

KSNP+ 원자로덮개 5.5m 수직 낙하 시 원자로내부구조물 건전성 평가

남궁 인[†] · 정 승하* · 이 대희* · 최택상*

Evaluation of Reactor Internals Integrity due to 5.5m Concentric Free Fall of KSNP+ Reactor Vessel Closure Head

Ihn Namgung, Seung Ha Jeong, Dae Hee Lee and Taek Sang Choi

Key Words : Elastic-plastic analysis (탄소성 해석), Impact analysis (충격해석), KSNP+ (개량형 한국 표준형원전), Non-linear stress analysis (비선형 응력해석), RV Head drop analysis (원자로덮개 낙하해석),

Abstract

Due to the application of Integrated Head Assembly (IHA) in KSNP+ reactor design, an investigation of reactor internals integrity is carried out to assure that the adoption of IHA does not affect the safety of reactor operation. One of the postulated accident events is the R.V. closure head fall from 5.5m high directly above the reactor vessel that may occur during the refueling operation. The analysis model consists of lumped mass elements of the entire reactor vessel and internals. Because of extreme load, separate elastic-plastic analyses are done for the members that undergo plastic deformation. The analysis verified that the stresses of the reactor internals and the fuel assemblies are within the bound of allowable stress limits and the integrity of the fuel assemblies is maintained.

1. 서 론

한국표준형원전은 핵연료 교체 시 원자로덮개를 개방하기 위해 원자로용기 상부의 제어봉 냉각계통 연결 케이블 등을 해체해야 한다. 이러한 작업에 많은 시간이 소요되어 개량형 한국표준형원전에서는 원자로에 일체형상부구조물을 적용하여 설계가 진행되고 있다. 일체형상부구조물(Integrated Head Assembly)은 기존의 상부구조물보다 무게가 증가하여 핵연료교체 시 원자로 상부구조물 낙하사고에 대한 영향을 평가해야 한다⁽¹⁾. 이러한 일체형상부구조물 채택에 따른 고려사항 중의 하나는 핵연료 교체작업 시 원자로덮개를

저장대와 원자로용기 설치 위치사이의 옮기는 과정에 발생 가능한 원자로덮개의 낙하사고이다. 본 논문에서는 원자로덮개 낙하사고 발생 시, 원자로 내부에 있는 핵연료의 건전성유지를 보이기 위해 일체형상부구조물을 포함한 원자로덮개의 낙하해석을 수행하였다.

2. 해석모델

2.1 개량형 한국표준형원전 원자로내부구조물
개량형 한국표준형원전과 한국표준형원전의 원자로내부구조물은 동일하다. 여기서는 한국표준형원전을 기준으로 설명한다. 원자로용기와 원자로내부구조물을 Fig. 1에 보인다. 원자로내부구조물은 노심을 지지하고 핵연료에서 발생하는 열을 유효하게 냉각시킬 수 있도록 설계되어 있다. 그리고 지진이나 운전 중 발생 가능한 과도하중 및 사고하중에 대해 핵연료의 구조적 건전성이 유지

[†] 한국전력기술(주), 원자로설계개발단
E-mail : inamgung@kopec.co.kr
TEL : (042) 868-4141 FAX : (042) 863-4862

* 한국전력기술(주), 원자로설계개발단

되도록 되어있다.

원자로내부구조물의 하부에는 노심지지배럴(Core Support Barrel)이 있고, 노심지지배럴의 아래쪽에 핵연료를 직접 지지하는 하부지지구조물(Lower Support Structure)이 노심지지배럴에 용접되어 있다. 노심지지배럴의 내부에 노심슈라우드(Core Shroud)가 용접되고 그 안에 핵연료가 설치된다. 핵연료집합체 위에 상부안내구조물(Upper Guide Structure)이 설치된다. 상부안내구조물은 핵연료 반응도를 제어하기 위한 제어봉안내관(Control Element Assembly Shroud) 등을 포함한다. 원자로용기 내부의 내부구조물과 핵연료의 무게는 모두 원자로용기 상단 턱(Reactor Vessel Ledge)에 전달되도록 되어있다. 즉 노심지지배럴 상단플랜지가 원자로용기 상부 턱에 올려 지고 누름링(Hold-down Ring)과 상부안내구조물이 그 위에 설치된다. 그리고 그 위로 원자로덮개를 설치하도록 되어있다.

