

가압경수형 발전소 자립형 고밀도 핵연료 저장랙의 지진해석 방법에 대한 검토

Review of Seismic Analysis Method for Free Standing High Density Spent Fuel Racks of PWR Plant

신 태명*
Shin, Tae-Myung

김 범식**
Kim, Bcom-Shig

손 갑현***
Sohn, Gap-Heon

ABSTRACT

The paper provides a review of the analysis methods currently being used to perform seismic analysis of free standing high density spent fuel storage racks for PWR. On the basis of the analysis techniques obtained by KAERI from the design experience of Yonggwang unit 3&4 and Ulchin unit 3&4, the analysis procedure and modeling methods are discussed. The analysis of free standing fuel racks requires consideration of complex phenomena such as hydrodynamic coupling, impact through gap between fuel assembly and poison box and racks, frictional effect, rigid body sliding and tipping and etc. The present modeling of these factors is reviewed in comparison with the recommendation of regulatory group. Further improvement of analysis method and the current issues for the development are discussed.

1. 서론

사용후 핵연료 저장랙은 원자력 발전소에서 운전에 따라 발생하는 사용후 핵연료를 일정기간 또는 영구적으로 안전하게 저장하기 위한 수중 구조물로서 그 기능상 저장된 핵연료 사이에 일정간격을 유지하여야 하고 냉각이 용이해야 하며 지진에도 잘 견디어야 한다. 본 논문에서 대상으로 하는 가압경수형 발전소의 경우 그 형상은 대체로 격자형 또는 벌집모양을 하고 있다. 원래 발전소 내에서는 사용후 핵연료의 임시저장이 목적이었으므로 그 저장요구량이 적어서(약 4/3 노심핵연료량) 저장랙의 피치(저장셀 중심간의 거리) 간격이 넓었고(약 13인치 이상, 참고로 울진3,4호기는 약 9.8인치) 저장조 바닥에 볼트로 고정시키거나 저장조 벽에 완충용 지지구조물을 연결하여 설치하였었다. 그러나 70년말 경에 세계적으로 재처리 금지 조항이 발표되면서 각 발전소들은 소내에 있는 사용후 핵연료 저장조에 더 많은 핵연료를 저장하는 방안을 강구하기 시작하게 되었다. 그중에서 가장 간단하고 효율적인 방법은 과거의 바닥 고정식 저장랙을 해체하여 제거하고 피치간격이 좀더 촘촘하게 설계된 고밀도 저장랙을 저장조 바닥에 구속없이 얹어 놓는 것이었다. 이렇게 하여 설계되기 시작한 자립형(free standing) 고밀도 사용후 핵연료 저장랙이 요즈음은 그 지진절연 효과로 인해 오히려 국내외 대부분의 경수로 발전소에서 표준 설계가 되어 사용하고 있다

그러나 자립형 저장랙은 이전에 사용하던 바닥고정식 저장랙과 비교해 볼 때 구조해석상의 복잡성이 배가되었다. 즉, 바닥 고정식 저장랙의 지진해석에서는 주로 선형해석(주파수응답해석)만으로도 가능하였으나 자립형랙에서는 이것만으로는 곤란하다는 점이다. 이것은 지진시에 각 단위랙(셀이라 부름)에 저장된 핵연료와 셀 벽과의 간격에서의 충돌, 저장조 바닥과의 미끄러

* 원자력연구소 선임연구원

** 원자력연구소 선임연구원 *** 원자력연구소 책임연구원

짐, 그리고 기울어짐 등에 의한 비선형 거동 효과가 상대적으로 무시할 수 없는 정도로 크게 나타나기 때문이다.

참고로 표 1은 국내 기술자립설계의 모체인 ABB-CE사에서 과거 설계하였던 여러가지 저장랙에 부지별 지진값(A,B,C,D로 표현)에 대한 선형해석(주파수응답해석)과 비선형해석(시간이력해석) 결과간의 차이를 보여주는 자료로서 자립형 저장랙의 지진해석을 위해 선형해석으로 수행할 경우에 나타날수 있는 부정확성과 비보수성을 정량적으로 비교해 주고 있다. 이러한 이유 때문에 현재 세계적으로도 자립형 저장랙의 설계시에는 비선형해석을 대부분 채택하고 있다. 이제 문제는 지진시에 저장랙의 지진거동을 가능한 정확히 표현할 수 있는 모델의 구현과 이를 입증하는 일이라 하겠다. 본문에서는 이미 국산화된 기술을 토대로 하여 외국 타사 방법들과의 비교검토를 통하여 효율적인 모델방법 및 이 때 고려해야 하는 물리량들에 대해 좀더 자세히 살펴보기로 한다.

