

출력운전 중 예방정비로 인한 확률론적 정지안전성 영향

Effects on Probabilistic Shutdown Safety by Preventive Maintenance during Power Operation

임우상, 조성환, 이재성
한국전력공사 전력연구원
대전광역시 유성구 문지동 103-16

요 약

출력운전 중 예방정비(Online Maintenance) 영향을 확률론적으로 분석하는데 있어서 현재까지는 주로 전출력 노심손상빈도에 대한 변화가 검토되었다. 정지/저출력 노심손상빈도에 대한 검토가 이루어지지 않은 것은 정지/저출력(SDLP) 확률론적 안전성 평가(PSA)가 전 범위로 수행된 예가 별로 없기 때문이다. 현재 APR1400에 대해서는 정지/저출력 전체 기간에 대한 안전성 평가가 수행되고 있다. 따라서 본 논문에서는 SDLP PSA 수행 내용을 소개하고, EDG와 ESW 펌프를 대상으로 출력운전 중 예방정비를 수행하는 경우 각각의 정지/저출력 노심손상빈도 감소효과와 전출력 노심손상빈도의 증가효과를 소개하였다. EDG와 ESW 펌프 모두 출력운전 중에 예방정비하는 경우 정지/저출력 노심손상빈도는 약 82% 감소하며 전출력을 포함한 전체 노심손상빈도는 약 44% 감소하는 것으로 나타났다.

Abstract

The probabilistic effects on the online maintenance of safety related equipment have been reviewed only in view of the core damage frequency at power operation. It is because full scope shutdown and low power(SDLP) PSA has scarcely been performed. For APR1400, an extensive SDLP PSA is being performed. This paper is to introduce the methodology of SDLP PSA for APR1400 at design phase and to present how much the CDFs of SDLP and full power operation change, if preventive maintenance of the safety related equipment such as EDGs and ESW pumps is performed during full power operation instead of SDLP. The result shows that SDLP CDF reduces as much as 82%, and total CDF 44%, if preventive maintenance of all the EDGs and ESW pumps is performed during power operation.

I. 서론

원자력 발전소는 원자로의 고유한 특성에 의해 원자로정지 이후에도 잔열이 계속 발생하여 이를 적절히 제거해야만 안전성이 보장된다. 1980년대 전반기까지는 원자력발전소가 정지된 이후에는 잔열이 낮고 운전원이 조치를 취할 수 있는 시간이 길다는 등의 이유로 출력운전 중에 발생하는 사고에 비해 위험도가 크지 않다고 생각하여 저출력 운전 중이거나 원자로정지 이후 발생하는 사고에 대하여는 안전성 분석을 간과하여 왔다.

그러나 원자로정지 중 발생하는 사건에 의해서도 노심손상을 초래할 수 있다는 것을 보여주는 사건들이 빈번하게 발생함으로써 정지/저출력 운전 중의 안전성에 대한 연구가 정지냉각 기능상실에 초점을 맞추어 80년대 중반부터 수행되었다. 1987년 4월 미국의 Diablo Canyon에서 발생한 부분충수운전 중 정지냉각 기능상실 사고는 가압경수로(PWR)의 부분충수운전이 안전성에 상당히 취약한 운전 상태라는 것을 보여주는 사건으로, 이 사건을 검토하여 1988년 10월 미국 원자력규제위원회(US NRC)는 GL 88-17을 발표하였다. GL88-17은 발전사업자들에게 부분충수운전 중 안전성을 저해할 수 있는 절차서, 설비, 지침들의 미비점을 파악하고 이를 개선할 것을 요구하고 있다. 특히 1990년 3월 미국의 Vogtle원전에서 발생한 발전소 정전으로 인한 부분충수운전 중 정지냉각 기능상실 사고는 심각한 노심 손상을 초래할 수 있는 사고로 원자로정지 중에 대한 안전성평가의 필요성을 더욱 증대시켰다.