2.2 해석을 위한 가정

원자로덮개 낙하해석 모델은 원자로용기 및 내부에 설치된 핵연료와 다양한 원자로내부 구조물을 포함한다. 이것을 3차원 유한요소모델로 개발하게 되면 모델이 너무 커져서 컴퓨터의 용량과 속도 문제 등으로 해석 자체가 어렵다. 따라서 다음과 같은 보수적 가정하에 보다 단순화된 집중

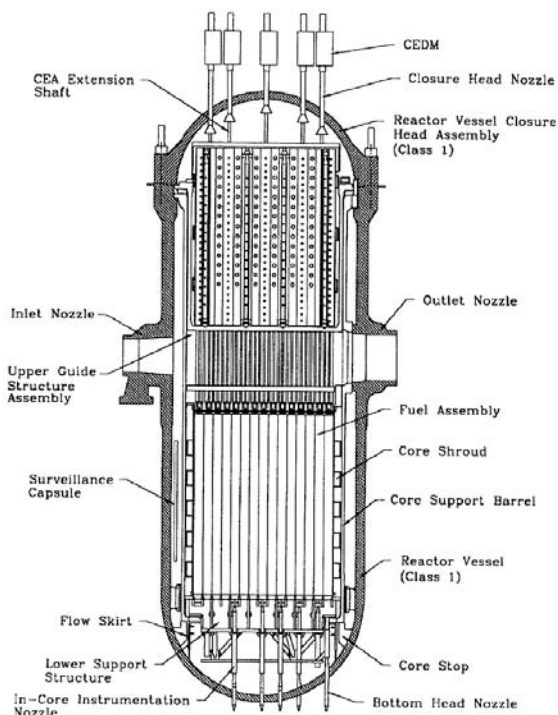


Fig. 1 Reactor and Internals Cutaway View

질량 모델을 개발하였다.

- 원자로덮개가 수직으로 낙하하고, 기울어지거나 원자로 내부구조물 중 상부안내구조물과 간섭을 일으키지 않는 것으로 가정한다.
- 원자로내부구조물 및 핵연료집합체의 재료로 사용되는 304 스테인레스 강과 지르코늄 합금은 방사선에 조사된 상태의 재료 탄소성 거동을 사용한다.
- 원자로덮개의 낙하는 공기 중 낙하로 가정하고, 원자로용기 내외부의 차폐 및 냉각을 위한 냉각수의 영향은 무시한다.
- 핵연료집합체의 핵연료봉 체결을 위해 사용되는 스페이서그리드(Spacer Grid)와 핵연료봉 사이의 마찰을 무시한다.
- 구조물에 2% 임계감쇠비를 사용한다.⁽²⁾
- 원자로덮개를 강체로 가정한다.

2.3 해석 절차

원자로덮개의 낙하해석은 몇 가지의 내부전용해석코드(in-house analysis code)와 상용 유한요소해석 코드인 ANSYS/7.0⁽³⁾을 사용하여 수행하였다. 앞 절에서 기술한 바와 같이 문제의 복잡성과 상용코드의 제한성으로 인해 상용코드와 내부전용해석코드를 혼용하였다.

원자로덮개의 낙하 전에 원자로 내부구조물에는 자체무게로 인하여 정적인 처짐이 있다. 따라서 초기변위를 구하기 위해 정적해석을 수행해야 한다. 원자로내부 구조물이 물에 잠겨있으므로, 각 요소의 자체무게하중을 정확히 입력하기 위해 각 요소의 수중무게를 적용하였다.