표 1. 사용후 핵연료저장랙의 선형 및 비선형 해석간의 결과 비교[1]

Site	Rack Type	Design Description	Normalized Reaction Load per Cell		Ratio (1)/(2)
			Time History Analysis(1)	Freq. Response Analysis (2)	
A	HI-CAP	original	3.00	1.00	3.00
B		original	2.73	2.56	1.07
C		original	17.08	8.74	1.95
B	HI-CAP	original	3.00	1.00	3.00
		110% fuel stiffness	2.83	1.00	2.83
		1/4 gap(fuel/rack)	2.08	1.00	2.08
D	Super HI-CAP	1/0 impact spring	4.27	1.00	4.27
		original	9.26	4.06	2.28
		gap(box/rack) variation I	11.83	4.06	2.91
		gap(box/rack) variation II	6.85	4.06	1.69
		different hydrodynamic effect & gap (box/rack) hydro(0.8 fuel gap) impact spring (0.25 box)	7.93	4.06	1.95

2. 본 문

2.1 저장랙의 구조적 특징

저장랙 및 그 모듈의 설계는 저장될 핵연료의 크기, 농축도, 총 노심 핵연료수, 1회 재장전 최대량, 총 저장요구량, 그리고 저장조 형상 등에 의해 영향을 받게된다. 그림 1은 영광 및 울진 3,4호기 설계에 사용된 10 x 12형 랙모듈의 전형적인 형상을 보여주고 있다. 저장조 크기에 따라 랙모듈은 공간 이용을 최적화하기 위하여 조금씩 다른 크기로 설계될 수 있는데 울진 3,4 호기의 경우 9개의 똑같은 크기의 모듈(10 x 12형)로 결정되어 운반 및 시공상의 장점까지 가지게 되었다. 그 구조를 살펴보면 약 3mm두께의 스텐레스강판을 굽혀서 핵연료 크기의 사각기둥 형상으로 만든 단위셀들을 하나씩 대각선 방향에 붙여서 상하 약 1 m 정도씩 용접하여 제작한다. 핵연료의 삽입 및 인출이 용이하도록 각 셀벽과 핵연료 사이에는 일정한 간극이 있으며 용량증대의 필요시 이 사이에 중성자 흡수체(상자모양)가 삽입된다. 하단부에는 핵연료 지지판이 끼워져 고정되고 그 아래로 반달형의 냉각유로를 설계하였다. 바닥에는 바깥쪽 셀을 따라 보강판을 대고 네 모퉁이 셀부분에 다시 바닥지지판을 부착하였다. 저장랙의 피치는 사용되는 경수로 핵연료의 크기(약 8.2인치) 및 농축도에 의한 임계도 요건을 감안하여 약 9인치에서 10.5인치 범위(울진3,4호기는 약 9.8인치)로 설계되고 있다. 모듈 크기의 종류는 가능한 적은 것이 구조해석의 효율상 유리한데, 몇 가지 다른 형상을 갖게되는 경우에는 경험적으로 가장 큰 형상이 응력에 취약하므로 이를 대표적으로 해석하고 나머지 경우에 대해서는 간단한 거동평가(예: 전복가능성)만을 수행하는 것이 일반적이다.

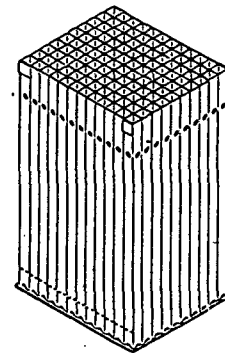


그림 1. 영광 및 울진 3,4호기 사용후 핵연료 저장랙의 형상

2.2 지진해석 과정

사용후 핵연료 저장랙의 해석방법의 이해를 돕기위해 먼저 그림 2에 보인 단순화된 상사 모델을 이용하여 물리적인 문제풀이의 과정을 예로서 설명하기로 하자. 그림에서 3개의 동심원은 밖으로부터 저장조(P), 저장랙(R) 및 핵연료(F)를 나타낸다. 그리고 핵연료와 저장랙, 저장랙과 저장조 사이에는 냉각수로 채워져 있다. 핵연료와 저장랙 사이의 연결은 두 구조물사이의 간극 및 충돌시의 강성도를 표현하고 저장랙과 저장조의 연결은 저장조에 의한 지지방식을 표현한다.

