

KAERI/AR-628 /2002

기기 노화 신뢰도 평가 방법 연구 현황
State of the Art Report on Aging Reliability Analysis

KAERI

2002. 3

한국원자력연구소

제 출 문

한국원자력연구소장 귀하

본 보고서를 2001 년도 “신뢰도 기반 안전성 향상 기술 개발” 과제의 기술 현황 분석 보고서로 제출합니다.

2002 년 3 월

종합안전평가팀 최선영
양준언

요약문

노화(aging)란 계통이나 기기 내부에서 시간의 경과에 따라 발생하는 열화, 혹은 기능저하(degradation) 현상이다. 노화를 유발하는 인자로는 ① 자연적으로 발생하는 기기 내부의 물리적, 화학적 변화 ② 외부자극(Stressors)과 환경 등이며 이외에도 시험이나 정비, 부적당한 설치, 운전 오류에 의해서도 발생할 수 있다. 원자력발전소의 경우 노화를 적시에 예방하지 못하면 기기의 기능상실 및 신뢰도의 감소를 유발하여 원전의 안전성의 저하 뿐 아니라 원전 주변의 환경 및 인명 피해를 유발할 수 있다.

본 보고서의 목적은 국내 원전의 기기 노화의 영향을 정량적으로 평가하기 위한 연구의 기초 단계로 기존에 제안된 기기 노화의 평가 기법에 대한 연구 현황을 살펴보기 위함이다. 따라서 본 보고서는 기기의 노화가 원전의 안전성에 미치는 영향을 정량적으로 평가하기 위해 기존에 제시된 방법 중 노화인자를 PSA에 반영하여 평가하는 기법을 살펴보았으며 이를 바탕으로 국내 원전의 기기 노화 영향 분석을 위해 요구되는 연구 항목을 기술하였다.

먼저 PSA를 적용하여 노화의 영향을 평가하는 방법으로 통계 모델 기법과 신뢰도 물리 모델 기법에 대하여 기술하였다. 통계적 자료에 근거한 방법은 능동 기기의 기존 상수 고장률에 시간이 경과함에 따라 변화하는 노화의 영향 평가를 위하여 선형모델이나 확률분포 모델을 사용하여 시간에 따른 고장률의 변화량을 추정한 후 이로부터 이용불능도의 변화량을 계산하고 최종적으로 기기 노화로 인한 노심손상빈도의 변화량을 분석한다.

반면 신뢰도 물리 모델에 근거한 방법은 주로 피동 기기의 노화 영향 평가에 적용하는 방법으로 부식이나 피로, 균열 등의 열화기구 현상을 모델링한 물리 모델을 적용하여 부식률과 같은 기능저하 파라미터를 추정한 후 이로부터 기기 파손 확률을 계산한 다음 기존 PSA의 기본사건에 피동 기기의 고장을 추가하여 노심손상빈도의 변화를 평가한다. 신뢰도 물리 모델 방법은 노화 영향 평가를 함에 있어 기존의 통계적 처리 방법에서 탈피하여 실제 물리적 모델에 근거한다는 특성을 갖고 있다. 또한 고장데이터 뿐 아니라 기능저하 현상이나 고장징후 발생 현상 등의 데이터를 활용할 수 있어 제한된 기간내의 자료에서 데이터의 활용범위가 증가한다. 따라서 앞으로는 신뢰도 모델의 활용이 증가할 것으로 예상된다.

SUMMARY

The aging of components in nuclear power plants (NPPs) is the process of becoming degraded or worn out as time goes by. Factors of components' aging are physical/chemical changes which occur in components' inner parts, stressors and environments, test and maintenance, inappropriate operation etc. In case of NPPs, if aging is not detected and prevented as timely, plant safety as well as component reliability would decrease and then the risk of an environmental disruption and a loss of lives would increase.

The goal of this report is to describe the state of the art aging analysis methods to calculate the effects of component aging quantitatively. In this report, we described some aging analysis methods which calculate the increase of core damage frequency (CDF) due to aging by including the influence of aging into PSA. We also selected several research items required for aging analysis for components of domestic NPPs.

We have described a statistical model and reliability physics model which calculate the effect of aging quantitatively by using PSA method. Statistical model which uses statistical distributions estimates the increase of failure rate and unavailability of active components and plant CDF as time goes by.

Reliability physics model for passive components estimate degradation parameters such as corrosion rate with physics models and calculate component failure probability and CDF by including the aging effect of passive component into PSA. It is more realistic than statistical model, since reliability-physics model is based on physics of degradation. It also uses degradation data and incipient data as well as failure data by aging which is only used for statistical model so that the range of data application is expanded. Therefore, it is expected that the practical use of the reliability-physics model will be increased though the process with the reliability-physics model is more complicated than statistical model.

목 차

요약

1. 서론	1
2. 기존 PSA 기법 검토.....	3
3.PSA 를 활용한 노화 영향의 평가 기법 검토 - 통계 모델 기법	6
4. PSA 를 활용한 노화 영향의 평가 기법 검토 - 신뢰도 물리 모 델 기법(Reliability Physics Model).....	9
5. 국내 원전의 기기 노화 영향 평가를 위한 연구 항목 도출	17
6. 결론	21
7. 참고 문헌.....	23

부록 1. 원자로 용기, 가압기, 원자로 냉각재 펌프의 노화 현상 분석 체크리
스트 (PWR) - NUREG/CR-5632

부록 2. 노화 인자를 고려한 기본사건의 중요도 순위별 정리 (NUREG/CR-
5632)

부록 3. 피동 기기의 주요 열화기구 물리 모델 정리

1. 서론

노화(aging)란 계통이나 기기 내부에서 시간의 경과에 따라 발생하는 열화, 혹은 기능저하(degradation) 현상이다. 노화를 유발하는 인자로는 ① 자연적으로 발생하는 기기 내부의 물리적, 화학적 변화 ② 외부자극(Stressors)과 환경 등이며 이외에도 시험이나 정비, 부적당한 설치, 운전 오류에 의해서도 발생할 수 있다. 원자력발전소의 경우 노화를 적시에 예방하지 못하면 기기의 기능상실 및 신뢰도의 감소를 유발하여 원전의 안전성의 저하 뿐 아니라 원전 주변의 환경 및 인명 피해를 유발할 수 있다. 근래에 발생한 일본 쓰루가 2 호기 원전의 열교환기 파손에 따른 냉각내 유출 사고 및 하마오카 원전 1 호기 잔열제거계통 증기배관 파단사고 등이 기기 노화로 인한 발전소 사고의 예이다. 이와 같이 발전소 안전에 심각한 위험 유발의 잠재력을 지닌 기기 노화의 영향을 평가하고 기기의 노화 현상을 예방하거나 완화하기 위한 노력이 진행되고 있다.

미국의 경우를 보면 2014 년이 되면 전체 원전의 48%가 40 년의 운전년수에 도달하게 되어 이로 인한 원전의 위험도 증가에 대한 관심이 높다. 원전의 노화에 대한 대책으로 NRC 의 NPAR (Nuclear Plant Aging Research) Program 에서는 기기 노화의 영향 평가, 주요 SSC (Structure, System and Component)의 잔여 수명 평가 기법 도출, 노화의 영향을 완화하기 위한 정비의 효율성 계산 등 License Renewal 을 위한 연구 활동을 수행하였다. 한편 DOE-EPRI 의 Aging Program 은 Aging Management Guideline (AMG)를 통해서 열화기구에 대한 평가와 기기별 노화관리 정책 결정에 대한 연구를 수행하였다[1].

IAEA 는 1991 년에 원전의 노화관리 (aging management) 프로그램 개발 수행의 일환으로 원전의 노화관리를 위한 데이터 수집 및 고장 데이터 기술 방법을 제시하였다. 여기에서는 주로 노화 관련 데이터의 요구조건 및 데이터 수집과 정리에 대한 효율적인 방법을 제시하고 회원국들간의 기기 노화 관련 정보 및 지식 공유에 대하여 기술하였다. 노화 관련 데이터는 크게 원전의 수명관리 프로그램을 위한 데이터, License Renewal 을 위한 데이터, 노화영향 평가를 위한 데이터로 구분하여 각각의 용도 및 목적을 분류하였다. 이와 같은 연구결과를 기초로 1992 년에는 원전의 안전성과 관련있는 기기의 노화 관리 방안을 제시하였다[2-3].

일본에서는 1980 년대 중반부터 원전의 수명 연장과 관련하여 데이터 수집 및 기기 수명 예측 방법 등의 연구가 진행되었으며 90 년대부터는 피로(fatigue)와 같이 기기 노화 현상을 유발하는 열화기구(degradation mechanism)의 발견, 예측, 수리 방법 등

에 대한 연구를 수행하고 있다[4].

국내의 경우는 원자력 발전의 역사가 그리 길지 않아 그동안 노화의 중요성에 대한 인식이 미미하였으나 이제는 고리 1 호기와 같이 국내에서도 상업운전 경력이 20 년 이 넘는 원전들이 속출하게 되므로 노화의 영향을 무시할 수 없는 상황이 되었다. 실제 국내 원전 정지 사고의 유형을 살펴보면 기기 노화로 인한 사고가 주요 정지 원인의 하나로 작용하고 있음을 알 수 있다. 따라서 국내 원자력계에서도 노화의 중요성을 인식하기 시작하였으며 발전소 수명연장 및 격납건물 구조물의 신뢰도 분석 등에서 노화 평가에 대한 연구가 활발히 진행 중에 있다. 그러나, 그 동안의 국내 연구는 주로 노화의 손상원인 및 열화기구(degradation mechanism) 규명 등 재료적인 측면에 주력하여 왔으며 이들 요소가 발전소의 안전성에 미치는 영향을 정량적으로 평가하는 방법에 대한 연구는 미진한 편이다[5].

본 보고서의 목적은 국내 원전의 기기 노화의 영향을 평가하기 위한 준비단계로 지금까지 논의되어온 기기 노화의 정량적 평가 관련 연구 현황을 기술하고 아울러 이를 기반으로 노화의 영향 평가 방법을 국내 원전에 정립하기 위한 연구방향을 제시하는데 있다. 다양한 기기 노화 영향 평가 방법 중 본 보고서에서는 특히 확률론적 안전성 분석(Probabilistic Safety Assessment, PSA) 기법과 접목시켜 기기 노화로 인한 발전소의 위험도를 계산하는 방법에 초점을 맞추고 있다.