시스템에 작용하는 감쇠계수는 모드감쇠를 적용하였다. 따라서 시스템의 모드해석을 통해 Rayleigh 감쇠계수(질량감쇠계수 및 구조감쇠계수)를 구하였다.

동적해석을 위한 내부전용코드는 시스템의 운동방정식을 Runge-Kutta 직접적분법을 적용하여 해를 구하도록 되어있다. 여기서는 원자로덮개 낙하 시 충돌속도를 초기조건으로 하여 시스템의 시간 이력 응답을 구하였다. 적분시간 간격의 범위는 해석코드에서 자동 설정되도록 하였는데, 해석결과 $1.8129 \times 10^{-6} \sim 1.8129 \times 10^{-7}$ 로 나타났다.

2.4 집중질량

앞의 2.2 절에서 기술한 해석을 위한 가정을 바탕으로 원자로덮개의 낙하해석을 위한 집중질량 모델을 Fig. 2에 보인다. 여기서는 앞에서의 가정에서와 같이 물의 영향을 무시하고, 각 요소의 건조중량을 집중질량으로 사용하였다. 그리고 각 질량요소의 수중무게를 수직하중으로 작용하도록

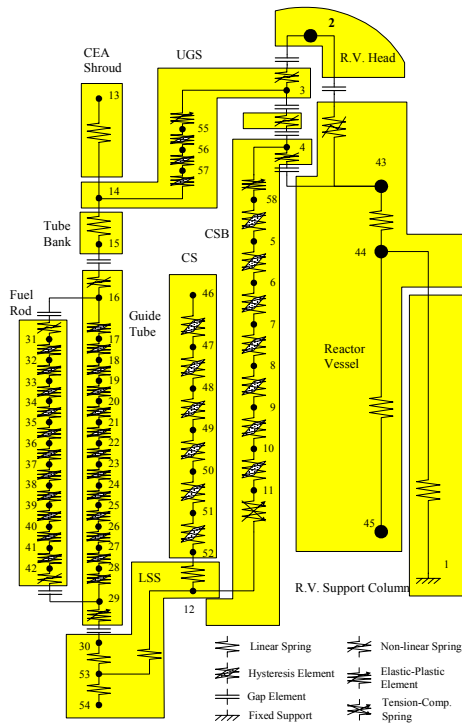


Fig. 2 R.V. head drop analysis lumped mass model

하였다. 이것은 원자로내부구조물이 냉각수에 잠겨있기 때문에 실제 중력에 의해 작용하는 수직 하중은 수중무게이기 때문이다.

2.5 선형 요소 강성

원자로용기와 덮개는 탄소강, 원자로내부구조물은 304 스테인레스강 그리고 핵연료관련 부품은 지르코늄 합금재질로 이루어져 있다. 이 부품은 핵연료교환이 이루어지는 약 38°C에서의 재질특성이 해석에 사용되었다.

선형요소는 하중이 비교적 작게 미치거나 응력이 선형강성 범위내에 있는 요소에 적용되었다. 이러한 부품은 제어봉슈라우드 (CEA Shroud), 튜브뱅크 (Tube Bank), 하부지지구조물 (LSS) 및 원자로용기 및 원자로지지구조물 등이다. 튜브뱅크와 하부지지구조물의 선형강성은 별도의 유한요소 해석 결과를 이용하여 구하였고, 나머지 요소는 수직하중에 대한 단면이 비교적 단순하므로 재료의 물성치와 하중 단면을 고려하여 선형강성을 구하였다. 이렇게 구한 각 요소의 선형강성이 정적해석 및 고유진동수 해석에 사용되었다. 즉 정적해석 모델과 고유진동수 해석 모델은 Fig.2 와 같고 각요소의 강성 만 선형 강성을 사용하였다.

2.6 비선형 요소 강성

원자로덮개의 자유낙하 시 충격하중은 원자로내부구조물에 탄성영역을 벗어나는 변형을 초래할 것으로 예상된다. 따라서 상부안내구조물의 원통

부, 노심지지배럴의 원통부, 노심슈라우드 (Core Shroud), 핵연료봉 (Fuel Rod) 및 제어봉안내관 (Guide Tube)에 해당하는 요소는 쌍일차소성 (bilinear plasticity) 거동을 적용하였다.

