



고리 1호기 원자로 압력 용기 가압열충격 평가

- 수행 내용과 기술적 성과 -

장 창 희

한전 전력연구원 원자력연구실 선임연구원



및 피로 해석을 수행하고, 보수적인 가상 운전 조건에서도 건전성을 유지할 수 있도록 설계·제작하고 있으며 운전중에도 가동중 점검 및 감시 시험 등을 통해 파손을 방지하기 위한 노력을 기울이고 있다.

고리 1호기는 1978년부터 상업 운전을 시작한 국내 최초의 원자력발전소로서 미국의 웨스팅하우스사가 설계한 가압 경수로형 원자로 원자로 압력 용기는 미국의 Babcock & Wilcox가 제작하였다.

고리 1호기 원자로 압력 용기(그림 1)는 연장 운전 타당성 평가를 위한 「원전 수명 관리 연구(I)」를 통해 수명 관리 측면에서 최우선적으로 평가해야 할 기기로 선정되어 다양한 노화 기구에 대한 잔여수명을 평가한 바 있다. 원자로 압력 용기의 수명에 영향을 미칠 수 있는 가장 중요한 노화 기구는 피로와 중성자 조사 취화인 것으로 파악되었으며, 피로 측면에서는 보수적인 반복 하중 조건을 이용하더라도 현인허

가 기간 및 연장 운전에 상당한 피로 수명의 여유가 있는 것으로 평가되었으나, 중성자 조사 취화 측면에서는 보다 상세한 평가가 필요한 것으로 도출되었다.

원자로 압력 용기 건전성 기준

조사 취화에 따른 압력 용기의 건전성을 정량적으로 평가하는 기준으로는 상부 에너지(USE)와 가압 열충격 기준 온도(RTPTS)가 있다(그림 2).

〈그림 2〉에서 보는 바와 같이 조사 취화된 원자로 압력 용기가 운전 중 취성 파괴에 대한 충분한 안전 여유도를 가지기 위해서는 상부 에너지는 50ft-lbs 이상, 가압 열충격 기준 온도는 원주 방향 용접부의 경우 300°F 이하로 유지되어야 한다.

이러한 중성자 조사 취화 정도는 원전 운전 기간 동안 감시 시험에 의해 지속적으로 감시 및 평가되어야 한다.

가 압 경수로형 원전의 원자로 압력 용기(RPV, reactor pressure vessel)는 1차 계통 압력 경계의 일부로서 핵연료 및 원자로 내부 구조물을 지지하고 냉각수의 유로를 제공하는 역할을 한다. 또한 원자로 압력 용기는 핵연료 및 피복관에 이어 제3차 방어벽을 이루는 1차 냉각수 계통의 주요 구성 기기로 이의 건전성을 유지하는 것이 안전성 측면에서 필수적이다.

따라서 설계 단계에서부터 상당히 보수적인 가정을 사용하여 구조



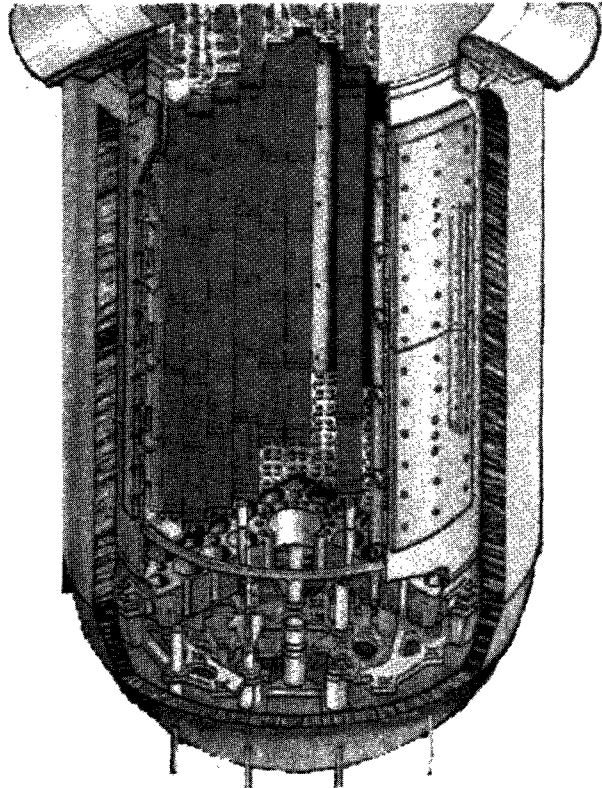
이에 따라 고리 1호기에는 수명 기간 동안 중성자 조사 취화에 의한 영향을 감시하기 위해 6개의 감시 시험 캡슐이 장전되었으며, 이중 2001년 5월 현재 5개를 인출하여 시험 및 평가가 완료되었다.