원자력발전소 위험도의 정량화 평가를 위한 PSA 는 원전의 설계 및 운영 측면 등을 포함한 원전의 안전성을 종합적으로 평가하는 방법으로 현재 원전의 규제, 설계 및 운영 개선 방안 도출 등 여러 분야에서 광범위하게 사용되고 있는 방법이다. Vesely 및 Apostolakis 등은 효율적인 노화 영향 평가를 위하여 기존 PSA 기법에 기기 노화의 영향을 반영하려는 연구를 진행하였으며 노화인자를 반영한 PSA 기법을 Age-Dependent PSA, 혹은 APSA 라고 정의하였다. APSA 를 통하여 노심손상빈도와 같은 노화로 인한 위험도의 정량적인 평가가 가능해졌으며 발전소의 위험도에 영향을 준 기기별 노화로 인한 중요도 (aging contributor) 분석 뿐 아니라 민감도 분석 (sensitivity analysis)의 수행이 가능하다[6].

본 보고서에서는 먼저 기존 PSA 기법의 검토 내용, 즉 PSA 방법에 대한 설명과 기기 노화 인자를 반영하기 위하여 요구되는 모델 수정 사항을 기술하였다. 다음으로 기기 노화의 영향을 PSA 에 반영하여 발전소의 위험도를 계산하는 대표적인 기법 - 통계 모델 기법, 신뢰도 물리 모델 기법 - 에 대한 설명과 각각의 장.단점을 3 장과 4 장에 기술하였다. 5 장에서는 기기 노화로 인한 발전소 위험도의 정량적 평가 방법을 국내 원전에 적용하기 위해 수반되는 연구 항목을 제시하였으며 결론은 6 장에 작성하였다.

2. 기존 PSA 기법 검토

PSA 기법은 원자력 설비에서 발생 가능한 모든 사고 경위 및 사고 현상을 분석하여 노심 손상 빈도의 추정 및 그 영향을 예측함으로써 원전의 안전성을 종합적으로 평가하는 방법으로 원전의 규제, 설계 및 운영 등 여러 분야에서 광범위하게 사용되고 있다. 일반적인 PSA 수행 절차는 다음의 3 단계로 구성되어 있다.

- 1 단계 : 계통의 이용불능도를 분석하여 발생 가능한 사고경위를 추적하고 최종적으로 노심 손상 빈도 (Core Damage Frequency, CDF)를 계산한다.
- 2 단계 : 노심 손상후 격납건물내의 물리-화학적 현상을 분석하여 격납 용기의 성능 평가를 한다.
- 3 단계 : 격납건물 파손 후 방사능 방출로 인한 발전소 외부의 인적-물적 위험도 (risk)를 분석하여 안전목표치의 만족여부를 확인한다.

기기 노화 효과의 정량화 기법 중에서 노화의 영향을 PSA 에 반영하여 평가하는 방법은 주로 1 단계 PSA 의 범위에 포함된다. 즉 기기의 노화에 의한 영향을 CDF 계산에 포함하여 노화에 의한 발전소의 위험도를 평가하고 각 기기별로 계산된 CDF 값에 영향을 미친 노화로 인한 중요도를 평가한다.

이와 같이 기기 노화의 영향을 평가하기 위해 PSA 기법을 적용하면 기존 PSA 프레임 사용할 수 있어 시간 및 비용이 절감되는 효과를 기대할 수 있으나 기존 PSA 방법론이 기기의 노화를 고려하지 않은 모델이라 몇가지 어려움이 발생한다. 예를 들어 기존 PSA 기법의 고장수목 기법 (Fault Tree Analysis)은 각 기기의 고장률 값으로 운전 시간에 대한 평균값을 적용하는 Time-Independent 모델 방식으로 시간이 경과함에 따라 나타나는 고장률의 변화 현상을 반영하지 못하므로 노화의 영향을 분석할 수 없다. 또한 PSA 대상 기기의 범위가 능동 기기로 제한되어 있어 능동 기기의 고장만으로 실제 노화의 영향을 평가하기에는 문제점이 발생한다. 이와 같은 이유 등으로 기존에 발표된 여러 논문에서 기존 PSA 의 프레임을 이용하여 노화의 영향을 평가하기 위해 고려하여야 할 사항이 제안되었으며 내용을 요약하면 다음과 같다[7][8].

- 고장률의 시간에 따른 함수화:

PSA 는 일반적으로 기기 및 계통 등이 발전소의 운전년수와 관계없이 항상 동일한 신뢰도를 유지하고 있다고 가정한 후 원전의 안전성을 분석한다. 즉, 기기의 고장률을 시간에 따라 변하지 않는 상수로 가정한다. 그러나, 원전의 노화가

진행되면 기기의 고장률은 증가하고 이로 인한 이용불능도 또한 증가하지만 기존의 PSA 방법에서는 이와 같은 현상을 반영할 수 없다. 따라서 노화의 영향을 반영하기 위해서는 기기의 고장률을 노화에 대한 인자를 포함한 시간에 대한 함수로 정의하여 기기 노화에 의한 발전소 위험도의 변화를 평가할 수 있다.

➤ 피동 SSC 선정:

일반적으로 기존 PSA의 사건수목(Event Tree, ET)과 고장수목(Fault Tree, FT) 기법은 주로 펌프, 밸브 등 능동 SSC(Structure, System and Component)의 고장에 관심을 기울여 왔다. 이는 배관 등의 피동 SSC가 능동 SSC에 비하여 일반적으로 초기 위험도가 낮고 그 수치가 무시할만하여 PSA 분석에서 제외하였다. 그러나 이와 같은 가정은 피동 SSC가 운전 초기일때는 타당하다고 할 수 있으나 운전년수가 증가할수록 기기 노화로 인한 영향은 단지 능동 기기 고장률의 증가만을 초래하는 것이 아니라 피동 기기의 손상을 유발한다. 예를 들어 일본 쓰루가 2 호기 원전의 열교환기 파손에 의한 냉각재 누출 사고나 하마오카 원전 1 호기 잔열제거계통 증기배관 파단 사고 등과 같이 운전년수가 증가함에 따라 피동 SSC의 파손에 따른 사고도 빈번히 발생하고 있는 상황이다. 따라서 기존에는 고려하지 않았던 피동 SSC의 노화 효과가 반영되어야 한다.

➤ 시험 및 정비 효과 반영:

기존 PSA에서는 기기 고장률을 상수로 취급하기 때문에 기기 고장률에 시험이나 정비로 인한 영향을 고려하지 않고 단지 시험 및 정비로 인하여 기기가 작동할 수 없는 이용불능도를 계산하여 발전소의 위험도 계산에 포함하였다. 그러나 기기의 노화를 고려한 PSA에서는 기기의 노화를 관리하기 위한 시험과 보수의 영향에 초점을 두어야 한다. 시험 및 정비는 기기의 노화 현상을 완화시킬 수도 있는 반면 더욱 악화시킬 수 있다. 따라서 기기의 노화 현상을 반영한 PSA에서는 기기 고장률이 기기의 노화 상태에 의존하므로 시험 및 정비로 인하여 변화하는 기기 고장률을 반영할 수 있어야 한다. 이와 같이 시험 및 정비의 효과는 기기의 노화에 중요한 영향을 주는 인자이므로 이에 대한 세부적인 모델링이 요구된다.

➤ 이종 기기 간의 상호 종속성 고려:

기존 PSA는 계통에서 동일 기능을 수행하는 동종 기기 간의 공통원인고장(Common Cause Failure, CCF)에 의한 종속성은 고려하는 반면, 다른 종류의 기기에 대한 종속성은 고려하지 않았다. 그러나 일부 열화기구는 동일 기기 뿐 아니라 서로 다른 기능을 수행하는 기기의 손상을 동시에 유발할 수 있다. 따라서 이와 같은 노화에 의한 공통원인고장에 대한 고려가 필요하다.

➤ ET 및 FT 모델 수정:

앞에서 기술한 바와 같이 피동 SSC 의 고장을 고려하고 이에 대한 기기 고장률을 계산하여 PSA 에 반영하기 위해서는 먼저 기존 PSA 모델의 ET 모델과 FT 모델의 수정이 요구된다. 기존의 ET 및 FT 모델은 주로 능동 SSC 의 고장을 고려하여 작성된 모델이므로 피동 SSC 에 대한 항목을 추가하여야 한다.

이상 기존 PSA 기법에 노화 인자를 반영하기 위해 요구되는 모델의 수정 사항에 대하여 기술하였다. 이와 마찬가지로 지진이나 화재 등의 외적 요인을 고려한 외부 사건 PSA 에서도 기기 노화의 영향을 고려할 수 있다. 기기의 노화 현상은 화재나 지진으로 인한 사고 발생시 발전소의 위험도를 급격히 증가시키는 주요 원인이 되기 때문이다.

3. PSA 를 활용한 노화 영향의 평가 기법 검토 - 통계 모델 기법

기기 노화의 영향을 평가하는 방법으로 기존에 다양한 모델이 제시되었으며 그 중 노화의 영향을 PSA 에 반영하여 평가하는 방법은 크게 두가지 그룹으로 분류할 수 있다. 하나는 기기의 고장자료 데이터를 기반으로 선형모델이나 확률분포모델을 적용하여 기기의 노화로 인한 고장률을 추정한 후 PSA 에 반영하는 통계 모델 방법이고 다른 하나는 기기의 열화기구를 모델링한 물리 모델 (physics model)을 적용하여 부식률과 같은 노화 파라미터를 추정하여 기기 파손 확률을 계산하는 기법이다. 먼저 본 장에서는 통계 모델 기법에 대하여 기술하고 물리 모델을 적용하는 방법은 4장에서 다루었다.

기존 PSA 에서는 기기 고장률을 상수로 처리한 반면 통계 모델 방법은 운전 데이터를 이용하여 노화로 인한 기기 고장률을 선형모델이나 확률분포 모델을 이용하여 시간의 함수로 계산하는 방법이다. 여러 통계 모델 방법 중 현재 가장 많이 사용하고 있는 모델로는 선형함수 (linear model), 지수분포함수 (exponential distribution) 및 와이불 분포함수 (Weibull distribution)이다.

NUREG/CR-4769 에서는 다음과 같이 기기 고장률을 시간의 함수로 표현되는 선형고장률 모델을 제안하였다[9].

$$\lambda(t) = \lambda_0 + \alpha * t \quad \text{----- (1)}$$

$\lambda(t)$: 기기 고장률

λ_0 : 노화를 고려하지 않은 임의(random) 고장률

α : 노화인자

t: 기기운전년수

위 모델은 방법이 단순하여 적용이 용이한 장점이 있으나 실제로 실세계에서 선형고장률 모델을 적용할만한 환경이 많지 않은 한계점을 갖고 있다. 일반적으로 기기 노화로 인하여 기기에 누적되는 손상률은 선형이라 할지라도 기기 자체의 노화로 인한 고장률은 선형이 아닌 경우가 대부분이다.

