가지로 절차를 거쳐서 공학적안전설비작동계통에만 적용되는 ESFAS-DO와 ESFAS-CL을 추가하였다.

공학적안전설비작동계통은 모두 1차계통과 관련하여 모두 7가지 안전기능을 가지고 있는데, 각 안전기능은 한가지에서 3가지의 계층기로부터 입력을 받는다. 본 논문에서는 분석의 편의를 위해 한 안전기능당 한가지의 계층기만을 고려하였다.

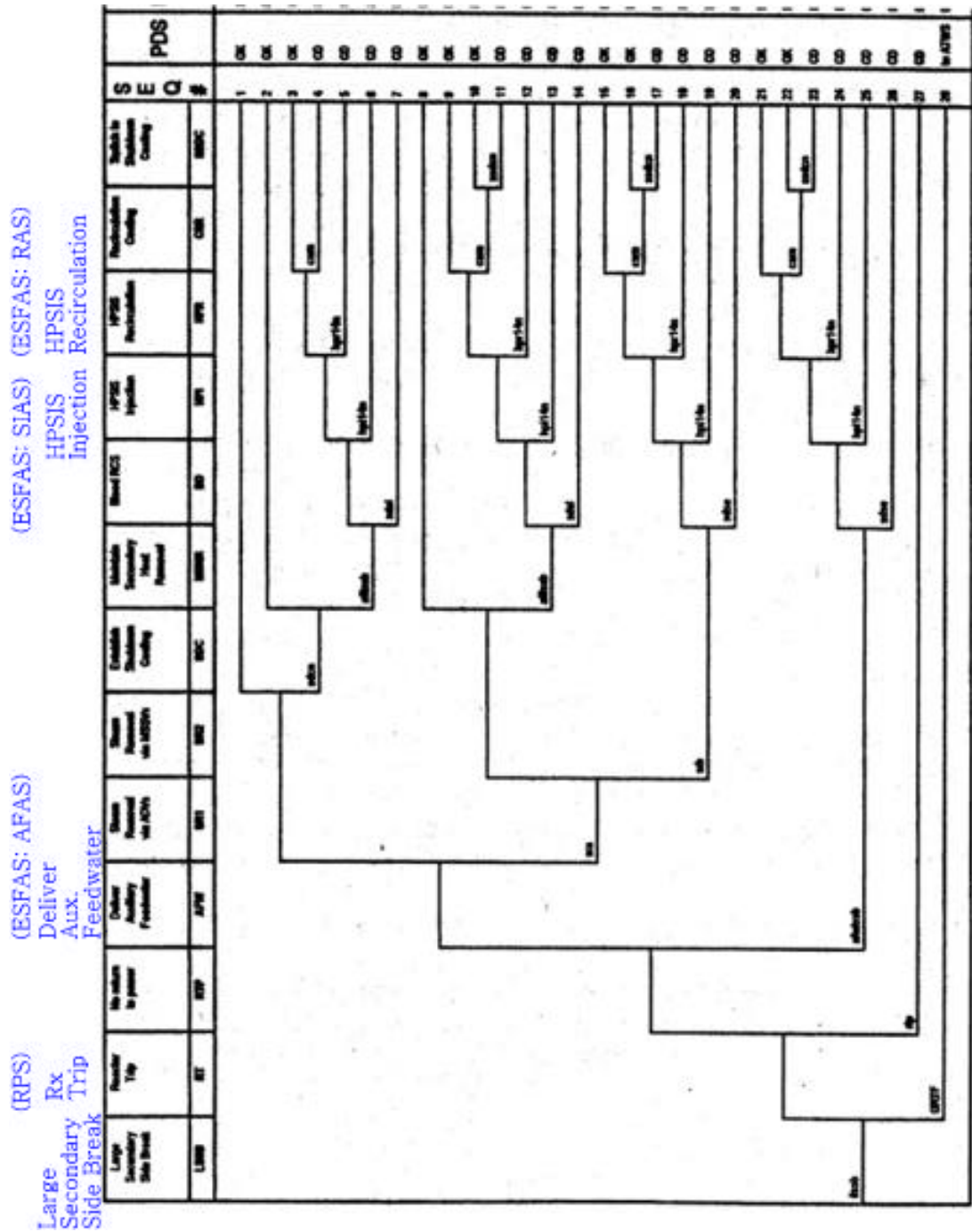


그림 1. 대형 이차측 파단 사건수목

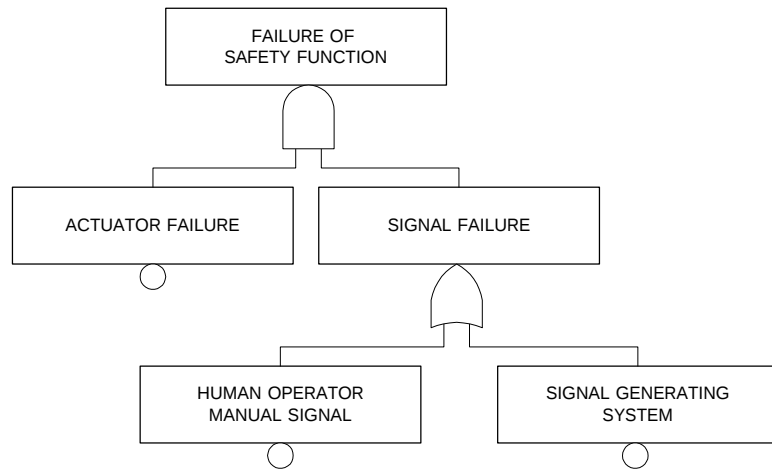


그림 2. 안전기능의 작동확률 계산을 위한 고장수목

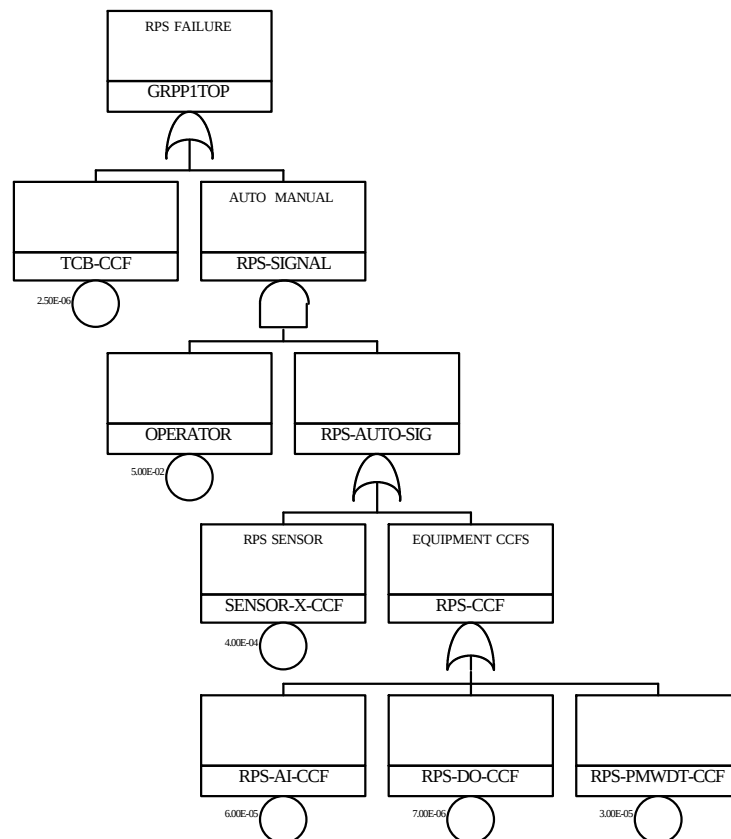


그림 3. 원자로보호계통의 단순화된 FT 모델

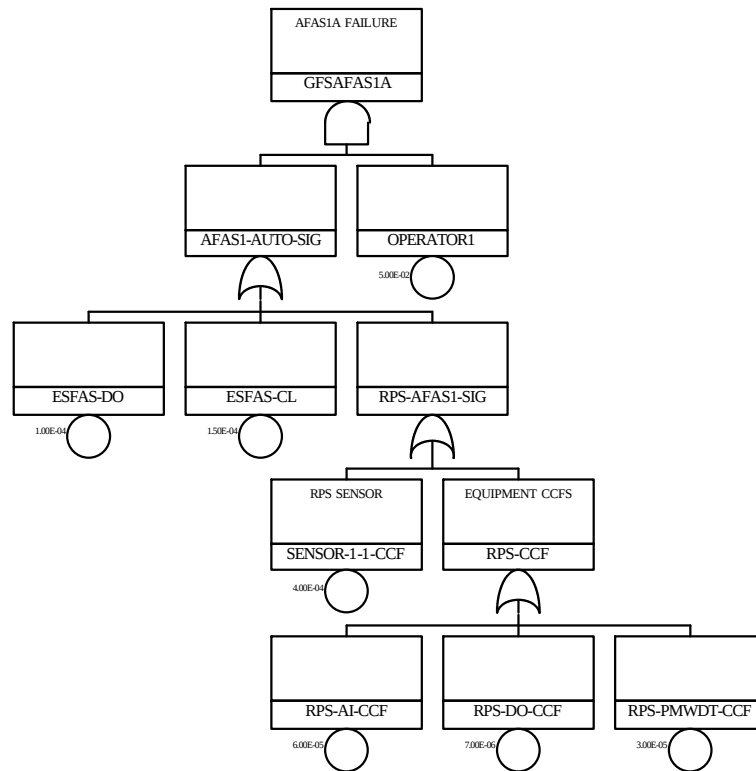


그림 4. 공학적안전설비작동계통중 보조급수작동신호 생성계통의 단순화된 FT 모델

제 3 장 플랜트 영향평가