원자로덮개와 원자로용기 플랜지의 접촉부분 (2-43)은 충격 후 변형이 진행되며 기하학적 비선형성으로 인하여 접촉면적이 변하게 된다. 이러한 기하학적 비선형 요소로는 원자로덮개와 상부안내구조물 플랜지 사이의 접촉 (2-3), 노심지지배럴 플랜지와 원자로용기 플랜지의 접촉 (4-43) 및 핵연료집합체 상단 (15-16, 16-31) 및 하단 (29-30, 29-42) 및 상부안내 구조물 플랜지와 노심지지체 구조물 사이의 누름링 (3-4) 등 이다. 이러한 접촉요소는 변형이 진행됨에 따라 발생하는 기하학적 비선형성을 고려하여 요소의 비선형 강성을 적용하였다.

그리고 요소에 작용하는 응력이 커서 bilinear plasticity 를 적용할 수 없는 요소는 ANSYS 유한요소해석 코드를 사용하여 상세한 하중 변위 거동을 추출하여 사용하였다. 이렇게 탄소성 해석을 수행한 부분은 상부안내구조물 플랜지 (55-3), 노심지지배럴 상부 플랜지 (58-4) 및 핵연료집합체 하단고정체 (30-29) 등이다.

상부안내구조물 플랜지에 대한 탄소성 해석 축대칭 모델과 해석결과 얻은 하중변위곡선을 Fig. 3 에 보인다. 상부안내구조물은 인장과 압축 시 경계조건, 즉 변위가 고정되는 절점이 다르다. 인장 시에는 누름링에 의해 지지되고, 압축 시에는

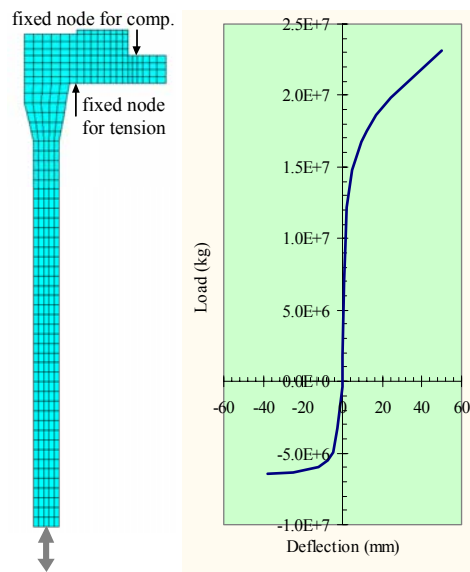


Fig. 3 UGS upper flange elastic-plastic analysis axis-symmetric model and load-deflection curve

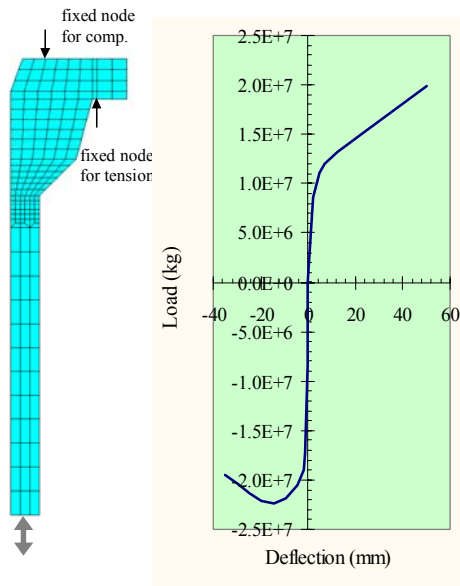


Fig. 4 CSB upper flange elastic-plastic analysis axisymmetric model and load-deflection curve

원자로용기 덮개에 의해 지지된다. 따라서 인장과 압축에 대해 별도의 해석을 수행하여 하중 변위 곡선을 구해야 한다. 이와 유사한 방법으로 노심지지배럴 상부 플랜지에 대한 탄소성 해석을 통한 하중변위곡선을 구하였다. 노심지지배럴 상부 플랜지에 대한 탄소성 해석 축대칭 모델과 하중변위곡선을 Fig. 4에 보인다.