이런 단점을 보완하고 실세계에서 적용성을 증가시키기 위한 방안으로 시간에 대한

고장률의 함수를 선형모델 대신 지수분포 및 와이블 분포 등의 확률분포 모델을 사용하는 방법이 제시되었다. 그러나 이와 같은 확률 분포 모델은 선형모델보다 많은 수의 고장 데이터가 요구되는 반면 실제 노화로 인한 고장 데이터 건수는 이와 같은 평가를 수행하기에 충분하지 않아 정확한 분포를 도출하는데 제약이 있다. 따라서 노화로 인한 고장 데이터 건수가 능동 기기에 비하여 현저히 적은 피동 기기에 대한 통계 모델의 적용 가능성은 더욱 감소하는 문제점이 있다. 다음 표 1 은 앞에서 기술한 기기 고장률에 대한 대표적 통계 모델 기법을 요약한 도표이다.

표 1. 기기 노화 고장률을 위한 대표적 통계 모델

모델	모델식	장점	단점
선형 모델	$\lambda(t) = \lambda_0 + \alpha_1 t$	단순하다	불확실성이 많이 포함될 수 있다.
지수분포 모델	$\lambda(t) = \lambda_0 + \exp(\alpha_2 t)$	실세계와 근접하다	데이터 수가 충분히 많아야 한다.
와이블 분포 모델	$\lambda(t) = \lambda_0 (t/t_0)^{\alpha^3}$	실세계와 근접하다	데이터 수가 충분히 많아야 한다.

Vesely 는 선형모델에 의한 기기노화 고장률을 이용하여 기기 노화로 인한 노심손상빈도의 증가량, ΔC 를 테일러 공식(Taylor series expansion)을 활용하여 계산하였다 [10].

$$\Delta C = \sum_i S_i \Delta q_i + \sum_{i>j} S_{ij} \Delta q_i \Delta q_j + \dots \dots + S_{123\dots n} \Delta q_1 \Delta q_2 \dots \Delta q_n \text{ ----- (2)}$$

S_i, S_{ij} : 노심손상빈도 민감도 계수 (sensitivity coefficient) 혹은 중요도 계수 (importance coefficient)

Δq_i : 노화로 인한 기기별 이용불능도의 변화량

$S_i \Delta q_i$: 기기별 이용불능도 변화로 인한 위험도의 변화

$S_{ij} \Delta q_i \Delta q_j$: i 번째 기기와 j 번째 기기 조합 (combination)의 노화로 인한 위험도의 변화

앞의 식(2)에서 알 수 있듯이 Vesely 는 노화로 인한 기기별 이용불능도의 변화를 반영하여 노심손상빈도의 증가량을 계산한 후 변화된 노심손상빈도의 기기별 공헌 순위를 평가하고 노화를 관리하기 위한 정비프로그램의 효율성을 분석하였다.

Vesely 가 제안한 모델은 기존 PSA 기법을 크게 수정하지 않는 범위에서 노화의 영향을 반영했다는 의미에선 그 의의가 있으나 다음과 같은 일부 문제점이 제기되었다. 먼저 기존 PSA 틀을 거의 변형하지 않고 기기 노화를 반영한 모델이므로 기기 노화를 평가하기 위해서 기존 PSA 가 갖고있는 문제점을 그대로 갖고 있다. 예를 들어 현재의 모델로는 원자로 용기와 원자로 냉각재 고온관 및 저온관과 같은 주요 피동기기의 노화를 반영할 수 없다.

위의 모델은 기기 노화로 인한 원전의 위험도를 기기별 이용불능도의 변화량만으로 평가하고 있다. 그러나 실제로는 기기의 이용불능도 외에도 원전의 위험도에 영향을 주는 요인이 존재한다. 예를 들어 배터리 등의 일부 기기의 노화는 발전소 사고 발생시 운전원의 신속한 사고완화 행동을 취할 수 없게 만들어 원전의 위험도를 증가시키는 경우가 있다. 또한 지진이나 화재와 같은 환경의 물리적 현상으로 인한 원전의 위험도 증가분은 반영할 수 없다.

이와 같이 노화의 효과를 분석하기 위하여 고장률에 의존한 평가 방법은 단지 고장 데이터 수에 의존하는 방법으로 노화의 원인이 되는 열화기구에 대한 물리적 현상이나 파라미터의 특징을 반영하지 못하는 단점이 있다. Vesely 는 이에 대한 대안으로 1991 년에 노화로 인한 기기고장률 계산에 고장 데이터수가 충분하지 않다는 점을 고려하여 고장 데이터보다 발생회수가 많은 기능저하 (열화) 자료와 Markov 기법을 활용하여 기능저하 발생률을 구한 후 이로부터 기기고장률을 계산하는 방법을 제안하였다[11]. 이 방법은 노화의 평가에 기능저하의 특징을 반영함으로써 기기의 노화 전개과정을 이해하고 각각의 기능저하 과정을 완화시키기 위한 방안을 마련할 수 있다는 장점이 있다. 그러나 이와 같은 기법 역시 기능저하 메커니즘에 대한 물리적 현상을 반영하지 못한다. 즉 기기의 노화가 피로 (fatigue)에 의한 것인지 부식 (corrosion)에 의한 것인지 등을 파악할 수 없어 적절한 노화 예방 정책 수립에 대한 의사결정이 어렵다.

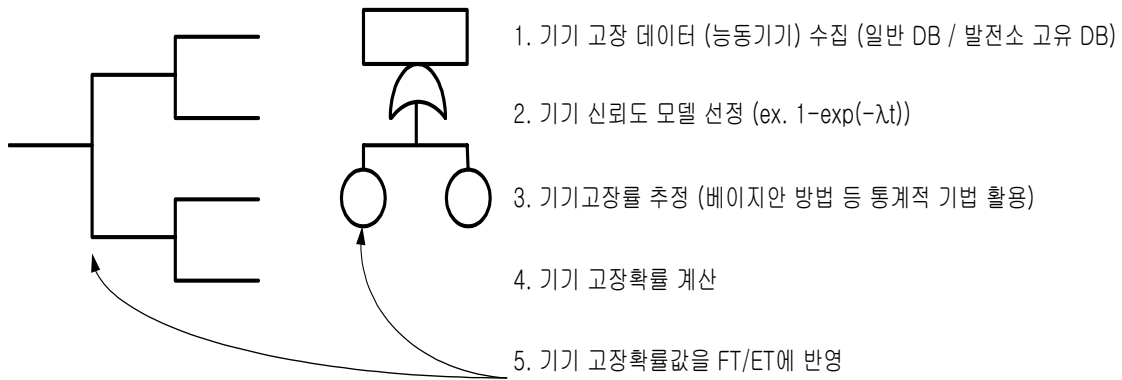
4. PSA 를 활용한 노화 영향의 평가 기법 검토 - 신뢰도 물리

모델 기법(Reliability Physics Model)

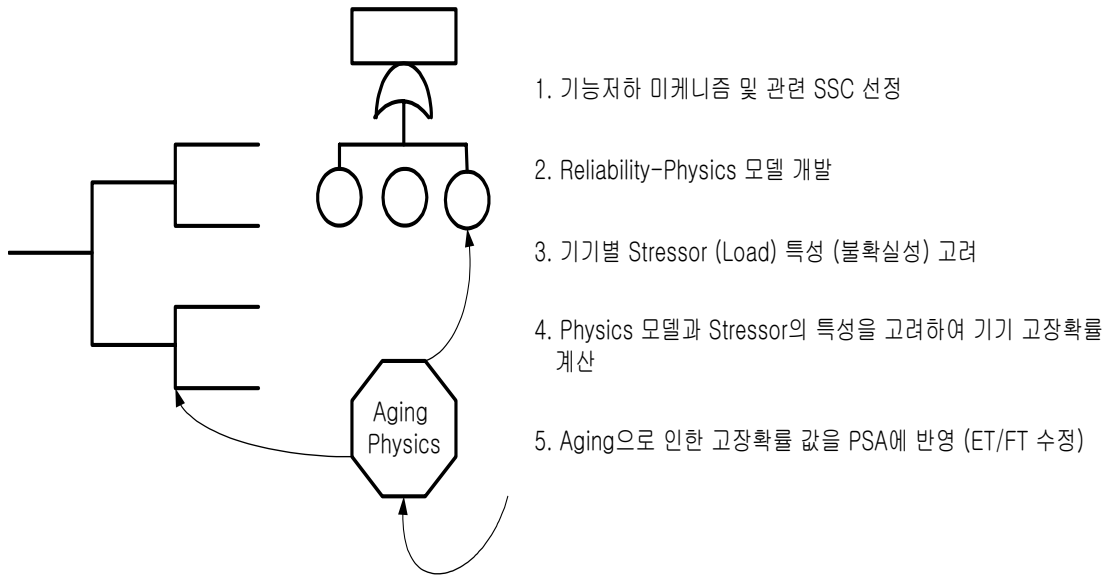
앞에서 언급한 바와 같이 단순히 고장 데이터에 의존하여 기기 노화 고장률을 계산하는 통계 모델 기법은 기기별 주요 열화기구의 규명이 어려워 고장 데이터에만 의존한 결과만으로는 기기별 노화를 완화시키기 위한 최적 프로그램의 선정 작업시 효율성이 저하된다. 따라서 기기의 재료적 특성 및 운전 상태에 따라 다르게 나타나는 열화기구와 관련 물리 모델을 활용하는 방법에 대한 연구가 진행되어왔다.

물리 모델에 근거한 방법은 주로 피동 기기의 노화 영향 평가에 적용하는 방법으로 부식이나 피로, 균열 등의 열화기구 현상을 모델링하기 위한 물리 모델을 적용하여 부식률과 같은 기능저하 파라미터를 추정한 후 이로부터 기기 파손 확률을 계산한 다음 기존 PSA 의 기본사건에 피동 기기의 고장을 추가하여 노심손상빈도의 변화를 평가한다. 즉, 신뢰도 물리 모델 방법은 노화 영향 평가를 함에 있어 기존의 데이터 회수에 의존하는 통계적 처리 방법에서 탈피하여 실제 물리적 모델에 근거한다는 특성을 갖고 있다.

이런 연구 결과의 하나인 NUREG/CR-5632 에서는 노화의 영향을 정량적으로 평가하기 위한 방안으로 열화기구를 고려한 기기의 고장확률을 계산하여 PSA 에 반영하는 신뢰도 물리(Reliability-Physics) PSA 모델을 제시하였다. 다음 그림은 NUREG/CR-5632 에서 제시하고 있는 신뢰도 물리 PSA 절차를 기존 PSA 방법과 비교한 그림이다[12].