PSA는 원자력 발전소의 안전성을 종합적으로 평가하는 중요한 수단 중의 하나이지만 정지/저출력 운전 모드에 관해서는 80년대 후반까지는 거의 분석이 이루어지지 않았다. 그러나 1990년 프랑스는 표준원전인 900MW와 1300MW 원전에 대한 PSA결과를 발표하였는데 정지/저출력시의 노심손상 빈도가 각각 총 노심손상 빈도의 33%, 69%를 차지하는 것으로 나타나 많은 관심을 불러 일으켰다. 이후 세계 각국에서 정지/저출력 운전 모드에 대한 안전성을 평가하기 위하여 많은 노력을 기울이고 있으며, PSA 기법도 중요한 평가 수단으로 이용되고 있다. 본 논문에서는 APR1400을 대상으로 하여 정지/저출력 노심손상빈도를 평가하기 위한 방법론을 소개하고, EDG와 ESW 펌프를 선정하여 출력운전 중 예방정비를 수행하는 경우 노심손상빈도 변화를 파악하고자 한다.

2. 정지/저출력 안전성의 확률론적 분석 방법론

2.1 발전소 운전 상태(POS) 분류

정지/저출력 PSA는 전출력 PSA와는 달리 여러 가지 발전소 운전형태를 고려하여야 한다. 즉 전출력에서는 사고완화에 사용되는 계통이나 원자로냉각재 온도, 압력 등이 동일하나, 정지/저출력 운전 중에는 계획예방정비 공정의 진행에 따라 연속적으로 변화한다. 따라서 원자로 냉각재 온도, 압력, 잔열수준, 개구부 크기 등의 운전상태에 따라 사고경위가 변화하므로 이들 특성을 대표하는 발전소 운전상태로 분류하여야 한다.

계획예방정지 중의 정지/저출력 운전은 발전소 정지를 위한 계통병해(turbine trip) 된 이후 원자로 정지까지의 저출력 운전, 원자로냉각재의 냉각운전, 핵연료 재장전을 위한 원자로 분해, 핵연료재장전 운전, 각 안전 및 비안전 관련 계통들에 대한 정기점검, 원자로 조립과

원자로냉각재 충수/가열 후에 원자로 기동에서 계통병입까지의 저출력 운전 등으로 이루어져 있다.

APR1400에 대한 정지/저출력 PSA에서는 원자로냉각재 온도, 압력, 잔열수준에 따라 표 1과 같이 15개의 POS로 구분하였다. 이 표는 APR1400의 POS를 종합한 것으로 운영기술지침서상의 운전모드, 발전소 상태 등을 나타내었다. POS 1, 2, 14 및 15는 저출력 상태이고 POS 3에서 POS 13까지는 정지운전상태이다. 원자로 상태에 따라 하나의 POS로 분류되었어도 사고완화에 영향을 미치는 차이가 있는 경우 세분하여 고려하였다. 즉 POS 5는 과도사건 발생시 사고완화에 이용될 수 있는 계통에 영향을 주는 원자로냉각재계통의 대형 배기경로의 유무에 따라 POS 5A와 POS 5B로 세분하여 분석을 수행한다. POS 7은 노심노출까지의 시간이 다르기 때문에 POS 7A와 POS 7B를 구분하였고 원자로 헤드를 인양전후로 구분하여 POS 7B와 POS 7C로 나누었다. POS 8은 사용핵연료를 노심에서 인출하여 사용후핵연료저장조로 이송하는 운전, 노심 내에 핵연료가 없는 상태, 그리고 신연료와 재사용연료의 노심 장전 운전으로 구분하였으며, 각각 POS 8A, 8B, 8C로 정하였다. POS 11은 POS 5와 같은 이유로 POS 11A와 POS 11B로 구분하여 분석하였다.