고리 1호기 감시 시험은 실제 운전 조건에서 중성자 조사로 인한 노심대영역 재질의 영향을 감시하기 위한 것으로 실 원자로 압력 용기 제작에 사용된 재료들로부터 시편을 채취하여 열차폐체와 원자로 압력 용기 사이에 설치되어 있다.

지금까지 수행된 감시 시험 결과 원자로 압력 용기 노심대영역에 위치한 원주 방향 용접부 WF-233는 높은 구리 및 니켈 함량으로 인해 중성자 조사 취화가 상당히 진행된 것으로 밝혀졌다.

감시 시험 결과 고리 1호기 원자로 압력 용기의 상부 에너지는 수명 기간 중 50ft-lbs 이하가 될 것으로 평가되어 규제 지침서에 의거한 저인성 파괴 해석을 수행하여 운전 연수 42년까지 건전성을 확인한 바 있다.

그러나 <그림 3>에서 보듯이 지금의 추세로 조사 취화가 진행되는 경우 고리 1호기 원자로 압력 용기 용접부의 가압 열충격 기준 온도는 운전연수 약 34년에 가압 열충격 심사 기준 온도(PTS screening criteria)인 300°F를 초과할 것으로 예상되었다.



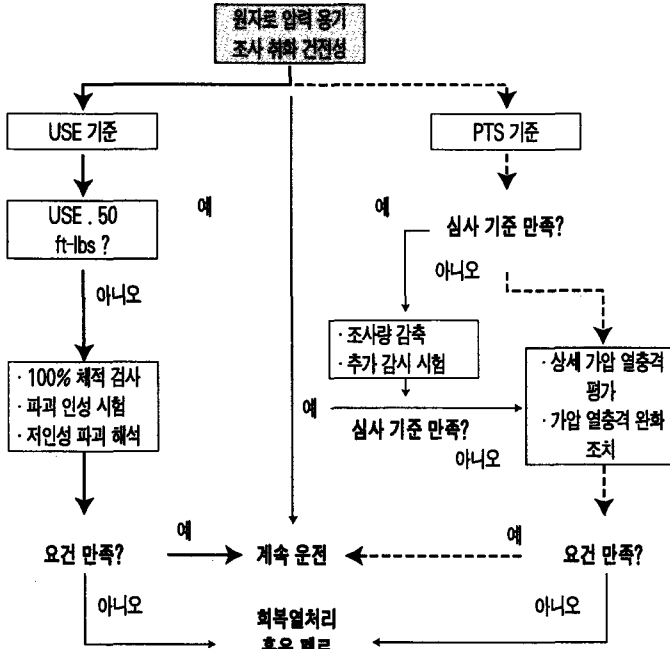
<그림 1> 원자로 압력 용기 개략도

고리 1호기 연장 운전의 일차 목표가 40년인 점을 감안하면 연장 운전 추진을 위해 가압 열충격 문제는 신속히 해결되어야 할 것으로 인식되었다.

가압 열충격 기준 온도를 낮추기 위한 방안으로 제시된 추가 차폐체 설치나 초저누설 노심 장전 모형을 검토하였으나 현실적인 적용에 있어서 해결해야 될 문제가 많고 경제적인 측면에서도 바람직하지 않

아 타당성이 없는 것으로 판단되었다.

이에 따라 전력연구원은 한기(주)·서울대 등과 함께 가압 열충격에 의한 원전의 안전성을 평가하기 위한 규제 지침서인 미국원자력 규제위원회(USNRC)의 가압 열충격 안전성 평가 규제 지침서에 의거하여 고리 1호기 원자로 압력 용기의 가압 열충격 상세 평가를 수행하게 되었다.