기존 방법의 PSA



신뢰도 물리 모델을 적용한 PSA

그림 1. 기존 PSA / 신뢰도 물리 PSA

신뢰도 물리 PSA 모델은 SSC의 노화와 관련한 고장 이력 데이터의 효율적인 사용이 가능한 장점이 있다. 즉 노화로 인한 기능상실(catastrophic) 고장 데이터 외에도 기능저하 현상이나 고장징후 현상 등의 데이터를 활용할 수 있으며 이를 바탕으로 각 열화기구에 대한 적절한 정비정책의 수립이 가능하여 노화로 인한 발전소의 위험을 예방할 수 있다.

그러나 노화 관련 데이터를 활용하여 기기별 열화기구를 식별하는 작업은 단순한 작업이 아니며 재료분야의 풍부한 경험과 지식이 요구되는 작업이다. 또한 기존 물리모델은 결정론적(deterministic) 모델이라서 모델의 환경과 유사한 실세계에 적용

할 때는 문제점이 발생하지 않지만 모델 환경과 상이한 환경에 적용할 때는 모델과 실세계의 불일치성으로 인하여 문제점이 발생한다. 따라서 열화기구와 관련된 결정론적 모델을 적용하여 고장확률 계산시 물리 모델과 실세계의 불일치성을 개선하기 위한 처리 방법을 고려하여야 한다

NUREG/CR-5632 보고서에서는 Surry 원전의 대표적인 주요 열화기구 중에서 기기의 파손을 유발하여 발전소의 위험에 중요한 영향을 미칠 가능성이 있는 침부식(FAC, Flow Accelerated Corrosion)을 대표적 열화기구로 선정하여 신뢰도 모델 PSA의 적용 가능성 검토 사례를 발표하였다. 그림 2는 신뢰도 물리 PSA 방법의 수행 절차를 보여주고 있다.

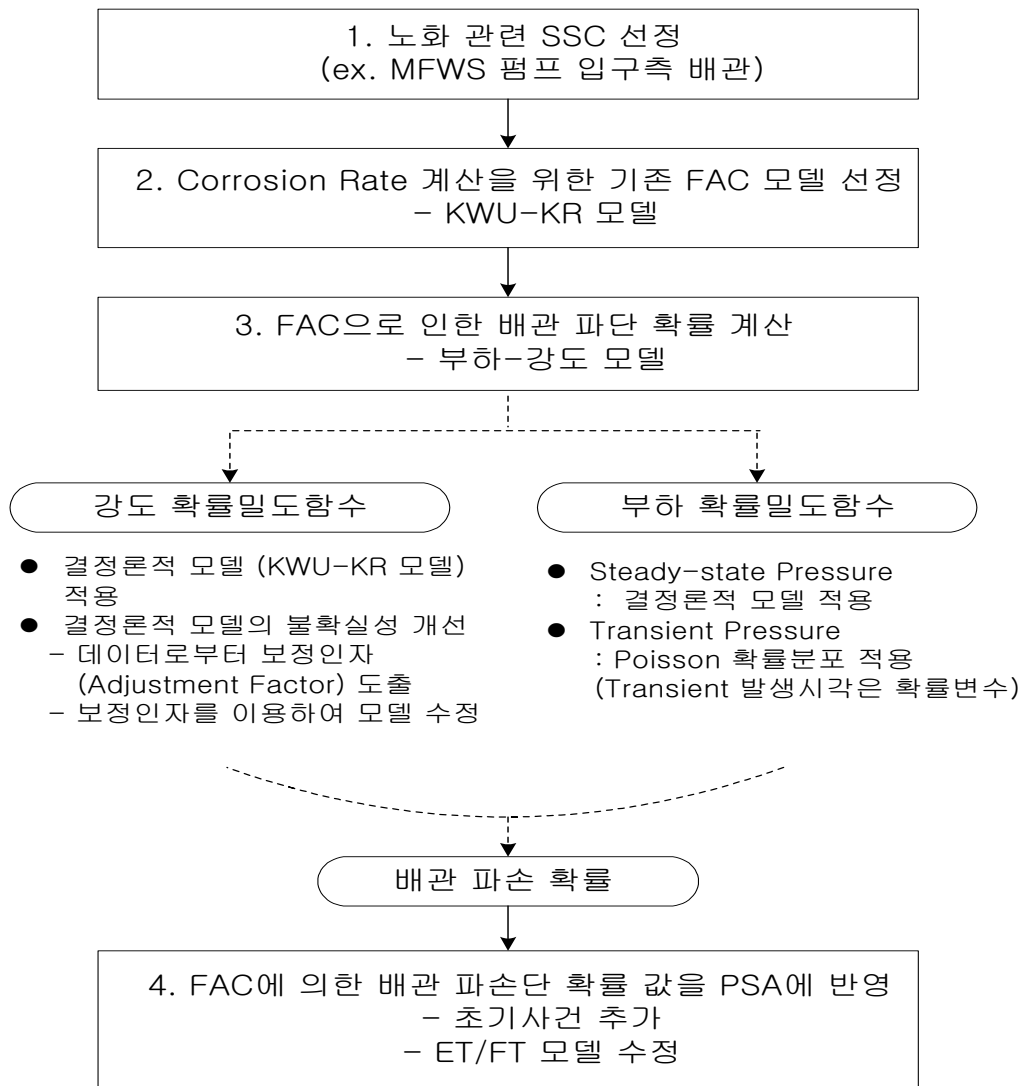


그림 2. 신뢰도 물리 PSA 모델 예

1) 열화기구 선정 및 SSC 선정

신뢰도 물리 모델을 활용한 PSA 기법의 첫 단계는 노화의 영향이 심각하게 작용하는 SSC 의 선정과 주요 열화기구 선정 작업이다. 먼저 노화를 유발하는 열화기구 중에서 원자력 발전소의 기기 재료 특성을 변질시키는 주요 열화기구는 다음과 같다.

- 피로 (fatigue mechanism)
- 취화 (embrittlement mechanism – irradiation embrittlement, thermal aging)
- 응력부식균열 (SCC, Stress Corrosion Cracking mechanism)
- 부식, 침부식 (corrosion & wear mechanism, flow accelerated corrosion)

특히 중성자에 의한 원자로 압력 용기강의 방사선 조사 취화 문제와 발전소 냉각재 배관의 침부식으로 인한 배관 파단 문제의 비중이 높다. 취화 문제는 원자로 압력 용기의 특성상 발전소 수명기간내에 교체가 불가능하다는 점과 침부식은 탄소강을 바탕으로 한 동력로에서는 필연적으로 나타날 수 있다는 점에서 관심이 높다.

다음 표는 NRC 의 NPAR 프로그램에서 노화의 영향 평가를 위해 선정한 기기의 종류이다. 결과를 보면 PWR 에서 12 개, BWR 에서 10 개의 기기를 선정하였으며 이중 10 개는 1 차측 압력 경계내의 기기를 포함하고 있으며 그 외 원자로 용기 지지물, 주급수 및 주증기 배관, 케이블, 비상디젤발전기 등이 포함되었다.

표 2. NRC NPAR 프로그램의 주요 노화 평가 대상 기기

	Major PWR Components	Major BWR Components
1	Reactor Pressure vessel	Containment and basemat
2	Containment and basemat	Reactor pressure vessel
3	Reactor coolant piping and safe ends	Recirculation piping and safe ends
4	Steam generator tubes	Recirculation pumps
5	Reactor coolant pumps	Control rod drive mechanisms
6	Pressurizer	Cables and connections
7	Control rod drive mechanisms	Emergency diesel generators
8	Cables and connectors	Reactor pressure vessel internals
9	Emergency diesel generators	Reactor pressure vessel supports
10	Reactor pressure vessel internals	Feedwater and main steamline piping
11	Reactor pressure vessel supports	
12	Feedwater piping, nozzles and steam generator shell	

일반적으로 노화의 영향 평가를 수행하기 위한 SSC 선정 기준은 크게 두가지, 정성적 방법과 정량적 방법으로 분류할 수 있다. 정성적 방법은 노화로 인한 현상 및 결과에 초점을 둔 체크리스트 등을 작성하여 중요 순위를 결정하는 기법이며 정량적 방법은 PSA 결과를 이용하는 방법으로 FV(Fussell-Vesely) 중요도나 RIR/RAW (Risk Increase Ratio / Risk Achievement Worth) 중요도 값 등에 대한 기준치를 선정하여 SSC 를 선정하는 기법이다.

NUREG/CR-5632 에서는 노화 영향 평가를 위한 SSC 를 선정하기 위하여 먼저 열화 기구가 기기에 작용함으로써 나타나는 노화 현상을 7 단계로 구분한 체크리스트를 작성하였다.

- ① 열화로 인한 파단(rupture) 발생
- ② 심각한 정도의 배관 두께 감소(wall thinning)나 균열(crack) 및 60 년의 운전 기간동안 노화로 인한 공통원인 고장 유발 가능성 존재
- ③ 누수(leakage)
- ④ 재료 특성의 심각한 변질 및 파단 가능성 존재
- ⑤ 국소적인 균열, 배관 두께 감소 및 누수 가능성 존재
- ⑥ 재료의 저항력(resistance) 감소 및 초기 균열 가능성 존재
- ⑦ 60 년의 운전 기간 동안 균열이나 파단 가능성 전혀 없음

이상 나열한 분류 기준을 PWR 의 원자로 용기, 가압기, 원자로 냉각재 펌프 등 1 차측 기기에 적용한 결과 (부록 1 참조)를 보면 먼저 피로의 경우, 원자로용기 하부의 계측관(instrumentation line)과 같은 직경이 작은 관과 튜브 등은 파단이 발생하였고 HPSI 및 RHR 등의 노즐과 격납용기 내부의 주급수 배관 등은 누수 현상이 발생한 것을 알 수 있다. 응력부식균열은 가압기 및 제어봉 구동 장치에 누수를 유발하였으며 침부식은 격납용기 외부의 주급수 배관과 주증기 차단 밸브 하단 배관에 파단 현상을 유발하였음을 알 수 있다.

한편 ASME/NEI 에서 제안한 정량적 방법에 의하여 F-V 값이 0.005 이상이거나 RIR 혹은 RAW 값이 2 이상인 기본사건을 정리한 표와 정성적 방법과 정량적 방법을 동시에 고려하여 검토한 결과를 부록 2 에 첨부하였다. NUREC/CR-5643 은 F-V 및 RIR 값이 중복되는 경우를 해결하기 위한 방안으로 SWIM(Smith Weighted Importance Measure) 지수를 활용하였다. SWIM 지수는 각 기본사건의 F-V 정보와 RIR 정보를 통합하는 개념의 지표이다.