핵연료집합체 하단고정체는 모양이 복잡하여 3차원 유한요소 모델을 개발하여 상세한 하중변위 거동을 구하였다. 핵연료집합체는 노심에 177개가 설치된다. 따라서 핵연료집합체 간의 접촉을 고려하여 모델링을 해야 한다. 핵연료집합체의 하단고정체 1/4 부분에 대한 3차원 6면체 모델을 Fig. 5에 보인다. 그리고 이웃하는 핵연료집합체와 접촉하는 면을 모사하기 위한 접촉 요소를 Fig. 6에 보인다. 이 해석은 재료의 비선형과 접촉 비선형으로 인해 입력하중을 완만히 증가 시키며 수행해야 수렴되는 해를 얻을 수 있다. 핵연료집합체 하단고정체는 압축 하중만 받을 수 있고, 탄소성 해석 결과 얻은 하중변위 곡선을 Fig. 7에 보인다.

3. 해석

3.1 개요

원자로덮개가 5.5m 높이에서 자유낙하하면, 약 10.4m/sec의 속도로 원자로용기 상단과 충돌하게 된다. 원자로덮개가 제거된 상태에서는 상부 안내구조물은 핵연료집합체 누름스프링 (hold-down spring)의 힘에 의해 원자로용기 상단 설치

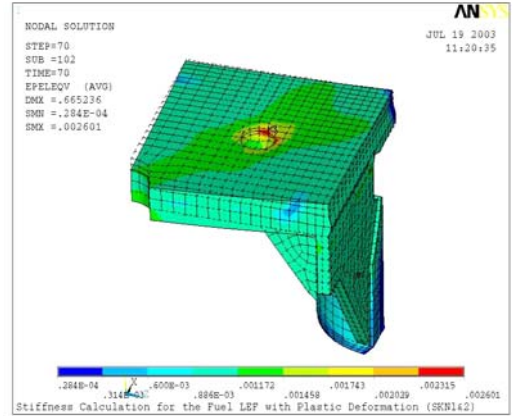


Fig. 5 Fuel Assembly LEF 1/4 section 3D Model

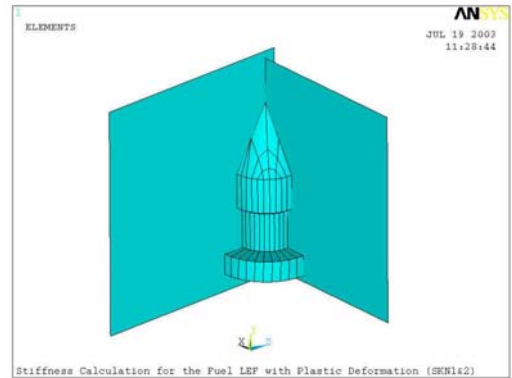


Fig. 6 Contact element representing neighboring Fuel Assembly LEF

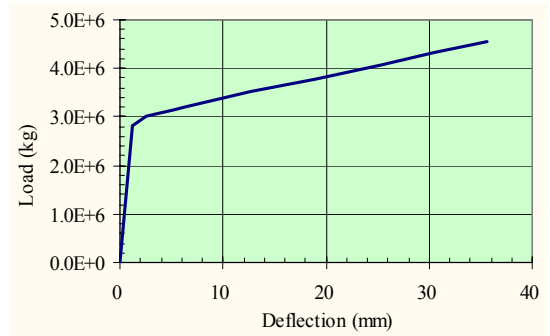


Fig. 7 Fuel LEF load deflection curve

위치로부터 약 30.5mm 정도 들어올려 진다. 따라서 원자로덮개는 상부안내구조물과 먼저 충돌하고, 상부안내구조물은 핵연료집합체를 향해 아래 방향으로 하중을 전달한다. 그리고 상부안내구조물 플랜지와 노심지지배럴 사이의 누름링에 수직 하중을 전달한다. 계속해서 누름링은 노심지지배럴에 하중을 전달한다. 핵연료집합체 역시 아래방향을 하중을 전달한다. 아래로 향하는 원자로덮개의 운동에너지는 각 요소의 탄성에너지와 소성변형에너지로 변환되거나 소모된다. 그리고 시스템에 저장된 탄성에