표 1. 발전소 운전상태(POS) 분류

POS	T/S모드	설명	비고
1	1,2(R)	계통 병해에서 원자로정지, 미입계	
2	3(R)	S/G를 이용한 1차측 냉각 (300°F까지)	고온대기, 미입계
3	4(R)	SCS를 이용한 1차측 냉각 (210°F까지)	고온정지, SCS 기동
4	5(R)	SCS를 이용한 1차측 냉각 (140°F까지)	저온정지
5A	5(R)	RCS 배수 (가압기 M/W 개방전)	가압기 수위 50% (164')
5B	5(R)	RCS 배수 (가압기 M/W 개방후)	Mid-Loop 수위(164'→119')
6	5R(R)	부분 충수운전 및 노즐댐 설치	수위변화(119'→117'→119')
7A	5(R)	핵연료 인출 작업을 위한 충수 운전	Rx 헤드 플랜지수위(130')
7B	6F(R)	Rx헤드 Detension, Stud Bolt Turn-out	
7C	6I(R)	Rx헤드, UGS/CEA인양, 만수위충수운전	Reactor Cavity 만수위(158')
8A	6E(R)	핵연료 인출	
8B	6E	핵연료 검사, 배수밸브 작업 수행	
8C	6E(S)	핵연료 재장전	
9A	6I(S)	원자로용기 헤드 안착	Reactor Cavity 만수위(158')
9B	6F(S)	원자로용기 헤드 볼트 체결	Rx 헤드 플랜지수위(130')
9C	5(S)	Mid-Loop 까지 배수(119')	Mid-Loop 수위(130'→119')
10	5R(S)	노즐댐 제거, 증기발생기 M/W 폐쇄	수위변화(119'→117'→119')
11A	5(S)	재충수 운전 (가압기 M/W 폐쇄전)	가압기 수위 50% (164')
11B	5(S)	재충수 운전 (가압기 M/W 폐쇄후)	가압기 수위 100% (189')
12	5(S)	RCS가열 시작 (200°F까지)	RCP, 가압기 가열기
13	4(S)	RCS가열, 정지냉각계통 격리 (350°F까지)	
14	3(S)	RCS가열, 출력 운전 준비 단계	
15	2,1(S)	출력운전, 계통 병입	

* F : IRWST Full, E : IRWST Empty, I : Structure In-position, R : Reduced Inventory

T/S : Technical Specification

2.2 초기사건분석

내부사건의 초기사건은 다음과 같은 방법으로 선정하였다. 첫째, 기존의 정지/저출력 PSA 수행 경험에서 주요하게 파악된 초기사건들을 대상으로 선정하고, 둘째, 안전성분석보고서에서 분석한 정지/저출력운전시의 결정론적사고분석 대한 검토, 세 번째로 전출력운전에 대한 PSA 보고서의 초기사건분석 검토, 마지막으로 타 원전에서 경험하였던 사건 등을 참조하여 선정하였다.

- NUREG/CR-6144
- KNGR SSAR에 기술된 정지/저출력 운전중 사고 조사
- CESSAR DC에 기술된 정지/저출력 PSA 초기사건 조사
- KNGR 전출력 PSA에서 고려된 초기사건 조사

최종적으로 선정된 초기사건은 표2와 같고, 초기사건 빈도는 NUREG/CR-6144, CESSAR DC, APR1400 전출력 PSA, 영광 3호기 계획예방정비 공정 등을 사용하여 계산하였다.

표 2. 선정된 초기사건

<ul style="list-style-type: none"> ● 정지냉각기능상실사고(LDHR) <ul style="list-style-type: none"> - 부분회복가능 정지냉각기능상실사고(SF) - 회복가능 정지냉각기능상실사고(SR) - 과배수사건(SO) - 저수위사건(SL) ● 냉각재상실사고(LOCA) <ul style="list-style-type: none"> - 일반 LOCA: 대형, 중형, 소형 LOCA - 회복불능 냉각재상실사고(JL) - 정비에 의한 냉각재상실사고(KL) - 정지냉각 LTOP밸브 개방고착사건(VL) 	<ul style="list-style-type: none"> ● 증기발생기 세관파단사고(SGTR) ● 주증기관 파단사고 (MSLB) ● 소외전원상실사고(LOOP) ● 발전소정전사고(SBO) ● 저압경계부 냉각재상실사고(ISLOCA) ● 보조계통기능상실사고 <ul style="list-style-type: none"> - 4,16kV 교류전원상실사고(LOKV) - 기기냉각수/냉각해수상실사고(LOCCW) ● 과도사건 (GTRN)
---	--

2.3 열수력학 분석

열수력학 분석은 Zion 발전소의 결정론적 열수력학 분석을 참조로 원자로냉각재의 재고량 및 열수력학적 여유도를 평가하였다. 원자로냉각재 재고량 평가에서는 각 POS별 냉각재의 수위, 유체의 체적 및 구조물의 물성치를 평가하였다. 열수력학적 여유도 평가에서는 정지 냉각 계통의 기능 상실시 발전소 정지 후 생성되는 노심 붕괴열에 의한 POS별 노심비등 시간과 노심손상 시간을 계산하였다.