2) 신뢰도 물리 모델 및 부하-강도 모델을 적용하여 기기고장확률을 계산

노화의 영향에 민감한 기기 및 관련 열화기구의 선정 후에는 각 열화기구의 시뮬레이션을 위한 물리모델을 이용하여 열화발생율(degradation rate)을 계산한 후 부하-강도(load-capacity, or stress-strength) 모델을 활용하여 노화로 인한 기기고장확률을 계산한다. 앞에서 열거한 피동기구의 각 열화기구에 대해서 기존에 다양한 물리 모델이 개발되었다(부록 3 참조). 예를 들면 침부식의 경우, 1986 년 Kastner 는 KWU-KR (Kastner and Riedle) 모델을 개발하였으며 EPRI 는 1996 년에 EPRI-CH(Chexal-Horowitz model) 모델을 개발하고 이를 위한 시뮬레이션 코드인 CHEWORKS 코드를 사용하였다. 이와 같이 기존에 개발된 신뢰도 물리 모델을 검토하여 열화기구 및 사용 여건을 고려한 후 적절한 모델을 적용한다.

앞에서도 기술한 것과 같이 노화의 영향 평가를 위해 물리모델을 적용할 경우 주의할 점은 기존 물리 모델이 결정론적 모델이라는 점이다. 따라서 모델의 설정된 환경과 상이한 환경의 데이터를 사용하는 경우에는 불확실성을 처리하는 방법을 적용하여야 한다.

NUREG/CR-5632 의 예제에서는 침부식 관련 물리모델의 하나인 KWU-KR(KWU-Kastner-Riedel) 모델을 선정하여 부식률을 계산하였으며 신뢰도 물리 모델의 불확실성을 개선하기 위하여 실험 데이터로부터 보정인자를 추정하여 KWU-KR 로부터 구한 부식률을 수정한 후 기기 파손 확률 계산에 사용하였다.

한편 부하-강도 모델은 신뢰성 분야에서 널리 사용되는 모델로 부하와 강도간의 간섭에 의해 부하가 강도를 초과하면 기기에 고장이 발생한다고 본다. 다음 그림 3 은 전형적인 부하-강도 모델을 나타낸 그림이다.

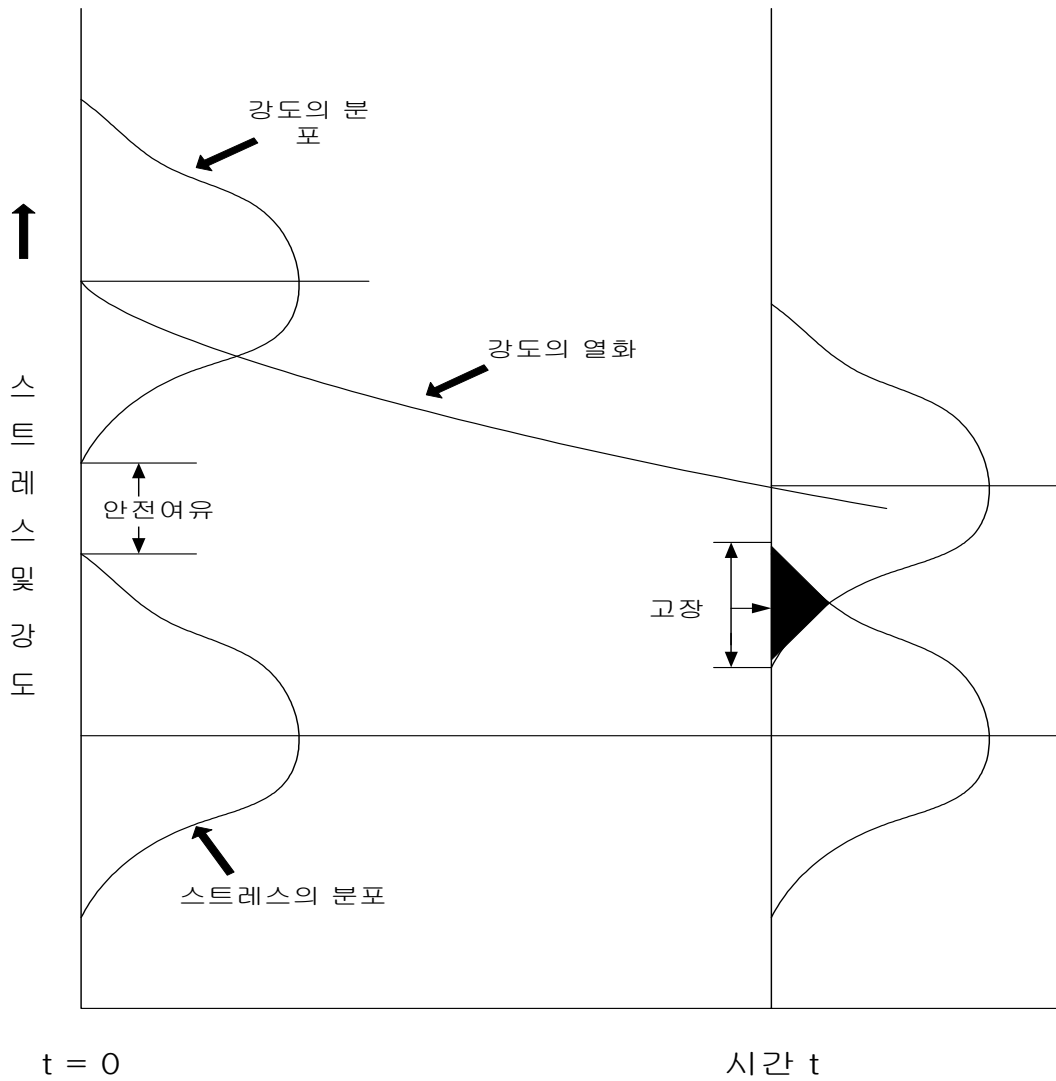


그림 3. 부하-강도 모델

원자력발전소에 부하-강도 모델을 적용하여 기기 고장확률을 적용하는 경우에도 물리모델의 경우와 마찬가지로 불확실성을 고려하여야 한다. 일반적으로 부하는 정상상태(steady state)의 부하 외에도 과도사건(transient)이 발생하기 때문이다. 즉 그림 3에 나타난 기기의 강도 저하와 같은 정상상태의 고장 외에도 부하의 불시적 증가에 의해서도 고장이 발생한다.

NUREG/CR-5632의 예제에서는 침부식으로 인한 배관의 고장확률, FPFAC을 다음과 같이 정의하였다.

$$FPFAC = FP_{ss} + FP_{tr} \quad \text{-----} \quad (3)$$

FP_s : 정상상태에서의 배관고장확률

FP_{tr} : 과도사건에 의한 배관고장확률

정상상태에서의 배관고장확률은 결정론적 방법으로 계산하였고 과도사건에 의한 배관고장확률은 과도사건 발생 시각을 확률변수(random variable)로 고려한 포아송 분포를 적용하여 계산하였다.

3) PSA 모델 수정

기기 노화의 영향을 반영하여 노심손상빈도를 구하기 위해서는 기존의 PSA 모델의 수정이 필수적이다. 기기 노화로 인한 고장은 사고 전개 과정을 고려하여 발전소 정지를 유발하는 초기사건(initiating event)의 주요 요인으로 분류하여 ET 를 수정할 수도 있고 발전소 정지 사고 발생시 사고를 완화하기 위한 목적을 지닌 계통의 기능상실 요인으로 분석하여 FT 의 기본사건(basic event)으로 모델을 수정할 수 있다.

침부식의 예를 보면 ET 와 FT 수정을 동시에 고려할 수 있다. 침부식으로 인한 배관의 노화현상이 궁극적으로 발전소 정지 사건을 유발한다고 판단되어 침부식으로 인한 연간 초기사건 발생빈도를 계산하여 LOCA 등의 기존 초기 사건 빈도에 반영하거나 혹은 새로운 초기사건 항목으로 ET 에 추가하는 방법을 고려할 수 있다. 한편 주급수 계통의 기능상실인 주급수 상실에 침부식으로 인한 배관 고장으로 주급수가 상실되는 경우를 고려하여 기본사건을 주급수 계통 FT 에 추가할 수 있다.

5. 국내 원전의 기기 노화 영향 평가를 위한 연구 항목 도출

3 장과 4 장을 통하여 원전 기기 노화로 인한 영향을 평가하기 위해서 기존 PSA 기법을 적용하여 노심손상빈도의 변화량을 계산하는 기법을 고찰하였다. 하나는 데이터 건수에 의존하는 선형모델이나 확률분포 모델을 이용하여 기기 고장률을 계산하는 통계 모델 방법이고 다른 하나는 노화로 인한 고장을 유발하는 열화기구를 규명한 후 관련 신뢰도 물리 모델을 바탕으로 기기고장확률을 계산하여 PSA 에 적용하는 기법이다.

본 장에서는 이와 같이 기기 노화의 영향을 국내 원전의 PSA 에 반영하여 발전소의 위험도를 정량적으로 분석하는 기법을 도입하고 국내 현실에 맞게 수정하기 위해서 필수적으로 요구되는 연구 항목들을 기술하였다.

1) 노화 데이터베이스 구축

NRC 의 NPAR 프로그램에서 사용된 노화 관련 데이터는 NPRDS(Nuclear Plant Reliability Data System), LERs(Licensee Event Reports) 및 NPE(Nuclear Power Experience) 등의 일반 데이터(generic data)와 발전소 고유 경험, 발전소 documents, 시험결과와 전문가 의견 등이 사용되었다. 특히 기기 노화 영향 평가를 위해 광범위하게 사용된 데이터는 1987 년 NPAR 프로그램에서 개발한 TIRGALEX(Technical Integration Review Group for Aging and Life Extension) DB 이다. TIRGALEX 는 발전소 안전성 관련 30 개의 주요 기기에 대한 노화 자료를 수집한 것으로 앞에서 기술한 Vesely 의 노화영향 평가 수행시 입력 데이터로 사용되었다. 한편 NUREG/CR-5632 에서는 신뢰도 물리 모델을 이용한 부식률 계산에 LER, NPE 등의 일반 신뢰도 자료를 사용하였다. 이와 같이 노화의 영향 평가에 실제 노화 관련 DB 가 사용되고 있지만 보다 정확한 결과를 도출하기 위해서는 기존 노화 관련 DB 의 문제점을 살펴보고 이를 개선한 DB 가 개발되어야 한다.

TIRGALEX DB 는 미국 4 개 발전소의 전문가들이 의견을 수렴하여 만든 DB 로 기기들의 실제 노화로 인한 고장률을 수집한 것이 아니라 일반 데이터를 근거하여 기기별 노화 현상 및 결과에 상대적인 순위를 결정한 후 이로부터 기기별 노화 고장률을 추정한 데이터이다. 따라서 4 개의 발전소의 전문가로 구성된 전문가 집단의 편차가 내재되어 있고 또한 실제 열화기구에 대한 물리과정을 다루고 있지 않아 이를 이용하여 노화관리 정책을 결정하기에는 부족함이 따른다. 또한 능동기기 위주로 구성되어 있어 이를 활용하여 피동기기의 노화영향 평가를 위한 분석 또한 용이

하지 않다.