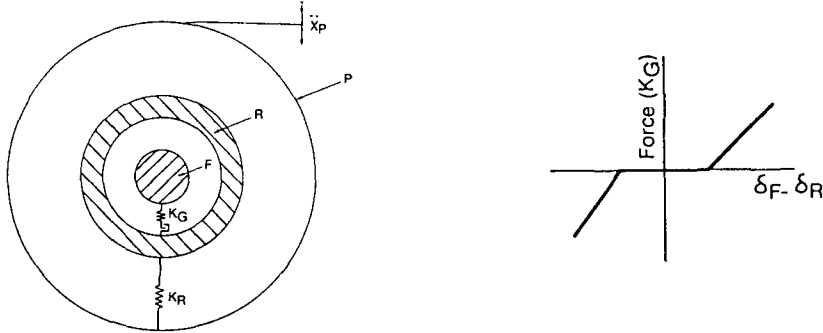


그림 2. 단순화된 사용후 핵연료저장랙의 상사모델

저장조에 작용하는 지진가속도 \ddot{X}_P 에 대하여 수력학적 효과 및 구조물 사이의 간격에 대한 저장랙 및 핵연료집합체의 운동방정식은 각각 식 (1), (2)와 같이 표현된다.

$$M_R(\ddot{X}_P + \ddot{\delta}_R) = -K_R(\delta_R) + K_G(\delta_F - \delta_R) + F_{Rout} + F_{Rin} \quad \text{-----} \quad (1)$$

$$M_F(\ddot{X}_P + \ddot{\delta}_F) = -K_G(\delta_F - \delta_R) + F_{Fout} \quad \text{-----} \quad (2)$$

여기서 유체의 수력학적 효과(F_{Rout} , F_{Rin} , F_{Fout})는 다음과 같이 표시된다.

$$\begin{aligned} F_{Rout} &= M_{RD}(\ddot{X}_P - \alpha_1 \ddot{\delta}_R) \\ F_{Rin} &= M_{RC}(-\ddot{X}_P + 2\ddot{\delta}_F - \alpha_2 \ddot{\delta}_R) \quad \text{-----} \quad (3) \\ F_{Fout} &= M_{FD}(-\ddot{X}_P + 2\ddot{\delta}_R - \alpha_2 \ddot{\delta}_F) \end{aligned}$$

식 (3)을 식 (1), (2)에 대입하면 저장랙 및 핵연료집합체의 운동방정식은 각각 다음의 식 (4), (5)로 주어진다.

$$(M_R + \alpha_1 M_{RD} + \alpha_2 M_{RC})\ddot{\delta}_R - (2\beta M_{RC})\ddot{\delta}_F + (K_R + K_G)\delta_R - K_G\delta_F = - (M_R + M_{RC} - M_{RD})\ddot{X}_P \quad \text{-----} \quad (4)$$

$$-(2\gamma M_{FD})\ddot{\delta}_R + (M_F + \alpha_2 M_{FD})\ddot{\delta}_F - K_G\delta_G + K_G\delta_R = - (M_F - M_{FD})\ddot{X}_P \quad \text{-----} \quad (5)$$

여기서,

- M_R, M_F : 저장랙 및 핵연료집합체의 질량
- M_{FD}, M_{RD} : 핵연료 및 저장랙이 차지하는 유체의 질량
- M_{RC} : 저장랙 내부의 유체의 질량
- F_{Rin}, F_{Rout} : 저장랙의 내부 및 외부경계에 작용하는 유체의 힘

δ_R, δ_F : 저장랙 및 핵연료집합체의 변위
 \ddot{X}_P : 저장조의 지진가속도
 $\alpha_1, \alpha_2, \beta, \gamma$: 수력학적 계수

저장랙의 지진해석 모델에서 각 절점에 대한 운동방정식이 위의 식 (4) 및 식 (5)와 같이 주어지면, CESHOCK 프로그램은 Runge-Kutta-Gill 방법을 이용하여 다자유도계의 운동방정식을 직접 적분함으로써 시간이력 지진해석을 수행한다.