너지로 인하여 각각의 요소는 충돌과 반대 방향으로 반발하게 된다. 이러한 운동에너지는 시스템의 마찰에너지와 소성변형에너지로 소모되어 결국 움직임은 정지하게 된다. 본 해석에서는 시스템의 응답을 정확히 관찰하기 위해 약 2초간의 시간이력 응답을 구하였고, 각 요소에 작용하는 최대 하중을 구하였다.

3.2 시스템에 작용하는 감쇠계수 결정

동적해석에 사용된 해석코드는 Rayleigh 감쇠계수를 사용한다. 감쇠계수가 고유진동수에 비례하는 임계감쇠비 (ζ_i)는 다음과 같이 정의된다.⁽⁴⁾

$$2\zeta_i\omega_i = \alpha + \beta\omega_i^2 \quad (1)$$

이 식에서 α 와 β 감쇠계수를 다음과 같이 구할 수 있고, 각각 질량감쇠계수 (mass damping coefficient) 및 구조감쇠계수(structural damping coefficient)로 정의된다.

$$\alpha = 2\zeta \frac{\omega_i\omega_j}{\omega_i + \omega_j} \quad (2)$$

$$\beta = \frac{2\zeta}{\omega_i + \omega_j} \quad (3)$$

여기서 ω_i 와 ω_j 는 i 및 j 번째 고유진동수 (rad/sec)이고, ζ 는 임계감쇠비이다. 본 해석에서는 사용된 내부전용구조해석코드는 임계감쇠비는 식 (1)의 변형된 형태를 사용하였고, 임계감쇠비는 2%를 사용하였다.

3.3 주요 요소의 변위 시간이력

원자로덮개와 충돌하는 상부안내구조물 플랜지 절점, 노심지지배럴 플랜지 절점, 누름링 절점 및 원자로용기 상부 절점에 대한 1초간의 변위 시간이력을 Fig. 8에 보인다.

튜브뱅크와 핵연료집합체 상부 절점, 핵연료봉 상부 절점 및 튜브뱅크 하단 절점에 대한 1초간의 변위 시간이력을 Fig. 9에 보인다.

핵연료집합체 하단 절점, 핵연료봉 하단 절점 및 하부지지구조물 절점에 대한 1초간의 변위 시간이력을 Fig. 10에 보인다.

원자로내부구조물은 몇 개의 분리된 구조물로 되어있다. 즉 원자로용기, 원자로덮개, 상부안내구조물, 핵연료집합체 및 노심지지배럴로 크게 나눌 수 있다. 이렇게 몇 개로 분리된 시스템에 대한 낙하해석의 응답은, 각 구조물의 충격과 반발 주기에 영향을 많이 받는다.

원자로용기는 원자로지지구조물에 고정되어 있어서 낙하 충격 후 원자로지지구조물의 고유진

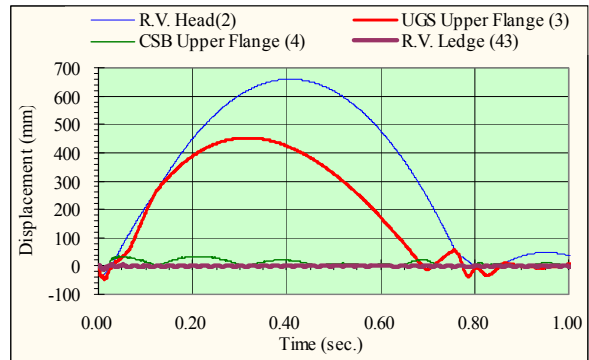


Fig. 8 Impact displacement time histories for R.V. head, UGS, CSB and reactor vessel (1.0 sec)