원자로냉각재 재고량 평가는 정지/저출력 운전중 노심 비등이 발생하여 노심손상이 발생하기까지의 노심내의 붕괴열 흡수용량을 평가하기 위한 기본 입력자료이다. 본 분석에서는 NSSS의 설계자료를 참조하여 원자로냉각재계통의 재고량을 Region별 및 Elevation별로 구분하여 평가하였다. Region별 재고량은 원자로 용기, 고온관, 원자로 냉각재 펌프를 포함한 저온관, 가압기 및 증기발생기의 체적을 고려하여 원자로냉각재계통의 전체 재고량을 계산하였다. 원자로 냉각재의 수위별 재고량은 보수적인 평가를 위해 각 POS의 운전 수위중 낮은 수위에 대해 평가하였다.

노심 잔열 준위는 Rated Core Thermal Power를 근거로 다음과 같이 El-Wakil Equation을 사용하여 계산하였다.

$$Q_d = Q_o \times 0.095 \times t^{-0.26}$$

위와 같은 식을 사용하여 계산된 노심 잔열 준위를 각 POS에서의 Heatup Rate로 적용하여 노심 비등이 발생하기까지의 경과시간과 노심손상이 발생하기까지의 경과시간을 계산하였다.

2.4 인간신뢰도분석

인간신뢰도분석은 전출력 PSA에서 일반적으로 사용되는 ASEP(Accident Sequence Evaluation Program) 인간신뢰도분석 절차서 및 THERP(Technique for Human Error Rate Prediction) 정량화 방법으로 수행하였다. 분석 절차에 있어서는 사건수목 및 고장수목에서 고려되어 있는 인간행위의 목록을 작성하고, 그 다음으로는 각 인간행위에 대해 분석 수준을 검토하였다. 전출력 운전모드와 유사한 POS 1, 2, 14, 15에서의 인간행위와 보조계통에 모델링된 인간행위는 APR1400 전출력 PSA에서의 인간신뢰도분석 결과를 사용하였다. 세 번째 단계로 POS 3부터 13까지의 사건수목에 모델링된 인간행위에 대해 상세 분석을 수행하였다. 마지막으로 분석에 사용된 방법, 가정 그리고 데이터 등의 정보를 포함하여 인간행위 상세분석 과정을 문서화하였다.

2.5 주요분석결과

발전소운전상태(POS)측면

표 3에서 보는 바와 같이 POS 4에서의 노심손상빈도가 21.9%로 가장 크게 나타났으며, 그 다음으로 POS 7C가 20.5%, POS 6이 18.9% 순으로 중요하게 나타났다. 그러나 정지/저출력 PSA에서는 POS별로 수행기간이 다르기 때문에 시간항목을 동일하게 가정하여 구하는 조건부 노심손상빈도가 더 큰 의미를 갖는다. 단위 시간별 조건부 노심손상빈도 측면에서는 POS 6의 조건부 CDF가 5.9E-8/시간으로 가장 크게 나타났는데, 그 다음으로는 POS 7B가 1.69E-8/시간이며, POS 7C가 1.65E-8/시간으로 크게 나타났다.

초기사건측면

노심손상빈도에 가장 큰 영향을 주는 초기사건은 기기냉각수상실사고로 약 32.4%를 차지하고, 그 다음으로는 발전소정전사고(32.1%), 소외전원상실사고(29.7%) 순으로 중요하게 나타났다. 기기냉각수상실사고로 인한 노심손상빈도가 높게 나타난 이유는 POS 4부터 기기냉각해수펌프 1대의 정비가 수행되어 초기사건이 발생하면 기기냉각해수펌프 1대만이 이용 가능하게 되기 때문이다. 소외전원상실사고와 발전소정전사고는 비상디젤발전기 1대의 정비로 인해 초기사건 발생후 사고완화를 위한 안전기능의 Redundancy가 사라지거나 감소하기 때문에 노심손상빈도가 높게 나타났다.

표 3. 발전소 운전 상태별 노심손상빈도

POS	CDF 백분율	시간당 CDF
POS1	0.07%	2.10E-10
POS2	0.09%	1.50E-10
POS3	2.77%	9.43E-09
POS4	21.94%	9.44E-09
POS5A	2.22%	8.74E-09
POS5B	7.88%	1.27E-08
POS6	18.94%	5.90E-08
POS7A	2.34%	1.56E-08
POS7B	14.80%	1.69E-08
POS7C	20.49%	1.65E-08
POS9A	2.88%	1.92E-09
POS9B	1.62%	1.95E-09
POS9C	1.80%	1.92E-09
POS10	0.57%	2.22E-09
POS11A	0.14%	2.84E-10
POS11B	0.12%	1.14E-10
POS12	0.65%	4.12E-10
POS13	0.17%	4.91E-10
POS14	0.25%	1.50E-10
POS15	0.26%	2.20E-10
계	100%	