저장랙의 지진해석 절차는 그림 3과 같이 몇가지 단계를 거친다[2]. 비선형 해석을 위한 단순화된 모델을 보다 정확하게 작성하기 위해서는 먼저 저장랙 모듈형상과 거의 유사한 유한요소모델을 작성하여 모우드해석을 수행한다. 이로부터 얻어지는 고유진동수 및 모우드형상을 이용하여 이와 동특성이 거의 유사한 집중질량 보모델을 작성한다. 여기에 실험을 통해 검증된 핵연료의 보모델과 용량증대시 삽입될 중성자 흡수체의 모델을 첨가하여 그림 4에서 보는 3열의 보모델을 먼저 작성한다. 다음으로 다음절에서 설명하는 물리량들을 적절히 모델에 첨가하여 모델을 완성한 뒤 지진시간 이력을 입력하여 해석을 수행한다. 비선형해석을 위한 동적등가 집중질량 보모델을 보다 정확히 작성하기 위해서는 저장랙의 저장셀, 바닥판, 네 모퉁이 지지판 등의 요소종류와 근사화 방법, 그리고 바닥의 경계 구속조건 등에 대하여 상세한 검토가 필요하다. 모우드해석을 위해 작성한 유한요소모델은 나중에 비선형 지진해석 결과로 얻어지는 하중을 입력으로 하여 응력해석을 수행하는 데에 다시 이용된다.

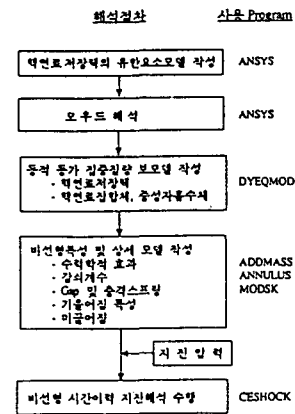


그림 3. 저장랙의 지진해석 절차 및 사용 프로그램

2.3 지진해석 모델

자립형 랙모델은 설계회사별로 그 형상이 서로 유사해 보이지만 그 지진거동의 복잡성으로 인해 해석과정, 모델 단순화를 위한 가정, 모델링 방법 및 각 물리량의 선정 등에서 적잖은 차이를 보이고 있다. 그림 4는 울진 3,4호기 설계에 사용된 전형적인 비선형 지진해석모델의 형상이다[3]. 먼저 핵연료 저장랙, 중성자 흡수체 및 핵연료 집합체와 같은 구조물들은 집중질량 보모델로 작성하며 각 구조물 사이의 수력학적효과, 감쇠계수, 충격스프링 및 마찰 등과 같은 물리적 특성을 고려한 해석 모델을 작성한다. 보모델의 경우 저장랙 셀의 설계방식에 따라 모델이 조금씩 달라진다. 셀설계의 종류로는 고밀도저장랙의 저장효율을 높이기 위해 보론(Boron)을 함유한 중성자 흡수체를 끼워넣는 방식, 셀의 벽면 사이에 Boraflex 재료를 샌드위치형태로 가공하는 방식, 그리고 보론과 스텐레스강을 합금하여 셀을 제작하는 방식 등이 있다. 일반적으로 첫번째의 경우는 3열의 보모델이 되고, 두번째와 세번째 및 중성자흡수체가 없는 경우에는 2열의 보모델이 작성된다. 그리고, 그림 4에