(그림 2) 원자로 압력 용기 건전성 평가 기준

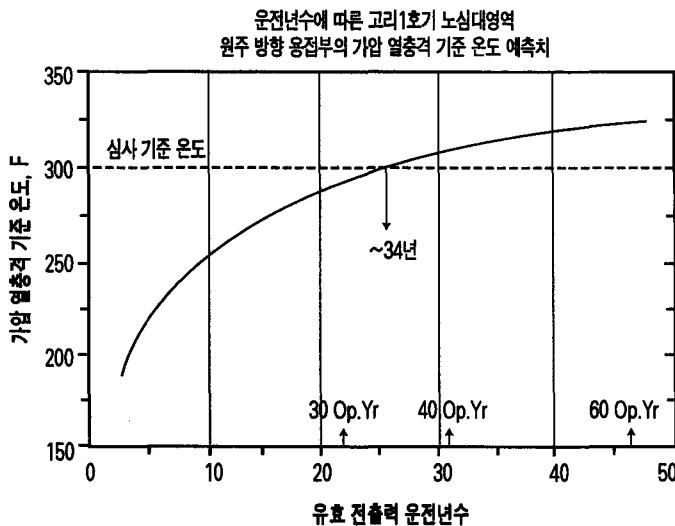
가압 열충격이란?

가압 열충격(Pressurized Thermal Shock, PTS)이란 원전 가동 중에 특정한 과도 상태가 발생하는 경우 비상 노심 냉각수가 주입되어 압력 용기 내벽의 온도가 급격히 감소하면서 계통 압력이 높게 유지되는 현상이다.

초기 원전 설계에서는 냉각재 상실 사고와 같은 급격한 냉각이 발생하는 경우 계통 압력이 급격히 감소할 것으로 예상하여 단순히 열응력에 의한 하중만 중요하게 작용할 것으로 간주하였다.

그러나 1979년 미국의 Rancho Seco 원전에서 발생한 2차측 과급수 사건의 경우 급격한 냉각과 함께 압력이 높게 유지되었던 것으로 밝혀졌다. TMI 사건으로 인해 원전의 안전성에 대한 우려와 관심이 높던 시기에 설계시 예상치 못하였던 사건이 발생하자 이에 대한 신속하고 정확한 안전성 평가가 시급히 필요하였다.

미국원자력규제위원회 및 산업계의 공동의 노력으로 종합적이고 체계적인 가압 열충격 안전성 평가가 수행되어 그 결과가 1982년 SECY 82-465로 발간되었다. 이어서 소급 규제 요건인 가압 열충격 규정, 규제 지침서 등이 발간되어 가압 열충격 안전성 평가를 위한 심사 기준



(그림 3) 고리 1호기 노심대영역 응접부 WF233의 가압 열충격 기준 온도 예측



온도를 제시하기에 이르렀다.

가압 열충격 규정인 10CFR 50.61에 의하면 원전의 수명 말기에 가압 열충격 기준 온도(RTPTS)가 심사 기준 온도를 초과할 것으로 예상되는 경우 적절한 완화 조치를 취하거나 규제 지침서인 RG1.154에 의거한 가압 열충격 안전성 평가를 수행하여 가압 열충격에 의한 위험도가 기준 이하로 유지됨을 보여야 한다.

1980년대 이후 가압 열충격과 관련하여 상당한 양의 분야별 연구가 수행되어 왔으나, 사건 추이 선정에서부터 종합 가압 열충격 위험도 평가까지 일관된 형태로 수행된 연구의 대표적인 예로 H.B. Robinson 2호기 · Calvert Cliffs 1호기 · Oconee 1호기를 들 수 있다.

이들 3개 원전의 가압 열충격 보고서는 가압 열충격 규정 및 Reg. Guide 1.154 제정에 활용되었으며, 사건 추이 선정, 열수력 해석, 파괴 역학 해석, 종합 가압 열충격 위험도 평가 등 구성면에서 공통점이 있다. 1990년대 들어 미국 내에서 최초로 수명 연장을 추진하던 Yankee Rowe 원전의 경우 원자로 압력 용기 가압 열충격 건전성이 커다란 기술적인 문제로 부각되어 상세 안전성 평가를 수행하였다.

그러나 상세 데이터의 부족, 평가 방법의 부정확성 및 경제적인 문제가 복합적으로 작용하여 수명 연

장 계획을 철회하는 바람에 가압 열충격 평가가 완료되지 못하였다. Palisades 원전의 경우도 수명 말기 이전에 가압 열충격 기준 온도가 심사 기준 온도를 초과할 것으로 예상되어 이를 해결하기 위해 회복열처리, 중성자 조사량 재평가 등의 연구를 수행하고 있다.