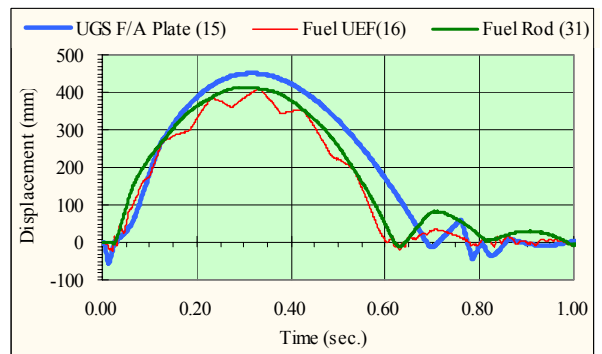


Fig. 9 impact displacement time histories for Fuel A/P, fuel UEF and fuel rod (1.0 sec)

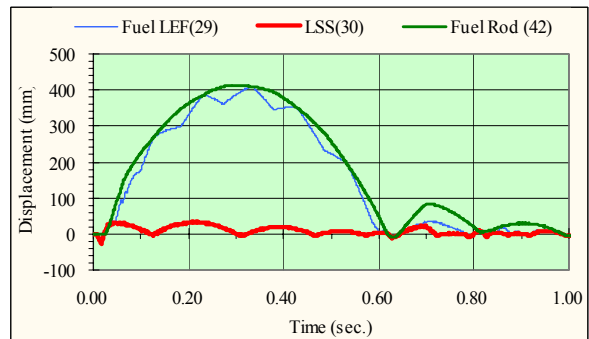


Fig. 10 Impact displacement time history for LSS, fuel rod and fuel LEF (1.0 sec)

동수로 진동하게 된다. 원자로덮개 (절점 2), 상부안내구조물 (절점 3, 15) 및 핵연료집합체 (절점 16, 29, 31)는 1차 충격 후 반발하여 높이 튀어 오른다 (Figs 8, 9 및 10 참조). 이것은 핵연료집합체의 누름스프링과 누름링의 변형이 회복되며 각각의 구조물이 반발하여 튀어 오르는 것이다.

자체의 축방향 변형만 일어나는 노심지지 구조물 (절점 4, 30)은 변형에 따른 탄성에너지가 작아서 튀어오르는 높이가 낮아 (Figs 8과 10 참조) 충격과 반발의 주기가 짧다. 이 경우 핵연료집합체가 하강하고 노심지지배럴은 원자로용

기에 반발하여 상승하는 순간 서로 마주 보는 충돌이 일어나게 된다.

핵연료집합체는 자체에 누름스프링이 있어서, 충격에 따른 변위의 양상이 복잡하다 (Fig. 9 및 10 참조). 즉 충돌 시 핵연료봉의 상/하단 절점 (31, 42)은 핵연료집합체 상/하단지지체와의 간극 영향으로 완만한 변위 곡선을 그린다. Fig. 9 와 10의 절점 31 과 42의 변위 곡선이 핵연료봉의 움직임을 나타낸다. 반면 핵연료집합체의 상/하단 지지체 절점 (16, 29)은 핵연료집합체 누름스프링의 영향으로 충돌 후 반발하여 튀어 오를 때 상부안내구조물과 충돌하며 작은 반발과 충돌이 발생하는 복잡한 운동을 하게 된다. Fig.9 와 Fig.10의 절점 16 과 29의 변위 곡선이 핵연료집합체 상/하단지지체의 움직임을 나타낸다.