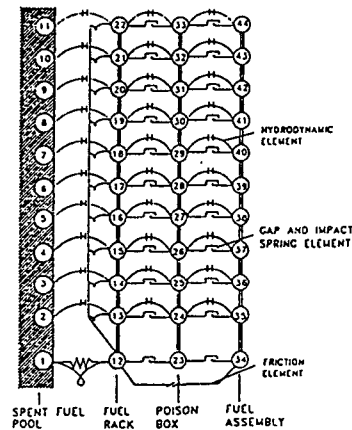


그림 4. 저장랙의 비선형 지진해석모델

주어진 갯수보다 더 적은 질량점을 택하여 모델을 단순화하려는 것이 일반적인 경향이다. 지진 시 핵연료는 저장랙의 지지판 위를 미끌어지면서 간극내에서 자유로이 거동하다가 저장랙의 셸 벽과 충돌이 일어날 수 있다. 또한, 랙모들끼리 및 저장조 벽과의 사이에도 간극이 존재한다. 이때 각 간극내에 존재하는 냉각수가 가지는 가속도에 의한 관성효과는 결과적으로 구조물의 고유진동수를 낮추는 효과를 주는데 이것은 인접한 구조물들의 접근에 의해 간극이 좁아질수록 더욱 커진다. 그리고, 핵연료와 저장랙은 각각 저장랙과 저장조 내에서 미끌어지거나 기울어지며 거동할 수 있다. 이러한 비선형 거동특성에 영향을 미치는 주요변수들에 대하여 다음 절에서 자세히 평가해 보기로 한다.

2.4 모델변수들에 대한 평가

1) 수력학적 효과

이는 유체에 의한 부가질량효과 또는 수력학적 커플링이라고도 한다. 일반적으로 구조물이 물속에 잠기는 경우 그 거동여부에 따라 수압, 부력 및 출렁임(sloshing)효과 등은 주로 정적으로 고려되고 유동유발(flow-induced)진동과 수력학적 효과 등은 주로 동적으로 고려된다.

저장조내에서 냉각수의 유동효과는 거의 무시할 만큼 적으므로 유동유발진동은 고려하지 않지만 지진 거동시 핵연료와 증성자흡수체, 흡수체와 저장랙, 그리고 저장랙과 저장조 사이의 간격에 존재하는 냉각수에 의한 수력학적 효과는 적지 않은 것으로 알려져 왔다. Fritz(1972)는 두 개의 긴 실린더 사이에서 존재하는 유체에 의한 부가질량효과를 표현하는 적절한 식을 제안하였다[7]. 이때 유체는 비압축성, 비점성, 그리고 비회전성으로 가정하였는데 유체속도 및 운동에너지를 계산하기 위하여 포텐셜 이론을 적용하였다. 그리고 구조물의 거동은 유체간극보다 더 작다는 가정으로 Lagrange의 운동식을 이용하여 내부 및 외부구조물체의 유체저항력을 계산하였고 이러한 저항력은 구조물의 가속도에 유체동적 질량의 곱으로 나타난다는 것을 밝혔다. 또, 단면이 사각형인 경우도 밀어낸 유체량이 같아지도록 실린더형으로 환원하여 계산하였을 때 실험과 큰 차이가 없음을 보였다. 따라서 일반적으로 랙과 핵연료 사이의 수력학적 효과는 이러한 방법으로 계산되는데 간극이 조금 크거나 보다 정확한 계산이 필요한 경우에는 Chen과 Chung(1978)이 개발한 일반단면형상에 대한 계산프로그램(ADDMASS)이 사용되기도 한다.

여기서 계산되는 것은 무한 실린더에 대한 가정으로 구한 값이므로 일반적으로 간단한 프로그램을 이용해 이것을 유한 길이 경계조건에 대한 값으로 수정해 주어야 한다.

2) 충격스프링

핵연료와 증성자흡수체, 증성자흡수체와 저장랙 사이의 간격에 의한 충격은 저장랙 구조물 뿐만 아니라 핵연료의 손상을 야기시킬 수도 있으므로 가능한 실제에 가까운 모델이 필요하다. 그러나 이부분의 충격강성도를 단순화된 랙모델에 정확히 표현하는 것은 쉽지 않다. 울진 3,4호기의 경우 서로 인접하는 구조물의 충돌을 가정할 때 상대적으로 약한 구조물의 강성도를 적용하였으며 스프링은 충돌 후 압축만을 받는 것으로 가정하였다. 또한 간극은 평균 간극을 적용하여 계산하였다. 설계회사별로 저장랙 충격스프링의 강성도 계산방법이 서로 조금씩 차이를 보이고 있는데 최근 이 값에 대한 지진응답의 민감도가 적지 않은 것으로 보고되고 있다[6].