이와 같이 가압 열충격 건전성은 원전의 안전성 뿐만 아니라 수명 연장에도 지대한 영향을 미치는 것으로 고리 1호기 수명 연장을 위해서는 반드시 해결해야 할 과제로 인식되었다.

해외에서의 가압 열충격 상세 평가 사례가 그다지 성공적이지 못하였으며 국내에서도 수행한 사례가 없는 만큼 연구 수행시 많은 난관이 예상되었다. 그러나 한편으로는 도전에 불만한 과제이기도 하였다.

가압 열충격 평가 수행 내용

가압 열충격 평가의 전체적인 흐름은 <그림 4>에 나타나 있다. 가압 열충격 상세 안전성 평가 규제 지침서인 Reg. Guide 1.154를 적용하기 위해 규제 지침서의 내용을 면밀히 파악하였다.

이는 규제 지침서의 제정 배경 및 관련 연구 결과와 해외 선행 연구 사례를 종합적으로 검토하여 고리 1호기에 적용하기 위한 핵심적인 단계로 연구에 참여한 각 분야 전문

가들이 가압 열충격 평가의 기본 개념 및 목적을 충분히 이해함으로써 종합적이고 유기적인 연구에 큰 도움이 되었다.

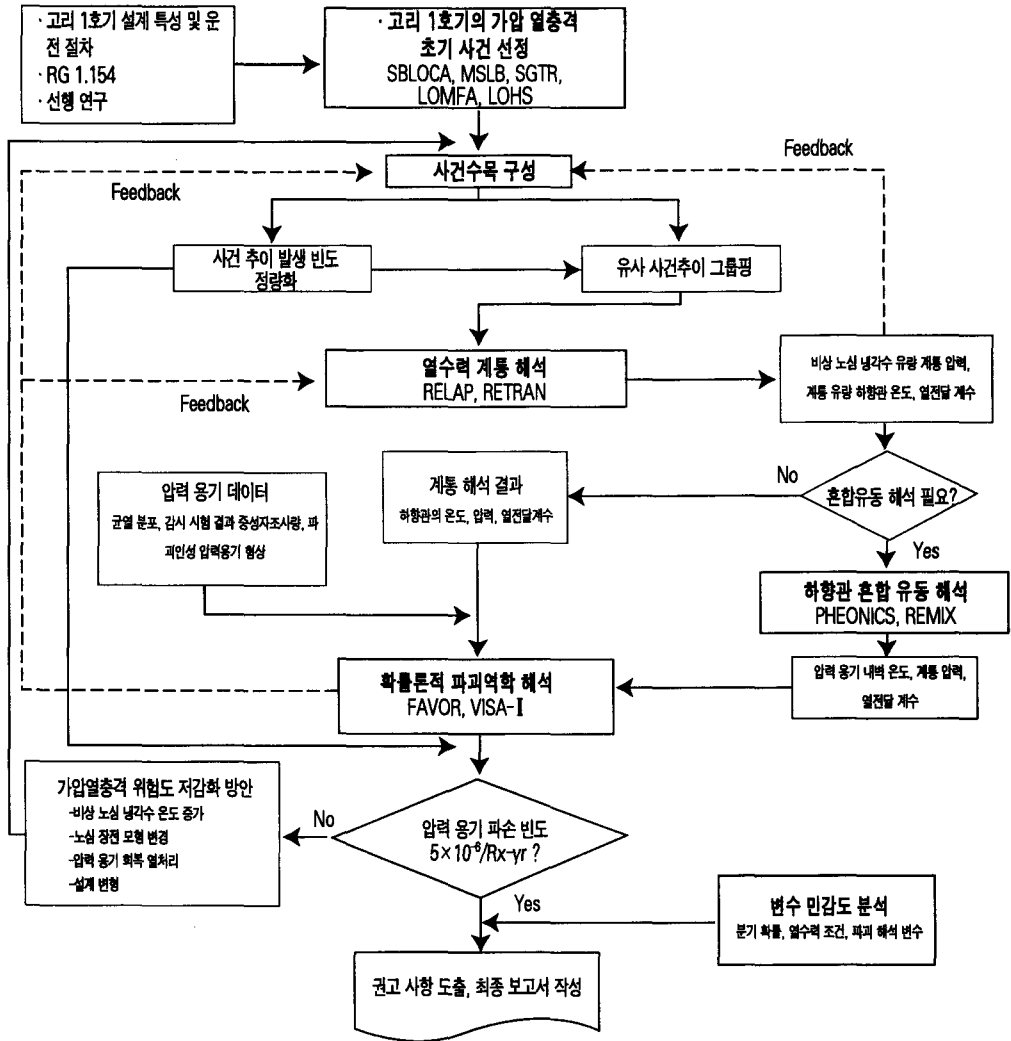
또한 가압 열충격 평가에 참여하는 다양한 전문 분야 조사자들이 각자의 전문 분야의 지식과 경험을 최대한 활용하면서 타분야의 연구 내용을 이해하여 공통의 목적을 향해서로 협조하는 기반이 마련되었다.