제 2 장에서 작성된 단순화된 FT 모델들을 기존의 KSNP용 안전성 분석 PSA 모델[6]에 적용하여 플랜트에 미치는 영향을 평가하였다. 원자력발전소의 안전성 분석은 기존의 분석 체계를 그대로 따랐으며, 각 초기사건별 발생 빈도를 구하여 그 초기사건으로 인한 노심 손상빈도를 계산하는 방식을 취하였다.

한편, 각 기본 사건의 확률은 사용된 기기의 종류, 고장 유형의 구분 여부, 공통원인 고장확률 산출을 위한 기법의 차이, 점검의 주기 등에 영향을 받으므로, 본 논문에서는 실제 현장에서 많이 사용되는 상용기기의 고장확률과 비슷한 정도로 가정을 하여 계산하였다.

전술한 바와 같이, 디지털 계통의 안전성은 공통원인 고장의 적용, 소프트웨어의 고장확률, 고장내구성 기법의 고장검출률에 많은 영향을 받는다. 고장내구성 기법은 감시타이머의 적용을 가정하였다. 고장검출률과 소프트웨어의 고장확률은 RPS-PM&WDT-CCF라는 기본 사건의 확률을 조정함으로써 그 효과를 확인할 수 있다. 즉, 만일 소프트웨어의 고장과 감시