NPRDS, LER 등의 일반 신뢰도 자료는 고장모드, 원인, 노화과정 등의 정성적 항목에 대하여 기술하고 있어 열화기구를 규명하기 위한 기초 자료를 제공하고 있지만 배관두께나 균열 크기 등의 정량적 항목이 존재하지 않아 이로부터 노화로 인한 영향을 정량적으로 평가할 수 없다. 또한 실제 기기 노화 고장 건수가 많지않고 고장 자료의 발표를 숨기려는 영향으로 인하여 선형모델이나 확률분포 모델에 적용하기에는 데이터 수가 충분하지 않아 높은 불확실성을 수반한다.

이상 내용을 정리하면 노화의 영향 평가를 위해 요구되는 데이터는 다음과 같다. 즉 열화기구를 규명하고 손실된 loss 에 대한 정량적인 값의 DB 외에 부하, 재료, 노화촉진요인에 대한 DB 가 통합적으로 고려되어야 한다.

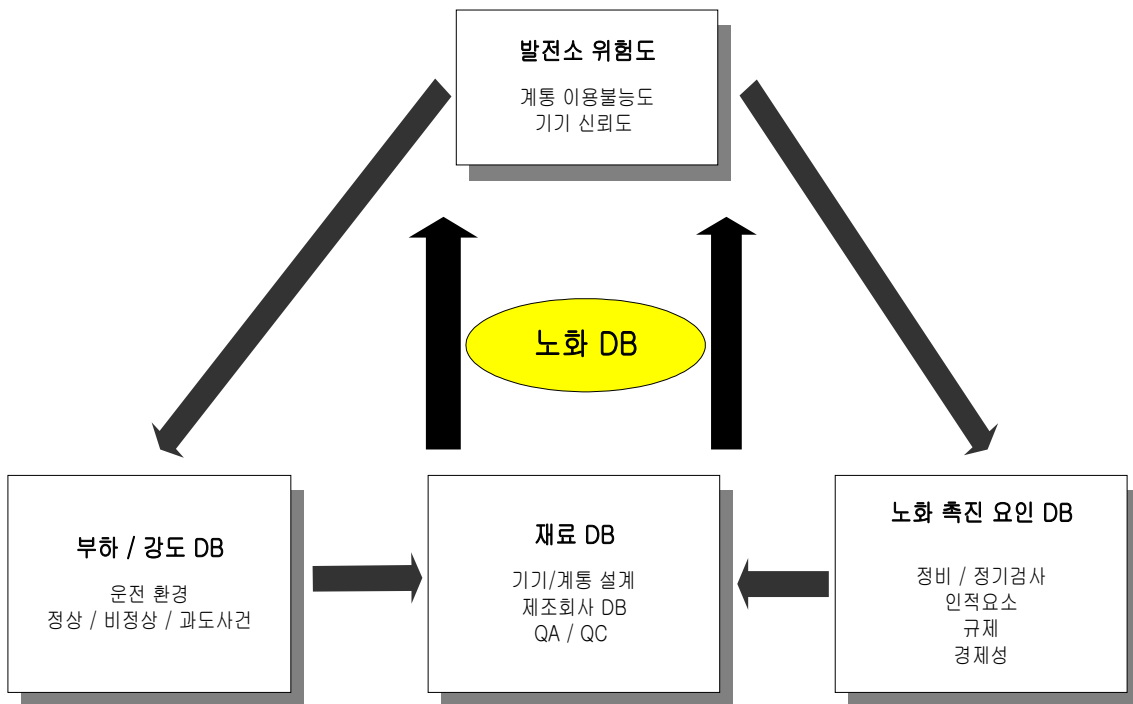


그림 4. 노화 관련 DB 의 기본 요소

최근 OECD/NEA 에서 개발하는 SKI-PIPE 데이터베이스는 배관의 신뢰도 분석을 위하여 회원국으로부터 원전의 배관 데이터를 수집하는 통합 데이터베이스 시스템으로 PSA 를 위한 배관파손빈도 추정 및 위험도 기반 가동중 검사(Risk Informed In-Service Inspection)를 위한 기능저하 평가와 LBB(Leak-Before-Break) 분석과 같은 PSA 의 응용 분야 뿐 아니라 PFM (Probabilistic Fracture Mechanics) 모델의 파라미터 추정

및 PFM 모델 평가 등의 재료 분야에 데이터 제공을 계획하고 있다[13].

이와 같이 국내에서도 발전소 고유 특성 - 기기재료 특성, 기기 운전환경, 기기 노화 촉진 요인 등 - 을 반영한 노화 데이터베이스 구축은 필수적인 과제이다. 또한 노화 데이터베이스에는 능동 기기 뿐 아니라 피동 기기에 대하여 노화로 인한 기기 고장 데이터 외에 기능저하 현상이나 고장징후 현상이 수집되어야 하며 고장 분석 시 고장의 근본 원인을 밝히는데 초점을 두어야 한다.

2) 근본원인 분석 (root cause analysis)

기기에 발생한 고장 중 노화로 인한 고장을 규명하기 위해서는 고장분석 수행시 일반적인 고장원인(*general or approximate cause*) 보다는 근본적인 원인에 더 많은 관심을 가져야 한다. 예를 들어 배관에 누수가 발생한 경우 고장원인을 용접불량으로 분석하는 경우가 종종 발생한다. 그러나 노화의 영향을 고려한다면 응력부식균열로 인한 배관의 열화 등의 결과를 도출하여야 한다. 이와 같은 근본원인 분석을 통하여 노화를 완화시키기 위한 효율적인 정비정책 결정이 가능하게 된다. 베어링 고장의 예를 보면 고장의 원인이 윤활유의 열화작용에 의한 즉 부적절한 윤활에 의한 고장이라면 현재 사용중인 부적절한 오일을 충유하는 정비 대신 새로운 다른 종류의 오일을 선택하여 윤활유의 열화로 인한 고장 현상을 완화할 수가 있다. 또 다른 예로 가스켓 밀봉 재질이 적정 운전 시간 초과로 기능이 저하되어 유체가 기기 내부로 흘러들어가 기기의 기능 수행에 장애를 유발한 경우 근본원인 분석을 수행하지 않으면 가스켓 밀봉을 교체하는 정비 대신 단순히 기기 내부 청소 및 검사 정비를 수행하는 경우가 발생한다. 따라서 기기 노화 현상의 정확한 열화기구를 파악하고 노화현상을 완화하기 위해서는 기기 고장의 근본원인 분석이 필수적이다.

3) 기기 노화를 고려한 PSA 방법론 연구

앞에서 언급한 기기 노화의 영향을 PSA 에 반영하여 정량화하기 위한 방안의 하나로 기존 PSA 의 프레임에 노화의 영향을 효율적으로 접목시키는 방법론에 대하여 기술하였다. PSA 모델을 적용함으로써 기기 노화로 인한 CDF 의 증가량 등의 정량화가 용이하고 또한 기기별 노화 중요도 등을 평가할 수 있는 잇점이 있다. 그러나 PSA 모델을 적용한 노화영향 평가 기법을 도입하기 위해서는 기존 PSA 모델이 능동기기 뿐 아니라 피동기기의 노화로 인한 영향이 배제되어 있으므로 국내 실정에 맞는 PSA 모델 수정 방법에 대한 연구가 요구된다.

노화로 인한 고장 데이터 수가 많은 경우에는 선형모델이나 확률분포 모델 등의 통

계 모델 기법을 사용하거나 시계열 분석(time series) 등의 통계분석기법을 적용하여 노화로 인한 기기고장률을 계산한 후 PSA 에 접목시키는 방법을 고려할 수 있다.

한편 기기의 열화기구를 반영하려면 앞에서 설명한 신뢰도 물리모델을 적용하거나 Monte Carlo 모의실험을 이용하여 노화로 인한 기기의 노화로 인한 고장확률을 추정하는 방법을 고려할 수 있다. 또한 노화로 인한 기기의 인과관계 및 거동형태를 추적하는 동적 신뢰도 모델 기법을 활용하는 Dynamic PSA 기법을 검토하여 노화로 인한 기기의 현상을 가장 근접하게 모델링 하며 활용성이 용이한 효율적인 방법을 선정하여야 할 것이다[14].

이와 같이 다양한 노화현상 정량화 기법의 장,단점을 고려하여 기기의 노화 현상으로 인한 고장률을 추정하기 위한 모델 선정 외에도 적절한 SSC 와 열화기구의 선정 작업과 이로 인한 ET 모델의 초기사건 추가와 FT 모델의 기본사건 추가 작업 등의 PSA 모델 수정 등을 고려하여야 한다. 이때는 PSA 분석가, 재료전문가, 현장운전원 등의 전문가 집단을 구성하여 기기 노화로 인하여 파생되는 결과에 대한 의견 수렴이 요구된다.

6. 결론

본 보고서의 목적은 국내 원전의 기기 노화의 영향을 정량적으로 평가하기 위한 연구의 기초 단계로 기존에 제안된 기기 노화의 평가 기법에 대한 연구 현황을 살펴보기 위함이다. 따라서 본 보고서는 기기의 노화가 원전의 안전성에 미치는 영향을 정량적으로 평가하기 위해 기존에 제시된 방법 중 노화인자를 PSA에 반영하여 평가하는 기법을 살펴보았으며 이를 바탕으로 국내 원전의 기기 노화 영향 분석을 위해 요구되는 연구 항목을 기술하였다.

먼저 PSA를 적용하여 노화의 영향을 평가하는 방법으로 통계 모델 기법과 신뢰도 물리 모델 기법에 대하여 기술하였다. 통계적 자료에 근거한 방법은 능동 기기의 기존 상수 고장률에 시간이 경과함에 따라 변화하는 노화의 영향 평가를 위하여 선형모델이나 지수분포 같은 확률분포 모델을 사용하여 시간에 따른 고장률의 변화량을 추정한 후 이로부터 이용불능도의 변화량을 계산하고 최종적으로 기기 노화로 인한 노심손상빈도의 변화량을 분석한다. 반면 신뢰도 물리 모델에 근거한 방법은 주로 피동 기기의 노화 영향 평가에 적용하는 방법으로 부식이나 피로, 균열 등의 열화기구 현상을 모델링한 물리 모델을 적용하여 부식률과 같은 기능저하 파라미터를 추정한 후 이로부터 기기 파손 확률을 계산한 다음 기존 PSA의 기본사건에 피동 기기의 고장을 추가하여 노심손상빈도의 변화를 평가한다. 신뢰도 물리 모델 방법은 노화 영향 평가를 함에 있어 기존의 통계적 처리 방법에서 탈피하여 실제 물리적 모델에 근거한다는 특성을 갖고 있다.