3) 감쇠계수

핵연료 집합체의 감쇠비는 실험을 통하여 얻어진 값을 토대로 주요 모드드로 작용되고 있는 1차 모드에서 8%, 그리고 3차 모드에서 5%로 주어졌다. 일반적으로 핵연료는 종류에 따라 실

제가 크게 차이 나는 것은 아니나 실제 실험을 주로 수행하여 그 자료를 모델에서도 이용하고 있다.

또 저장력 및 중성자 흡수체는 용접구조물로서 원자력 규제지침서 (Regulatory Guide 1.61) [8]에서 권장하는 값 (SSE에서 4%, OBE에서 2%)을 사용하고 있다. 그리고 감쇠는 비례감쇠로 가정하여 비례감쇠계수 α, β 를 구하여 계산에 적용하였다. 최근의 연구에 의하면[5] 해석상의 보수성이 증가될 수 있는 유체의 저항력 (Drag Force)에 의한 감쇠효과도 적지 않은 것으로 보고되고 있다.

4) 마찰계수

핵연료와 저장력 사이, 그리고 저장력모듈과 저장조 바닥과의 사이에는 미끄러짐이 발생할 수 있으며 이는 수직력에 정마찰계수를 곱한 양의 마찰력보다 더 큰 관성력이 작용될 때 가능하다. 일반적으로 마찰계수는 재료, 환경, 압력, 표면상태, 온도 등 여러가지 인자들의 영향을 받을 수 있으나 주로 속도의 함수로서 실험결과 304 스테인레스강의 경우 일정속도 이상의 동마찰계수는 거의 같은 것으로 나타난다. 울진 3,4호기의 경우는 자체의 실험 (봉산수에서의 스테인레스강 마찰시험)을 참고로하여 정마찰계수는 0.55로 하여 상대속도가 6.3 cm/sec 이상이 되면 일정한 동마찰계수 0.28을 갖는 것으로 보았으며 그 사이에서는 선형적으로 변한다고 가정하였다. 이는 실험결과와 비교할 때 비교적 근접하면서 일부 속도구간에서 약간 낮은 마찰계수를 주는 효과를 주고 있다. Rabinowitz(1976)는 스테인레스강의 마찰계수에 대해 199번의 실험에서 평균값 0.53, 표준편차 0.125의 값을 얻었다[9]. 따라서 최근의 규제기관의 보고서[5]에서는 평균값에 두 배의 표준편차범위를 적절한 신뢰구간으로 하여 결국 0.2 ~ 0.8의 범위의 값을 적용할 것을 권고하고 있다.

이 경우 낮은 마찰계수는 미끄러짐 거리를 증가시키고 높은 마찰계수는 작용하중을 증가시킬 수 있으므로 보수적인 계산을 위해 상하한치를 다 고려한 최소한 두번 이상의 해석이 이루어져야 한다. 그러나 실제조건에 가까운 실험을 통해 얻어진 실험결과를 보유하면서 이에 가까운 속도-마찰계수 관계를 이용한다면 앞의 경우보다 더 정확한 결과를 기대할 수 있고 한번으로 가능할 것이다.

5) 미끄러짐 및 기울어짐 특성

앞 절에서 논의된 마찰계수의 영향과 랙모듈의 측면형상 등을 고려하여 미끄러짐 및 기울어짐 해석을 수행하여 지진시 인접한 모듈끼리의 최대 상대변위를 계산하며 여기에 약간의 설계여유를 주어 저장조내에서 저장력 모듈간의 설치간격을 결정한다. 이때 미끄러짐 변위는 기울어짐 변위와 합하여 동시에 고려되 절대값을 무작위로 조합하여 상대변위가 가장 큰 경우를 찾게 된다. 이러한 모델은 단일 모듈에 대해서만 이루어지며 각각의 조건에 대해 시간에 따른 응답을 구하게 된다. 실제로 이렇게 하면 랙모듈간의 수력학적 효과가 지배적이지 않는 한 서로 병진운동을 하거나 반대방향으로 거동하는 경우 모두에 대해 비교적 보수적인 결과를 얻을 수 있다. 그러나, 이 때 둘 이상의 랙모듈을 동시에 고려한다면 좀더 정확한 결과를 얻을 수 있을 것이다. 일반적으로 핵연료가 저장된 상태에 따라 기울어짐이 달라지므로 울진 3,4호기 해석시에는 핵연료 저장 상태를 몇 가지로 나누었고 모멘트와 기울어짐 조건도 각각 다르게 가정하여 입력하였다. 다음으로는 기울어짐이 일어난 후 복원시 바닥과의 충돌에 의한 하중의 최대치를 예측하기 위해 미끄러짐이 전혀 일어나지 않는다는 조건하에서의 최대 기울어짐각을 계산한다. 계산된 최대 기울어짐각을 이용하여 에너지 보존법칙에 따라 충돌시 최대속도를 구하고 충격하중을 계산한다. 최대 기울어짐각에 의한 바닥과의 충격하중 계산은 그 가정이 다소 보수적이므로 때로 기울어짐각에 의해 계산된 충격하중이 지나치게 커서 랙의 허용응력을 넘는 경우, 기울어