타이머의 고장회복 기능을 무시한 순수한 프로세서 모듈의 공통원인고장 확률이 $3E-5$ (#/demand)라고 하면, $1E-4$ 의 고장확률을 가지는 소프트웨어를 탑재했을 경우 기본사건 RPS-PM&WDT-CCF의 확률은 $1.3E-4$ 가 된다. 또한 만일 감시타이머의 역할로 프로세서 모듈의 고장율을 $1/3$ 으로 낮출 수 있고, 소프트웨어의 고장확률을 무시할 수 있다면 기본사건 RPS-PM&WDT-CCF의 확률은 $1E-5$ 가 된다.

또한 운전원이 수동으로 안전기능을 개시하는 기능을 무시하고 살펴보는 것이 디지털 계통의 영향을 보다 분명하게 나타내 줄 수 있으므로 각각의 RPS-PM&WDT-CCF의 확률에 대해 수동 개시가 없는 경우를 함께 계산하였다. 총노심손상빈도의 변화는 표 1에 보였으며, 각 초기사건별 노심손상빈도를 정리하면 표 2 - 표 4와 같다. 또한 표 5와 표 6에는 노심손상빈도의 차이를 초기사건별로 정리하였다. 여기서 사용된 초기사건 이름의 약어를 정리하자면 다음과 같다.