이상 두 가지 방법 중 기기 고장률을 선형함수나 확률분포를 이용하여 시간에 대한 함수로 표현한 통계 모델 기법은 적용이 단순한 반면 실제 노화를 유발하는 열화기구를 제대로 반영하지 못하며 피동 기기의 중요성이 배제되었다. 또한 노화로 인한 고장 데이터 건수가 충분하지 않은 경우가 많아 적용이 어려운 단점이 있다. 반면에 이와 같은 단점을 극복하기 위하여 제안된 신뢰도 물리 모델을 사용하면 실질적인 노화의 영향을 반영한 발전소의 위험도 계산이 가능하며 각 열화기구에 대한 적절한 정비 정책을 도출할 수 있다. 또한 고장데이터 뿐 아니라 기능저하 현상이나 고장징후 발생 현상 등의 데이터를 활용할 수 있어 제한된 기간내의 자료에서 데이터의 활용범위가 증가한다. 따라서 앞으로는 신뢰도 모델의 활용이 증가할 것으로 예상된다.

그러나 신뢰도 물리 모델 기법을 적용하기 위해서는 몇 가지 주의사항이 요구된다. 먼저 기기별 노화로 인한 열화기구의 파악이 단순하지 않다. 열화기구를 효율적으

로 식별하기 위해서는 기기 고장이나 기능저하의 현상과 원인이 자세히 기록되어 있는 충분한 데이터와 기기의 재료 특성 및 관련 파라미터의 운전 조건에 대한 지식이 필요하다. 또한 신뢰도 물리 모델 및 부하-강도 모델을 적용하는 경우 불확실성의 처리 방법을 고려하여야 한다. 모델은 결정론적 모델인 반면 적용하는 실세계의 데이터는 모델에서 고려하지 않은 과도사건 등의 randomness 를 갖고 있기 때문이다. 따라서 데이터의 특성과 부하와 강도의 특성을 정확히 파악하고 적절한 불확실성 처리 방법을 활용하여야 한다. NUREG/CR-5632 의 적용사례를 보면 FAC 현상을 모델링한 KWU-KR 과 같은 결정론적 물리 모델은 모델 자체의 불확실성을 갖고 있어서 실제 경험 데이터를 활용하여 발전소 고유의 특성을 고려한 보정인자를 물리 모델에 반영하는 수정 작업을 수행하였으며 부하-강도 모델을 적용할 때에도 부하에 대한 과도사건의 경우를 고려하였다.

이상 노화의 영향을 PSA 에 접목하여 평가를 시도한 방법론 및 각 방법론의 장, 단점을 살펴보았다. 아직 국내 원전의 경우에는 기기의 노화가 발전소의 안전성에 미치는 영향을 정량적으로 평가하는 방법에 대한 연구가 미진한 편이었으나 기기 노화로 인한 발전소 정지사고 비율이 증가함에 따라 점차 노화의 중요성을 인식하여 노화의 영향 평가에 대한 관심이 증가하기 시작하였다. 따라서 기기 노화로 인한 국내 원전의 위험도를 계산하기 위해서는 본 보고서에서 기술한 방법론의 장, 단점을 고려하여 국내 현실에 맞는 기법을 적용하거나 모델의 수정을 거쳐 사용하는 방법이 있다. 또한 기기 노화의 영향 평가 및 노화 완화를 위한 정비 선정을 위해서는 단지 노화로 인한 고장 데이터에만 의존하는 방법보다는 기기의 재료 특성 및 열화기구를 고려하는 기법이 효율적이다.

한편 노화 영향 평가 기법의 선정 외에도 기기의 재료, 부하 특성, 노화 촉진 요인 등이 포함된 노화 데이터베이스 구축, 근본원인분석, 그리고 PSA 전문가, 기기 전문가, 재료 전문가 및 운전원 등의 노화 분석 그룹 결성이 같이 수행되어야 할 것이다.

7. 참고 문헌

- [1] Bom Soon Lee, Nuclear Power Plant Aging Research in the United States, Symposium on Nuclear Materials and Fuel 2000, August 2000.
- [2] Safety Series No. 50-P-3, Data Collection and Record Keeping for the Management of Nuclear Power Plant Aging – A Safety Practice, IAEA, 1991.
- [3] Technical Reports Series No. 338, Methodology for the Management of Aging of Nuclear Power Plant Components Important to Safety, IAEA, 1992.
- [4] Makoto Higuchi and Kazuo Kishida et al., Aging Issue of Japanese Research and Development Program for LWR Components and Materials, PSA'96, 1996.
- [5] 정일석 등, 원전 수명관리 연구 현황, 원자력재료 • 핵연료 심포지엄 2000, 2000. 8.
- [6] W. E. Vesely, Approaches for Age-Dependent Probabilistic Safety Assessments With Emphasis on Prioritization and Sensitivity Studies, NUREG/CR-5587, U.S. NRC, August 1992.
- [7] Jya-Syin Wu, G. Apostolakis et al., An Overview of Aging Assessment Methods and Applications, PSA'96, 1996.
- [8] D. Sanzo and P. Kvan et al., Survey and Evaluation of Aging Risk Assessment Methods and Applications, NUREG/CR-6157, U.S. NRC, 1994.
- [9] W. E. Vesely et al., Degradation Modeling with Application to Aging and Maintenance Effectiveness Evaluation, NUREG/CR-5612, U.S. NRC, March 1991.
- [10] W. E. Vesely et al. Evaluations of Core Melt Frequency Effects Due to Component Aging And Maintenance, NUREG/CR-5510, U.S. NRC, June 1990.
- [11] W. E. Vesely et al., Risk Evaluation of Aging Phenomena: The Linear Aging Reliability Model and Its Extention, NUREG/CR-4769, U.S. NRC, 1987.
- [12] C. L. Smith et al., Incorporating Aging Effects into Probabilistic Risk Assessment – A Feasibility Study Utilizing Reliability Physics Models, NUREG/CR-5632, U.S. NRC, September 1999.
- [13] SKI-PIPE: An International Piping Failure Database Project Summary, Ref: EM130700 Attachment2, OECD/NEA, 2000.
- [14] 최선영, 비상디젤발전기의 동적 신뢰도 분석을 위한 Markov 모델의 개발, 한국원자력연구소, 1998.5.

부록 1. 원자로 용기, 가압기, 원자로
냉각재 펌프의 노화 현상 분석
체크리스트 (PWR) – NUREG/CR-5632

Major components		Aging mechanisms												
		Embrittlement		Fatigue			Stress corrosion cracking (SCC)			Corrosion/wear				
Component	Subcomponent	Radiation Embrittlement	Thermal aging	Low-cycle thermal fatigue	High-cycle thermal fatigue	High-cycle mechanical fatigue	Primary water SCC	Intergranular SCC	Transgranular SCC	Flow-accelerated corrosion	Boric acid corrosion	Pitting	Wear/fretting	Erosion
Branch lines and nozzles	High pressure safety injection line			3										
	Residual heat removal line			3										
	Other lines connected to primary coolant loop			3										
Small diameter lines	Instrumentation lines					1	5							
	RCP leakoff lines					1								
PWR steam generator (Westinghouse and CE designs)														
Primary side shell	Manway cover studs								3		3			
Secondary side shell	Feedwater nozzle bore, blend radius, and shell face beneath the surface		5	5	5									
	Girth welds			5				5						
	Inspection ports						3							
Tubes	Inside surfaces - U bends, roll-transitions, dented tube regions					1								
	Outside surfaces-Tube-sheet crevice, sludge piles, tube-support plate, and free span regions						1				3	1		
	Tubes in antivibration bar and preheater region											5		
Tubes (cont.)	Inadequately supported tubes above upper support plate					1								

PWR feedwater and main steam lines														
Major components		Aging mechanisms												
		Embrittlement		Fatigue			Stress corrosion cracking (SCC)			Corrosion/wear				
Component	Subcomponent	Radiation Embrittlement	Thermal aging	Low-cycle thermal fatigue	High-cycle thermal fatigue	High-cycle mechanical fatigue	Primary water SCC	Intergranular SCC	Transgranular SCC	Flow-accelerated corrosion	Boric acid corrosion	Pitting	Wear/fretting	Erosion
Main feedwater piping	Piping inside containment			3	3					2				
	Piping outside containment									1				
Auxiliary feedwater piping	Piping inside containment									4				
	Piping outside containment													
Main steam line	Up to main steam isolation valve and safety valve													
	Downstream of main steam isolation valve and safety valve									1				
Branch lines and nozzles	High pressure safety injection line			3										
	Residual heat removal line			3										
	Other lines connected to primary coolant loop			3										
Small diameter lines	Instrumentation lines					1	5							
	RCP leakoff lines					1								

PWR steam generator (Westinghouse and CE designs)														
Major components		Aging mechanisms												
		Embrittlement		Fatigue			Stress corrosion cracking (SCC)			Corrosion/wear				
Component	Subcomponent	Radiation Embrittlement	Thermal aging	Low-cycle thermal fatigue	High-cycle thermal fatigue	High-cycle mechanical fatigue	Primary water SCC	Intergranular SCC	Transgranular SCC	Flow-accelerated corrosion	Boric acid corrosion	Pitting	Wear/fretting	Erosion
Primary side shell	Manway cover studs								3		3			
Secondary side shell	Feedwater nozzle bore, blend radius, and shell face beneath the surface		5	5	5									
	Girth welds			5					5					
	Inspection ports							3						
Tubes	Inside surfaces - U bends, roll-transitions, dented tube regions					1								
	Outside surfaces-Tube-sheet crevice, sludge piles, tube-support plate, and free span regions						1					3	1	
	Tubes in antivibration bar and preheater region												5	
Tubes (cont.)	Inadequately supported tubes above upper support plate					1								
PWR feedwater and main steam lines														
Main feedwater piping	Piping inside containment			3	3						2			
	Piping outside containment									1				
Auxiliary feedwater piping	Piping inside containment									4				
	Piping outside containment													
Main steam line	Up to main steam isolation valve and safety valve													
	Downstream of main steam isolation valve and safety valve									1				

체크리스트 항목

- ① 열화로 인한 파단 (rupture) 발생
- ② 심각한 정도의 배관 두께 감소 (wall thinning)나 균열 (crack) 및 60 년의 운전기간동안 노화로 인한 공통원인 고장 유발 가능성 존재
- ③ 누수 (leakage)
- ④ 재료 특성의 심각한 변질 및 파단 가능성 존재
- ⑤ 국소적인 균열, 배관 두께 감소 및 누수 가능성 존재
- ⑥ 재료의 저항력 (resistance) 감소 및 초기 균열 가능성 존재
- ⑦ 60 년의 운전 기간 동안 균열이나 파단 가능성 전혀 없음