<그림 4>에서 보듯이 가압 열충격 평가를 위해서는 가압 열충격을 유발할 수 있는 초기 사건으로부터 과도 상태 사건 추이를 보수적으로 선정하고 사건 추이들의 발생 빈도 정량화, 열수력 해석, 혼합 유동 해석, 확률론적 파괴 역학 해석을 수행하여 위험도를 계산하여 기준과 비교하였다.

만약 계산 결과가 위험도 기준을 만족하지 못하는 경우에는 사건 추이 선정, 열수력 해석 등에 내재된 과도한 보수성을 줄여주거나 가압 열충격 완화 조치 사항을 고려하여 재평가하여야 한다.

1. 초기 사건 및 사건 추이 선정

고리 1호기의 계통 설계, 운전 절차, 규제 지침서, 선행 연구 등을 상세히 검토한 후 주중기관 파단 사고(MSLB), 증기발생기 세관 파단 사고(SGTR), 주급수 상실 사고(LOMFW), 소형 냉각재 상실 사고(SBLOCA), 열제거원 상실 사고



〈그림 4〉 고리 1호기 가압 열충격 상세 평가 흐름도

(LOHS) 등 다섯 가지를 잠재적인 가압 열충격 초기 사건으로 선정하였다.

이를 사건의 규모 및 출력 운전 조건별로 세분화한 후 선행 연구 및 EPRI 데이터 베이스를 이용하여 각각의 발생 빈도를 정리하였다.

사건 수목 구성을 위해 원자로 압

력 용기 과냉각 혹은 과압을 유발할 수 있는 기기의 동작 및 운전원 조치를 해당 및 브랜치로 사용하였다. 그러나 가압 열충격 과도 상태의 결과를 완화시킬 수 있는 냉각재 펌프 재기동은 고려하지 않았다. 이는 보수적인 해석 결과를 구하려는 의도 이외에도 해석을 단순화하기 위한

것이였다.

주요 기기 작동의 성공 및 실패 분기 확률은 EPRI 데이터 베이스 및 유사 발전소 사례를 이용하여 계산하였으며, 운전원 조치와 관련된 확률은 현장 운전원과의 면담 및 설문 조사를 통해 결정되었다. 이를 통해 5개 초기 사건으로부터 134개



의 가압 열충격 사건 추이를 도출하였으며 열수력적 거동의 유사성 및 발생 빈도를 근거로 24개 대표 사건 추이 및 3개 잔여 그룹으로 분류하였다.

2. 열수력 해석

열수력 해석의 목적은 위에서 결정된 가압 열충격 사건 추이에 대해 원자로 압력 용기 내벽에서의 온도·압력·열전달 계수의 시간에 따른 변화를 구하기 위한 것이다.