LLOCA (large LOCA),
 MLOCA (medium LOCA),
 SLOCA (small LOCA),
 SGTR (steam generator tube rupture),
 ISLOCA (interfacing system LOCA),
 RVR (reactor vessel rupture),
 LSSB (large secondary side break),
 LOFW (loss of feedwater),
 LOCV (loss of condenser vacuum),
 LOOP (loss of off-site power),
 LOCCW (loss of component cooling water),
 LOKV (loss of a 4.16 KV bus),
 LODC (loss of DC), GTRN (other transients),
 ATWS (anticipated transient without scram)

표 1. RPS-PM&WDT-CCF 확률의 변화에 따른 총노심손상빈도의 변화

RPS-PM&WDT-CCF				
1.00E-05	8.09E-06	99.8%	2.30E-05	93.0%
3.00E-05	8.10E-06	100.0%	2.48E-05	100.0%
1.30E-04	8.20E-06	101.1%	3.34E-05	135.0%

표 2. RPS-PM&WDT-CCF 확률을 1E-5로 하였을 경우의 초기사건별 노심손상빈도

		가			가		
		IE (/RY)			IE (/RY)		
LOCA	LLOCA	1.70E-04	6.96E-07	8.6%	1.70E-04	9.38E-07	4.1%
	MLOCA	1.70E-04	6.12E-07	7.6%	1.71E-04	1.02E-06	4.4%
	SLOCA	3.00E-03	1.32E-06	16.4%	3.00E-03	4.49E-06	19.5%
	SGTR	4.50E-03	1.31E-06	16.2%	4.53E-03	9.71E-06	42.2%
	ISLOCA	1.77E-09	1.77E-09	0.0%	1.77E-09	1.77E-09	0.0%
	RVR	2.66E-07	2.66E-07	3.3%	2.66E-07	2.66E-07	1.2%
			4.21E-06	52.1%		1.64E-05	71.4%
Transient	LSSB	1.50E-03	1.72E-07	2.1%	1.50E-03	1.92E-07	0.8%
	LOFW	1.75E-01	4.03E-07	5.0%	1.75E-01	1.39E-06	6.0%
	LOCV	1.01E-01	1.82E-08	0.2%	1.01E-01	4.68E-08	0.2%
	LOOP	3.13E-02	2.21E-06	27.4%	3.13E-02	2.41E-06	10.5%
	LOCCW	4.28E-01	5.59E-07	6.9%	4.28E-01	6.85E-07	3.0%
	LOKV	1.31E-03	4.07E-10	0.0%	1.31E-03	6.58E-10	0.0%
	LODC	2.62E-03	2.94E-07	3.6%	2.62E-03	3.09E-07	1.3%
	GTRN	7.79E-01	1.62E-07	2.0%	7.79E-01	3.84E-07	1.7%
	ATWS	3.65E-06	5.44E-08	0.7%	6.65E-05	1.20E-06	5.2%
			3.87E-06	47.9%		6.61E-06	28.7%
			8.09E-06	100.0%		2.30E-05	100.0%

표 3. RPS-PM&WDT-CCF 확률을 3E-5로 하였을 경우의 초기사건별 노심손상빈도

		가			가		
		IE (/RY)			IE (/RY)		
LOCA	LLOCA	1.70E-04	6.97E-07	8.6%	1.70E-04	9.41E-07	3.8%
	MLOCA	1.70E-04	6.12E-07	7.5%	1.71E-04	1.07E-06	4.3%
	SLOCA	3.00E-03	1.33E-06	16.4%	3.00E-03	4.55E-06	18.4%
	SGTR	4.50E-03	1.32E-06	16.3%	4.53E-03	1.12E-05	45.1%
	ISLOCA	1.77E-09	1.77E-09	0.0%	1.77E-09	1.77E-09	0.0%
	RVR	2.66E-07	2.66E-07	3.3%	2.66E-07	2.66E-07	1.1%
			4.23E-06	52.2%		1.80E-05	72.6%
Transient	LSSB	1.50E-03	1.72E-07	2.1%	1.50E-03	1.93E-07	0.8%
	LOFW	1.75E-01	4.03E-07	5.0%	1.75E-01	1.45E-06	5.9%
	LOCV	1.01E-01	1.82E-08	0.2%	1.01E-01	4.85E-08	0.2%
	LOOP	3.13E-02	2.21E-06	27.3%	3.13E-02	2.43E-06	9.8%
	LOCCW	4.28E-01	5.59E-07	6.9%	4.28E-01	6.92E-07	2.8%
	LOKV	1.31E-03	4.07E-10	0.0%	1.31E-03	6.58E-10	0.0%
	LODC	2.62E-03	2.94E-07	3.6%	2.62E-03	3.10E-07	1.3%
	GTRN	7.79E-01	1.62E-07	2.0%	7.79E-01	3.98E-07	1.6%
	ATWS	3.79E-06	5.64E-08	0.7%	6.93E-05	1.30E-06	5.2%
			3.88E-06	47.8%		6.79E-06	27.4%
			8.10E-06	100.0%		2.48E-05	100.0%