사고경위 측면

전체 노심손상빈도에 가장 큰 영향을 미치는 사고경위는 ‘POS 4에서 기기냉각수상실사고 발생 후 대기중인 정지냉각계통이 실패하고, 안전주입에 의한 주입운전이 실패하고, 화학 및 체적제어계통에 의한 주입운전이 실패’한 것으로 정지/저출력 전체 노심손상빈도의 9.2%를 차지한다. 이 사고경위에서는 기기냉각해수펌프 2A가 정비에 들어간 상태에 있으므로, 기기냉각수상실사고(B트레인 상실)가 발생하면 기기냉각해수펌프 1A 트레인만이 가용하다. 따라서 기기냉각해수펌프 1A 트레인이 기능을 상실하면, 안전관련펌프 및 열교환기에 기기냉각수를 공급할 수 없으므로 노심손상이 발생한다. 그 다음으로 중요한 사고경위는 ‘POS 7C에서 기기냉각수 상실사고 발생 후 대기중인 정지냉각계통이 실패하고, 안전주입에 의한 주입운전이 실패하고, 안전주입탱크에 의한 중력급수 성공 후 3시간 이내에 정지냉각기능 회복이 실패’한 것으로 나타났다.

최소단절집합 측면

전체 노심손상빈도에 가장 큰 영향을 미치는 최소단절집합은 ‘POS4에서 기기냉각상실사고 후 기기냉각해수펌프 1A의 운전중 고장사건’으로 전체 CDF의 6.8%를 차지한다. POS 4에서는 기기냉각해수펌프 2A가 정비에 들어간 상태에 있으므로, 기기냉각상실사고(B트레인 상실)가 발생하면 기기냉각해수펌프 1A만이 가용하다. 따라서 기기냉각해수펌프 1A만 상실하면, 안전관련펌프 및 열교환기에 기기냉각수를 공급할 수 없으므로 노심손상이 발생한다. 그 다음으로 중요한 최소단절집합은 ‘POS6에서 발전소정전사고 발생후, AAC TG가 실패하고 70분 이내에 소외전원 회복이 실패한 사건’으로 전체 CDF의 5.1%를 차지한다.

3. 출력운전 중 예방정비에 의한 노심손상빈도

정지/저출력 PSA의 노심손상빈도에 가장 크게 영향을 미치는 기기는 비상디젤발전기와 기기냉각해수펌프이다. 그 이유는 비상디젤발전기 A에 대한 정비가 POS 3부터 POS 8A까지 수행되기 때문에 소외전원 상실사고 발생후 비상디젤발전기 B와 대체교류전원이 상실되면 노심손상이 발생하기 때문이며, 기기냉각해수펌프 2A의 경우는 POS 4부터 POS 8B 초반까지 정비를 수행하기 때문에 기기냉각수상실사고가 발생한 후, 기기냉각해수펌프 1A가 기능을 상실하면 노심손상이 발생한다.

이들 기기에 대하여 전출력 운전 중에 정비(Online Maintenance)하는 것으로 가정하여 아래와 같이 3가지 경우로 구분하였다. 여기에 정지/저출력 운전중 해당 기기의 이용가능성 증가에 따른 노심손상빈도의 감소와 전출력 운전중 이용가능성 감소에 의한 노심손상빈도의 증가를 계산한 결과 표 4와 같이 나타났다. 전출력 노심손상빈도는 이미 개발되어 있는 분석 모델을 사용하여 산출하였다.

- Case 1 : 비상디젤발전기에 대해서 가동중정비 수행시
- Case 2 : 기기냉각해수펌프에 대해서 가동중정비 수행시
- Case 3 : 비상디젤발전기와 기기냉각해수펌프에 대해서 가동중정비 수행시

표 4. 출력운전 중 정비에 의한 노심손상빈도 백분율(%)

	정지/저출력 CDF		전출력 CDF		전체 내부사건 CDF	
Base Case	57.6	-	42.4	-	100	
Case 1 (EDG)	28.6	50.3% 감소	45.4	7.1% 증가	74.0	26.0% 감소
Case 2 (ESWP)	38.6	33.0% 감소	42.6	0.4% 증가	81.2	18.8% 감소
Case 3 (EDG+ESWP)	10.2	82.3% 감소	45.4	7.1% 증가	55.6	44.4% 감소

상기 결과에 따르면 비상디젤발전기와 기기냉각해수펌프를 정지/저출력 운전중 보다는 전출력 운전 중에 정비하는 것이 유리한 것으로 평가되었다.