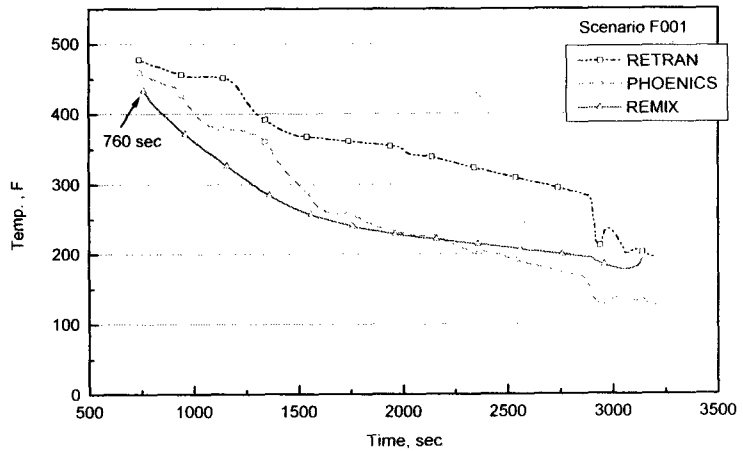
가압 열충격 평가를 위한 열수력 해석은 원자로 압력 용기가 과도하게 냉각되는 현상을 평가하는 것으로 노심 손상 관점에서 보수적인 입력 변수 및 가정 조건들을 사용하였던 기존의 열수력 해석과는 달리 최적 평가를 위한 입력 자료 및 조건이 사용되었다.

해석에 앞서 RETRAN-3D 및 RELAP5/MOD3.2 모델의 타당성을 확인하기 위해 전출력 트립 시험 데이터 및 정상 운전 데이터와 비교 검증하여 잘 일치함을 확인하였다.

MSLB·SGTR·LOMFW·LOHS 등에 의한 사건 추이는 RETRAN-3D로, SBLOCA에 의한 사건 추이는 이상 유체 거동 모사에 뛰어난 RELAP5/MOD3.2로 해석을 수행하였다.

3. 혼합 유동 해석

열수력 해석에 사용된 코드들은



(그림 5) SGTR 형태의 가압 열충격 사건에 대한 열수력 해석 및 혼합 유동 해석 결과 비교 예

발전소 전체 계통 해석을 위한 것으로 가압 열충격 관점에서 중요한 하향관 영역 및 입구 노즐 부위에서 열성층화가 발생하는 경우 유체의 거동을 정확하게 분석하지 못한다.

이러한 경우 원자로 압력 용기 내벽면 부근에서의 유체 온도 분포를 구하기 위해 추가적인 혼합 유동 해석을 수행하여야 한다.

특정의 사건 추이 동안 열성층화가 발생하는지 여부를 판단하는 데는 G. Theofanous가 제시한 기준을 사용하였으며 전체적으로 14개 사건 추이가 열성층화가 발생하여 혼합유동 해석이 필요한 것으로 선정되었다.

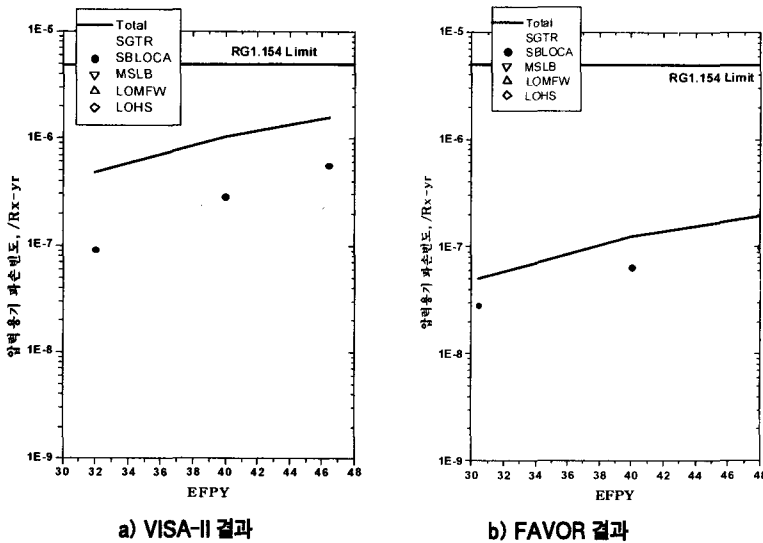
연구 초기에는 미국의 사례와 같이 단순한 REMIX 코드를 사용할 생각이었으나 REMIX 코드가 가지는 적용상의 한계 및 부정확성이 발견되어 상용으로 개발된 3-차원 유

동 해석 코드인 PHEONICS 및 CFX-4를 주로 사용하였다.

PHOENICS 코드로 구성한 비정상 상태 해석 모델의 검증은 CREARE사에서 수행한 1/2 Scale 실험 결과와 비교하였다.