표 4. RPS-PM&WDT-CCF 확률을 1.3E-4로 하였을 경우의 초기사건별 노심손상빈도

		가			가		
		IE (/RY)			IE (/RY)		
LOCA	LLOCA	1.70E-04	6.99E-07	8.5%	1.70E-04	9.58E-07	2.9%
	MLOCA	1.70E-04	6.17E-07	7.5%	1.71E-04	1.29E-06	3.9%
	SLOCA	3.00E-03	1.36E-06	16.6%	3.00E-03	4.85E-06	14.5%
	SGTR	4.50E-03	1.36E-06	16.6%	4.54E-03	1.84E-05	54.9%
	ISLOCA	1.77E-09	1.77E-09	0.0%	1.77E-09	1.77E-09	0.0%
	RVR	2.66E-07	2.66E-07	3.2%	2.66E-07	2.66E-07	0.8%
			4.30E-06	52.5%		2.57E-05	76.9%
Transient	LSSB	1.50E-03	1.72E-07	2.1%	1.50E-03	1.99E-07	0.6%
	LOFW	1.75E-01	4.07E-07	5.0%	1.75E-01	1.76E-06	5.3%
	LOCV	1.01E-01	1.82E-08	0.2%	1.01E-01	5.75E-08	0.2%
	LOOP	3.13E-02	2.21E-06	27.0%	3.13E-02	2.49E-06	7.4%
	LOCCW	4.28E-01	5.59E-07	6.8%	4.28E-01	7.31E-07	2.2%
	LOKV	1.31E-03	4.07E-10	0.0%	1.31E-03	7.88E-10	0.0%
	LODC	2.62E-03	2.94E-07	3.6%	2.62E-03	3.15E-07	0.9%
	GTRN	7.79E-01	1.63E-07	2.0%	7.79E-01	4.67E-07	1.4%
	ATWS	4.48E-06	6.68E-08	0.8%	8.31E-05	1.77E-06	5.3%
			3.89E-06	47.5%		7.73E-06	23.1%
			8.20E-06	100.0%		3.34E-05	100.0%

표 5. 초기사건별 노심손상빈도의 차이 (표3 - 표2)

		가			가		
		IE (/RY)			IE (/RY)		
LOCA	LLOCA	0	6.00E-10	3.2%	0	3.40E-09	0.2%
	MLOCA	0	0	0.0%	0	4.50E-08	2.6%
	SLOCA	0	6.00E-09	31.6%	0	6.00E-08	3.4%
	SGTR	0	8.00E-09	42.1%	0	1.45E-06	83.0%
	ISLOCA	0	0	0.0%	0	0	0.0%
	RVR	0	0	0.0%	0	0	0.0%
			1.50E-08	78.9%		1.55E-06	89.1%
Transient	LSSB	0	0	0.0%	0	1.00E-09	0.1%
	LOFW	0	0	0.0%	0	6.10E-08	3.5%
	LOCV	0	0	0.0%	0	1.74E-09	0.1%
	LOOP	0	0	0.0%	0	1.30E-08	0.7%
	LOCCW	0	0	0.0%	0	7.80E-09	0.4%
	LOKV	0	0	0.0%	0	0	0.0%
	LODC	0	0	0.0%	0	9.00E-10	0.1%
	GTRN	0	0	0.0%	0	1.38E-08	0.8%
	ATWS	1.39E-07	2.05E-09	10.8%	2.77E-06	9.40E-08	5.4%
			3.00E-09	15.8%		1.87E-07	10.7%
			1.90E-08	100.0%		1.74E-06	100.0%

표 6. 초기사건별 노심손상빈도의 차이 (표4 - 표3)