3.4 주요부품의 최대하중과 일차인장/압축응력
원자로덮개 낙하해석 결과 중 핵연료봉, 핵연료 집합체 안내관 (Guide Tube), 노심지지배럴, 상부 안내구조물 및 노심슈라우드에 작용하는 최대인장하중과 압축하중 및 그에 대응하는 일차응력을 Table 1 과 2 에 정리하였다. Table 1 과 2 로부터 핵연료집합체 안내관의 응력이 사고조건 (Level D Condition)으로 규정된 응력허용치에 가장 근접해 있음을 알 수 있다. 그러나 규정된 응력한도 내에 있으므로 핵연료집합체의 구조적 건전성을 유지하는 것으로 판단 할 수 있다.

핵연료봉과 안내관은 원자로덮개의 낙하 충돌 시 가장 큰 압축응력을 받고, 2 차 충격 시 최대인장응력을 받는다. 나머지 주요 구조물은 첫 충격 시 최대인장응력이 발생하고, 이후 바로 최대압축응력이 발생한다.

상부안내구조물, 노심지지배럴과 노심슈라우드에서 이런 현상이 보이는 것은 첫 충격 시 압력파가 반대편으로 전달되면서 그 힘에 의해 반대편에서 최대 인장응력이 발생하는 것으로 설명할 수 있다. 그리고 이 압력파가 되돌아와서 계속되는 원자로덮개의 낙하압축 하중과 만나는 순간 최대압축 응력을 보인다.

4. 결론

개량형 한국표준형 원전의 원자로덮개 자유낙하 충격해석의 주 목적은 핵연료가 건전성을 유지하는지 평가하는데 있다. 즉 핵연료가 파손되어 냉각 불가능한 상태로 변형되어 노심용융 사건으로 발전하지 않음을 보여야 한다. 그래서 핵연료집합체 및 핵연료를 지지하는 원자로 내부

구조물에 작용하는 응력이 규정치 이하 임을 보이기 위하여 원자로덮개 낙하사고해석을 수행하였고 다음과 같은 결론을 얻었다.

- 1) 원자로덮개 낙하사고해석을 위한 단순 집중질량 모델을 개발하였다.
- 2) 기하학적 비선형성과 재질 비선형성을 고려한 원자로덮개 낙하사고해석 절차를 개발하였다.
- 3) 원자로덮개 낙하사고 시 원자로내부구조물과 핵연료집합체의 건전성이 유지됨을 확인하였다.

Table 1. Summary of maximum tensile load and primary membrane stresses

Comp.	Material	Time (sec)	Max. tensile load (kg)	Primary membrane stress (kg/mm ²)	Level D stress limit ⁽⁵⁾ , (kg/mm ²)
Fuel rod	Zircaloy	0.8834	8.764E+6	11.60	67.75
Guide tubes	Zircaloy	0.8154	4.494E+6	66.63	67.75
CSB	304 SS	0.0191	1.574E+7	21.08	36.78
UGS	304 SS	0.0153	1.719E+7	21.10	36.78
CS	304 SS	0.0254	9.666E+6	21.05	36.78

Table 2. Summary of maximum compressive load and primary membrane stresses

Comp.	Material	Time (sec)	Max. comp. load (kg)	Primary membrane stress (kg/mm ²)	Level D stress limit ⁽⁵⁾ , (kg/mm ²)
Fuel rod	Zircaloy	0.0326	-3.289E+7	-43.53	67.75
Guide tubes	Zircaloy	0.0224	-4.398E+6	-65.21	67.75
CSB	304 SS	0.0300	-1.806E+7	-21.06	36.78
UGS	304 SS	0.0786	-1.527E+7	-18.74	36.78
CS	304 SS	0.0376	-9.668E+6	-21.06	36.78

참고문헌

- (1) USNRC NUREG-0612, "Control of Heavy Loads at Nuclear Power Plants", August, 1980.
- (2) USNRC Regulatory Guide 1.61, "Damping Values for Seismic Design of Nuclear Power Plants", October 1973.
- (3) ANSYS/7.0 finite element analysis software, SAS Inc., 2002.
- (4) Y.K. Cheung and A.Y.T. Leung, "Finite Element Methods in Dynamics", Kluwer Academic Publishers, 1991
- (5) ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section III, Division I, Appendix F, Rule F-1341.2, 1998