열성층화가 고려되는 경우 원자로 압력 용기 내벽면 부근의 유체 온도는 RETRAN에 의해 계산된 체적 평균 온도에 비해 40-120F까지 낮게 평가되었으며, 특히 열성층화에 의한 영향은 SGTR 형태의 사건 추이에서 가장 크게 평가되었다 (그림 5).

한편 부분 유로에서만 열성층이 발생하는 주증기관 파단 사고에 대한 사건 추이는 반대측 유로의 유량이 많아 열성층 발생에 따른 하향 유로의 저온 영역이 와해되므로 계통 해석 결과를 적용하여도 무방할 것으로 판단되었다.



〈그림 6〉 고리 1호기 원자로 압력 용기의 가압 열충격에 의한 관통 균열 발생 확률

4. 확률론적 파괴 역학 해석

가압 열충격 사건 추이에 의한 원자로 압력 용기 조건부 파손 확률을 구하기 위해 확률론적 파괴 역학 (PFM) 해석을 수행하였다. 복잡한 확률론적 파괴 역학 해석을 수행하기 위해 다양한 전산 코드들이 사용되고 된 바 있다. 1980년대에 미국에서는 VISA-II · OCA-P · FAVOR 등과 같은 확률론적 파괴 역학 해석 코드들이 개발되어 사용된 적이 있어 본 연구에서도 이들 코드의 사용을 검토하였다. 이들 전산 코드들은 기본적으로는 유사한 해석 방법을 사용하고 있으나 몇몇 세밀한 부분에서 차이가 있어 해석 결과에 다소 차이를 보인다.

본 연구에서는 이러한 해석 코드들간의 차이가 최종적인 해석 결과에 미치는 영향을 파악하기 위해 각

코드의 해석 방법론을 비교하고 장단점을 파악하였다. 이어서 여러 가지 가압 열충격 조건에 대한 비교 해석 결과 VISA-II 코드가 FAVOR 코드에 비해 매우 보수적인 결과를 제시하는 곳으로 평가되었으며 본 해석에서는 두 코드 모두를 사용하여 독립적인 해석을 각각 수행하였다.

확률론적 파괴 해석 수행을 통해 원자로 압력 용기의 균열 건전성 평가 기술을 확보하였으며, 이를 활용해 자체적인 전산 코드인 KAPTS를 개발하였으며 이 코드는 활용성 및 정확성을 더욱 향상시킨 VINTIN 코드로 재차 개선되었다.

5. 종합 파손 확률 계산

최종적으로 분석 대상이 되는 사건 추이에 대한 발생 빈도와 조건부

파손 확률을 곱하여 구한 초기 사건별 원자로 압력 용기의 파손 확률을 구하여 〈그림 6〉에 나타내었다.

초기 사건별로는 고온 열충격 증기발생기 세관 파단 사고와 소형 냉각재 상실 사고에 의한 압력 용기 파손 빈도가 전체의 약 90% 정도를 차지하여 영향이 가장 큰 것으로 평가되었다.

VISA-II를 사용한 해석 결과 32EPFY에서 고리 1호기 원자로 압력 용기의 종합 파손 빈도는 $4.70 \times 10^{-7} / Rx-yr$ 로 규제 지침서에서 요구하는 $5 \times 10^{-6} / Rx-yr$ 이하였다. FAVOR 코드를 사용한 확률론적 파괴 역학 해석을 적용하는 경우 VISA-II 코드를 사용한 경우에 비해 종합 파손 빈도가 약 1/17 정도로 평가되어 VISA-II 코드의 보수성을 확인하였다.

〈그림 6〉에서 보는 바와 같이 고리 1호기 원자로 압력 용기는 비록 가압 열충격 기준 온도를 초과하더라도 RG 1.154에 제시된 정량적인 평가 기준인 $5 \times 10^{-6} / Rx-yr$ 를 초과하지 않으므로 건전성을 유지하는 것으로 판명되었다. 또한 연장 운전을 고려하더라도 충분한 안전 여유를 가지고 있음도 확인하였다.

가압 열충격 평가 결과 요약

고리 1호기 원자로 압력 용기의 가압 열충격 기준 온도(RTPTS)는



운전 연수 약 34년에 가압 열충격 심사 기준 온도를 초과할 것으로 예측되어 발전소별 가압 열충격 상세 평가를 통해 수명 기간 및 연장 운전 기간 동안 원자로 압력 용기의 건전성을 입증할 필요성이 제기되었다. 이에 따라 USNRC의 Reg. Guide 1.154의 방법론을 준용하여 평가를 수행하였다.