		가			가		
		IE	(RY)		IE	(RY)	
LOCA	LLOCA	0	2.50E-09	2.7%	0	1.70E-08	0.2%
	MLOCA	0	4.90E-09	5.3%	0	2.25E-07	2.6%
	SLOCA	0	3.00E-08	32.3%	0	3.00E-07	3.5%
	SGTR	0	4.00E-08	43.0%	8.00E-06	7.20E-06	83.0%
	ISLOCA	0	0	0.0%	0	0	0.0%
	RVR	0	0	0.0%	0	0	0.0%
			7.70E-08	82.8%		7.74E-06	89.3%
Transient	LSSB	0	0	0.0%	0	5.30E-09	0.1%
	LOFW	0	4.40E-09	4.7%	0	3.06E-07	3.5%
	LOCV	0	0	0.0%	0	8.95E-09	0.1%
	LOOP	0	0	0.0%	0	6.20E-08	0.7%
	LOCCW	0	0	0.0%	0	3.88E-08	0.4%
	LOKV	0	0	0.0%	0	1.30E-10	0.0%
	LODC	0	0	0.0%	0	4.70E-09	0.1%
	GTRN	0	1.30E-09	1.4%	0	6.90E-08	0.8%
	ATWS	6.93E-07	1.04E-08	11.2%	1.39E-05	4.72E-07	5.4%
			1.70E-08	18.3%		9.39E-07	10.8%
			9.30E-08	100.0%		8.67E-06	100.0%

제 4 장 결론 및 논의점

본 논문에서는 디지털 원자로보호계통의 신뢰성이 원전의 안전성에 미치는 영향에 대한 정량적인 분석을 수행하고 그 결과를 소개하였다. 소프트웨어의 고장확률과 고장내구성 계통의 고장검출률의 변화로 인한 전체 플랜트의 안전성 변화를 알아보고자 하였는데, 운전원의 수동개시 기능을 고려하였을 경우에는 플랜트전체 안전성에 대한 디지털 안전계통의 영향이 1% 내외로 별로 크지 않으나, 수동개시 기능을 무시하였을 경우 35% 정도의 큰 영향을 미치는 것으로 나타났다. 또한 이러한 차이의 80%이상이 LOCA 사건군의 노심손상빈도 변화에 기인하는 것임을 알 수 있었다.

본 논문에 게재된 결과는 많은 가정하에서 매우 단순화된 디지털 원자로보호계통과 디지털 공학적인안전설비작동계통의 모델을 사용한 결과이므로, 현실적인 분석을 위해서는 충분히 상세한 모델을 사용해야 할 것으로 생각된다. 상세 모델을 이용할 경우 초기사건의 빈도계산부터가 달라지므로 본 논문에 제시한 결과보다는 더욱 현실적인 결과를 얻을 수 있을 것으로 생각된다. 그러나 본 논문의 단순화된 정량분석도 대략적인 플랜트 안전 영향 평가의 결과를 예측하는데는 도움이 되어 설계 단계에서 활용이 가능할 것으로 기대된다.

감사의 글

본 연구는 과학기술부의 원자력중장기연구개발사업의 지원으로 수행되었습니다.

참고문헌

- [1] 강현국, 성태용, 하재주, “디지털 안전계통의 정량적 안전성 평가를 위한 체계적 접근,” 한국원자력학회 춘계학술발표회 논문집, 광주, 2002.
- [2] Hyun Gook Kang and Taeyong Sung, “A Quantitative Study on Important Factors of the PSA of Safety-Critical Digital Systems,” Journal of Korea Nuclear Society, Vol. 33, No. 6, 2001.
- [3] U.S. NRC, Options For Risk-Informed Revisions to 10 CFR Part 50 - “Domestic Licensing of Production And Utilization Facilities” SECY-98-300, 1998.
- [4] 이창주, 안전규제에서의 위험도 정보 활용 원칙, KINS/AR-306, Vol 5. Part I, 원자력안전기술 정보회의, 1999.
- [5] 성태용 외, 확률론적 안전성 평가기법을 이용한 보조급수계통의 설계 최적화 연구, ‘92 한국원자력학회 춘계학술발표회, 1992.
- [6] 김승환 외, “울진 3,4호기 전출력 안전성 감시 시스템 개발,” KAERI/TR-2134/2002, 한국원자력연구소, 2002.