부록 2. 노화 인자를 고려한 기
본사건의 중요도 순위별 정리
(NUREG/CR-5632)

➤ 정성적 방법: 체크리스트

➤ 정량적 방법: **SWIM**
($F-V > 0.05$ & $RIR > 2$)

Event	Probability	SWIM	Embrittlement	Fatigue	Stress	Corrosion	Event Description
1FWCKV-CC-275889	6.3E-05	1.044		3	1/2/4		CCF3/3FL CHECK VALVES 1FW27
IE-VX	1.6E-06	1.021	7	3/6	5		INTERFACING LOCA
IE-T4	5.0E-06	1.006	7			3	LOSS OF RCP COOL/INJECT
IE-A	5.0E-04	1.005	7	3/6	5		LARGE LOCA
IE-RX	2.7E-07	1.003	4	6	6	5	VESSEL RUPTURE
IE-SI	1.0E-03	0.971	7	3/6	5		MEDIUM LOCA
1FWCKV-LEAKAGE	1.0E-04	0.724		3	1/2/4		UNDETECTED LKG THRU CKVS 27
1FWCKV-CC-131136	6.3E-05	0.723		3	1/2/4		CCF2/2 FC CHECK VALVES1FW131
1FWCKV-CC-425772	6.3E-05	0.171		3	1/2/4		CCF3/3 FC CHECK VALVES1FW142
1FWMOV-SO-24H60B	1.2E-05	0.712		3	1/2/4		Motor operated valve transfers open-24 H1-FW-MOV-260B
1FWMOV-SO-24H60A	1.2E-05	0.712		3	1/2/4		Motor operated valve transfers open-24 H1-FW-MOV-260A
IE-S2	2.1E-02	0.609	7	3/6	5		SMALL LOCA
IE-T7	1.6E-02	0.529	5	1/5	1/3/5	1/3/5	STEAM GENERATOR TUBE PUPTURE
1FWPSB-CC-MDP3AB	7.0E-04	0.153		3	1/2/4		CCF2/2FSMDP-COMMONCAUSEFAILURE
1FWCKV-FC-1FW273	6.3E-04	0.143		3	1/2/4		CHECKVALVE FAILS TO OPEN1-FW-273
1FWCKV-FC-1FW272	6.3E-04	0.143		3	1/2/4		CHECKVALVE FAILS TO OPEN1-FW-272
2FWMOV-CC-160AB	2.5E-04	0.141		3	1/2/4		CCF2/2 FC CCF FTO 2-FW-MOV-160A/B
1FWPSB-FR-24HP3A	7.9E-04	0.127		3	1/2/4		MDPUMP-STNDBYSYSFAILS TO RUN-24HR1-FW-P-3A
1FWCKV-FC-1FW157	6.3E-04	0.122		3	1/2/4		CHECKVALVE FAILS TO OPEN1-FW-157
1FWCKV-FO-1FW172	3.4E-03	0.062		3	1/2/4		CHECKVALVEFAILSTO CLOSE1-FW-172
1FWCKV-FO-1FW157	3.4E-03	0.039		3	1/2/4		CHECKVALVEFAILSTO CLOSE1-FW-157
2FWTRB-FR-24HP2	1.1E-01	0.032		3	1/2/4		TURBINEDRIVEN PUMP FAILS TO RUN-24HR2-FW-P-2
1FWTRB-FS-1FWP2	2.5E-02	0.024		3	1/2/4		TURBINE DRIVEN PUMP FAILS TO START 1-FW-P-2

Event	Probability	SWIM	Embrittlement	Fatigue	Stress	Corrosion	Event Description
1FWTRB-FR-12HP2	5.7E-02	0.022		3	1/2/4		TURBINEDRIVEN PUMP FAILS TO RUN-12HR1-FW-P-2
IE-TS1	4.4E-06	0.010				1	STEAM BREAK IN CONTAINMENT
2FWTRB-FS-2FWP2	2.5E-02	0.010		3	1/2/4		TURBINE DRIVEN PUMP FAILS TO START 2-FW-P-2
IE-T2A	6.5E-01	0.009		3	1/2		RECOVERABLE LOSS OF MFW
1FWPSB-FS-1FWP3A	7.0E-03	0.009		3	1/2/4		MD PUMP-STNDBY SYS FAILS TO START 1-FW-P-3A
1FWCKV-FC-1FW58	6.3E-04	0.008		3	1/2/4		CHECK VALVE FAILS TO OPEN 1-FW-58
1FWCKV-FC-1FW89	6.3E-04	0.008		3	1/2/4		CHECK VALVE FAILS TO OPEN 1-FW-89
1FWCKV-FO-1FW142	3.4E-03	0.008		3	1/2/4		CHECK VALVE FAILS TO CLOSE 1-FW-142
1FWCKV-FC-1FW27	6.3E-04	0.008		3	1/2/4		CHECK VALVE FAILS TO OPEN 1-FW-27
IE-T2	1.5E-01	0.007		3	1/2		LOSS OF MFW
1FWPSB-U2-SBOOS	8.0E-02	0.005		3	1/2/4		U2 IN SBO WITH A STUCK OPEN SG RV

부록 3. 피동 기기의 주요 열화 기구 물리 모델 정리

Aging Mechanism		Code/Model	Basis	Status	Limitations
Radiation Embrittlement		VISA- code, both deterministic and probabilistic analysis, estimates, probability of vessel failure under PTS conditions	Analytical models for basic physical processes; field and laboratory data for flaw distribution	Verified	
Thermal Aging		ANL has developed a procedure	Laboratory test results	Limited validation	
Low-Cycle Fatigue	Initiation	ASME Section- fatigue design procedures	Laboratory test results	Limited validation. Used in the field	Does not include effect of LWR environment. Generally provides conservative estimates for fatigue life usage.
	Propagation	ASME Section , Appendix A-carbon And low-alloy ferritic steels; Appendix C-austenitic stainless steels	Laboratory test results	Validated with the laboratory test results. Used in the field.	Models for stainless steel do not include effect of LWR environment

Aging Mechanism		Code/Model	Basis	Status	Limitations
High-Cycle Fatigue of Welded Piping Connections		ASME Section	Fatigue test data	EPRI has an	Does not always ensure conservative design.
		Fatigue design procedures	for small polished specimens and use of fatigue strength reduction factors	ongoing project.	Requires complex stress analysis.
		AASHTO fatigue design approach	Requires fatigue test data for full-size components		Empirical model. Testing of full size components may be expensive.
Primary Water Stress Corr. Cracking of Alloy 600 Penetrations	Initiation	Industry models	Laboratory and field data	Models are used to predict susceptibility of a penetration to cracking	Needed data on residual stress and grain boundary carbide distribution may not be available.
	Propagation	Industry models	Laboratory data	Being developed	
Flow-Accelerated Corrosion		CHECWORKS WATHEC	Laboratory and field data	Development completed. Verified and validated. Used in the field.	Adequate training and appropriate application of the model are required

서 지 정 보 양 식

수행기관보고서번호		위탁기관보고서번호		표준보고서번호		INIS 주제코드	
KAERI/AR-628/2002							
제목 / 부제		기기 노화 신뢰도 평가 방법 연구 현황					
연구책임자 및 부서명 (AR,TR 등의 경우 주저자)		최선영 (종합안전평가팀)					
연구자 및 부서명		양준언					
출판지	대전	발행기관	한국원자력연구소	발행년	2002년 3월		
페이지	38 p.	도표	있음(O), 없음()	크기	A4		
참고사항							
비밀여부	공개(O), 대외비(), __ 급비밀			보고서종류	AR		
연구위탁기관	과학기술부			계약번호			
초록 (15-20줄내외)		<p>본 보고서의 목적은 국내 원전의 기기 노화의 영향을 정량적으로 평가하기 위한 연구의 기초 단계로 기존에 제안된 기기 노화의 평가 기법에 대한 연구 현황을 살펴보기 위함이다. 따라서 본 보고서는 기기의 노화가 원전의 안전성에 미치는 영향을 정량적으로 평가하기 위해 기존에 제시된 방법 중 노화인자를 PSA에 반영하여 평가하는 기법으로 통계모델 기법과 신뢰도 물리 모델 기법을 살펴보았으며 이를 바탕으로 국내 원전의 기기 노화 영향 분석을 위해 요구되는 연구 항목을 기술하였다.</p> <p>이상 두 가지 방법 중 기기 고장률을 선형함수나 확률분포를 이용하여 시간에 대한 함수로 표현한 통계 모델 기법은 적용이 단순한 반면 실제 노화를 유발하는 열화기구를 제대로 반영하지 못하며 피동 기기의 중요성이 배제되었다. 또한 노화로 인한 고장 데이터 건수가 충분하지 않은 경우가 많아 적용이 어려운 단점이 있다. 반면에 이와 같은 단점을 극복하기 위하여 제안된 신뢰도 물리 모델을 사용하면 실질적인 노화의 영향을 반영한 발전소의 위험도 계산이 가능하며 각 열화기구에 대한 적절한 정비 정책을 도출할 수 있다. 또한 고장데이터 뿐 아니라 기능저하 현상이나 고장징후 발생 현상 등의 데이터를 활용할 수 있어 제한된 기간내의 자료에서 데이터의 활용범위가 증가한다. 따라서 앞으로는 신뢰도 모델의 활용이 증가할 것으로 예상된다.</p>					
주제명키워드 (10단어내외)		기기노화, PSA, 신뢰도 물리 모델, FAC					

IBLIOGRAPHIC INFORMATION SHEET

Performing Org. Report No.		Sponsoring Org. Report No.		Standard Report No.		INIS Subject Code	
KAERI/AR-628/2002							
Title / Subtitle		State of the Art Report on Aging Reliability Analysis					
Project Manager and Department (or Main Author)		Sun Yeong Choi					
Researcher and Department		Joon Eon Yang, Sang Hoon Han, Jaejoo Ha					
Publication Place	Daejon	Publisher	KAERI		Publication Date	2002. 03	
Page	38 p.	Ill. & Tab.	Yes(O), No ()		Size	A4	
Note							
Classified	Open(O), Restricted(), ___ Class Document		Report Type	AR			
Sponsoring Org.				Contract No.			
Abstract (15-20 Lines)	<p>The goal of this report is to describe the state of the art on aging analysis methods to calculate the effects of component aging quantitatively. In this report, we described some aging analysis methods which calculate the increase of core damage frequency (CDF) due to aging by including the influence of aging into PSA. We also described several research topics required for aging analysis for components of domestic NPPs.</p> <p>We have described a statistical model and reliability physics model which calculate the effect of aging quantitatively by using PSA method. It is expected that the practical use of the reliability-physics model will be increased though the process with the reliability-physics model is more complicated than statistical model.</p>						
Subject Keywords (About 10 words)	Aging, PSA, Reliability physics model, FAC						