4. 결론

정지/저출력 PSA의 분석모델에는 전출력 분석모델에 비해 상대적으로 높은 보수성이 내재하는 것으로 판단된다. 그 이유는 1) 정지/저출력 PSA를 수행한 사례가 적고 2) 정지/저출력 운전과 관련하여 설계 개선된 사항에 대해서 운전경험이 축적되지 않아 분석모델 반영에 제약이 있었으며, 3) 동적인 정지/저출력 운전상태를 모델링할 수 있는 PSA 수행 방법론이 현재 PSA 기술로 정립되어 있지 않기 때문이다. 그러나, 이러한 제약들을 고려하더라도 정지/저출력 운전에 대한 노심손상빈도는 주로 정비로 인해 이용 가능한 안전관련 기기의 수가 크게 줄어드는데 많은 영향을 받고 있으므로, 운영중 정지/저출력 운전기간의 위험도에 관심을 기울일 필요가 있다는 것을 제시하고 있다.

신형경수로의 경우 안전관련 계통은 4 트레인 개념을 기본으로 하고 있기 때문에 설계단

계에서 고려하여야 할 사항보다는 실제 운전 중에 이들 4 트레인을 어떻게 충분히 활용할 수 있는가 하는 관점에서 먼저 고려할 필요가 있다. 이러한 정지/저출력 운전기간의 위험도를 낮추기 위한 방법으로 주요 안전성 관련 기기에 대한 전출력 운전중 예방정비 수행 및 정지/저출력 운전중 배열관리(Configuration Control)를 들 수 있다. 본 분석 결과는 신형경수로의 출력운전 중 예방정비는 발전소 계획예방정지 기간을 줄이는 관점뿐만 아니라 위험도 감소의 관점에서도 고려할 필요가 있다는 것을 제시하고 있다.

참 고 문 헌

1. NUREG-1449, "Shutdown and Low-Power Operation at Commercial Nuclear Power Plants in the United States", Final Report, USNRC, September 1993.
2. Generic Letter 88-17, "Loss of Decay Heat Removal", USNRC, October 1988
3. "Advanced Light Water Reactor Utility Requirements Document", Volume II, Chapter 1, Appendix A, EPRI, December 1995.
4. AP600 PSA, Chapter 54, "Low-Power and Shutdown Risk Assessment", Revision 8, Westinghouse, September 1996.
5. "System 80+ CESSAR DC", Volume 21, Chapter 19.8, Combustion Engineering, 1994.
6. NUREG/CR-1278, "Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Application", Swain, A. D. and Guttman, H. E., SNL, 1983
7. NUREG/CR-4834, "Recovery Action in PRA for the Risk Methods Integration and Evaluation Program(RMIEP)", SBL, June 1987.
8. NSAC 176L, "Safety Assessment of PWR Risk during Shutdown Operations", EPRI ORAM Program, EPRI, August 1992.
9. NUREG-1269, "Loss of Residual Heat Removal System - Diablo Canyon Unit 2", USNRC, April 1987.
10. 정비계획서 : '97 영광 3호기 제 2차 계획예방정비, 한국전력공사 영광 2발전소, 1997.1.
11. 기술정산서 : '97 영광 3호기 제 2차 계획예방정비, 한국전력공사 영광 2발전소, 1997.6.
12. 정비계획서 : '98 영광 3호기 제 3차 계획예방정비, 한국전력공사 영광 2발전소, 1998.2.
13. 기술정산서 : '98 영광 3호기 제 3차 계획예방정비, 한국전력공사 영광 2발전소, 1998.10.
14. 기술정산서 : '99 영광 3호기 제 4차 계획예방정비, 한국전력공사 영광 2발전소, 1999.10.
15. 기술정산서 : '97 영광 4호기 제 3차 계획예방정비, 한국전력공사 영광 2발전소, 1999.4.
16. KNGR SSAR, Volume 17, Appendix 19.8A, KNGR Shutdown Risk Evaluation, KEPCO, 1996
17. NUREG/CR-6144, "Evaluation of Potential Severe Accidents during Low Power and Shutdown Operation at Surry, Unit 1", Final Report, BNL, September 1995