발전소별 가압 열충격 상세 평가를 위해 가압 열충격 초기 사건 선정, 초기 사건별 사건 수목 구성, 사건 추이 정량화 및 해석 대상 사건 추이 선정, 열수력 계통 해석, 혼합 유동 해석, 확률론적 파괴 역학 해석, 종합 파손 빈도 계산을 수행하였다.

평가 결과 고리 1호기의 경우 보수적인 해석 결과를 적용하더라도 운전연수 40년 및 60년에 가압 열충격에 의한 원자로 압력 용기의 파손 빈도가 각각 $4.70 \times 10^7 / \text{Rx-yr}$ 와 $1.58 \times 10^6 / \text{Rx-yr}$ 로 허용 기준인 $5.0 \times 10^6 / \text{Rx-yr}$ 이하를 유지하여 가압 열충격에 대한 건전성을 유지하는 것으로 평가되었다.

기술적인 성과 및 향후 계획

1. 원자로 압력 용기 건전성 평가 기술의 통합

가압 열충격 평가를 위해 가압 열충격 초기 사건 선정 및 사건 추이 구성 (확률론적 안전성 분석 기술),

열수력 해석 및 열유동 해석 (안전 분석 및 유동 해석 기술), 확률론적 파괴 역학 해석 (파괴 역학 및 재료 특성 분석 기술) 등과 같이 다양한 분야의 전문가들의 참여 하였다.

이러한 다양한 전문 분야 종사자들이 각자의 전문 분야의 지식과 경험을 최대한 활용하면서 타분야의 연구내용을 이해하여 공통의 목적을 향해 서로 협조하여 원자로 압력 용기 건전성 평가에 필요한 기술을 통합적으로 활용한 성공적인 사례가 되었다.

2. 유동 혼합 해석 기술 확보

유동 혼합 해석을 통해 3-차원 CFD 코드인 PHEONICS를 사용한 해석 기술을 확보하였다. 확보된 유동 혼합 해석 기술은 배관열충격 해석 등과 같이 정확한 유동 평가가 필요한 분야에 지속적으로 활용되고 있다.

3. 확률론적 파괴 역학 해석 기술

기존의 확률론적 파괴 역학 코드들을 비교 분석한 결과 파악된 장단점을 반영하여 개선된 확률론적 파괴 역학 해석 코드인 KAPTS 및 VINTIN을 자체적으로 개발하는 등 원자로 압력 용기 건전성 평가를 위한 파괴 역학 해석 기술을 확보하였다. 확보된 확률론적 파괴 역학 해석 기술을 운전 제한 곡선 작성 및 균열 건전성 평가 등의 영역으로

확대 적용할 수 있는 바탕을 마련하였다.

4. 향후 계획

가압 열충격 상세 평가를 통해 현 인허가 기간 및 연장 운전 기간 동안에 대해서도 고리 1호기 원자로 압력 용기의 가압 열충격 건전성이 확보됨에 따라 수명 연장의 커다란 장애가 제거되었다. 또한 막대한 비용이 소요되는 회복 열처리가 필요 없게 되어 경제적인 면에서도 크게 기여하였다.

원자로 압력 용기의 가압 열충격 평가 결과는 고리 1호기 연장 운전을 위한 상세 수명 평가 및 노화 관리 방안 수립을 위한 「원전 수명 관리 연구(II)」 및 「고리 1호기 주기적 안전성 평가」 과제에도 반영되어 원자로 압력 용기의 건전성 확보를 위한 방안을 수립하고 있다.

원자로 압력 용기의 건전성 확보 방안에는 최신 파괴 역학 기법을 이용한 초기 무연성 천이 기준 온도 재평가, 원자로 외부 공동 증성자 조사량 측정 장치 개발, 운전 제한 곡선 재평가 등 고리 1호기 원자로 압력 용기의 건전성을 확보 및 유지하기 위한 원자력 유관 기관들의 노력이 총망라되어 있다. 이러한 연구 개발 결과 및 건전성 확보 방안들을 후속 호기 수명 관리 및 주기적 안전성 평가에 적용하면서 지속적으로 발전시켜 나갈 예정이다. ☞