짐 속도 시간기록을 이용하여 바닥과의 최대 충격하중을 계산할 수도 있다. 일반적으로 부분저장시가 완전(100%)저장에 비해 기울어짐 및 충격하중이 더 크게 나타난다[4].

6) 입력지진의 영향

저장랙 모델에 작용시키는 저장조 바닥의 입력지진은 일반적으로 건물설계자가 규제 지침에 따라 작성하여 제공하는데 건물 구조상 격납건물 기초지반의 것을 사용하고 있다. 최근(1989년) 개정, 보강된 내진설계 기준과 영광 3,4호기에 비해 달라진 설계지진 작성방법의 차이로 대체로 울진 3,4호기의 지진기록에 의한 해석 결과가 조금씩 크게 나타나고 있다. 일반적으로 지진주파수 특성과 그 에너지가 비슷한 두 지진에 대해서도 그 해석 결과는 다소 차이가 날 수가 있는 것이 비선형해석의 특성이다. 입력지진으로 보통 저장조바닥 높이의 지진시간 기록만을 모델에 작용시키는 것이 일반적인 방법인데, 울진 3,4호기의 경우 저장조 벽에서의 가진에 의한 수력학적 효과가 적절하게 계산되도록 락 상단 높이의 시간이력과 함께 내삽법을 이용하여 저장조 벽에서 높이별로 작용시켰다[3].

저장랙의 지진해석과 같이 비선형 해석을 통해 속도 또는 변위가 주요 계산변수가 되는 경우에는 일반적으로 입력지진을 입수하게 되면 먼저 가속도 시간이력을 적분하여 속도 및 변위 시간이력을 구해본 후, 속도나 변위가 시간이 경과함에 따라 발산하는지의 여부를 검토할 필요가 있다. 즉, 건물설계자가 가속도 시간이력을 작성할 때 미리 기준선 조정(baseline correction)을 하지 않은 경우 변위결과가 절대변위 증가의 원인으로 비정상적으로 커질 수가 있으므로 이 때에는 제공받은 자료에 대해 기준선 조정을 수행하는 것이 좋다. 그러나 선형해석 및 하중해석 등에서 이러한 영향은 대체로 무시할 수 있을 만큼 적다.

2.5 최근 해석방법상의 논의사항

1) 다중 락모들의 영향

지금까지 저장랙의 설계회사들이 대부분 수력학적 효과를 핵연료와 단일랙 및 단일랙과 저장조로 모델하여 고려해 왔는데, 최근에 다중 락모들에 의하여 수력학적 효과의 순간적인 증첩현상이 일어날 수 있다고 제안되면서, 단일랙 해석이 가질 수 있는 락모들의 운동변위에 대한 과소평가 가능성이 논의되었다[5]. Singh과 Soler(1991)는 대만의 진산발전소의 예에서 수행한 두 해석의 비교 결과, 다중 락모들로 모델한 경우 그 운동변위가 단일 락모들에 비해 상당히 크게 나타나고 있음을 보고하였다[10]. 그러나, 이것은 특정한 경우에 해당되고 이를 뒷받침할 만한 명확한 이론적 설명이나 실험이 없었으며 아직 대부분의 경우 보수성을 가미한 단일랙해석으로 수행되고 있기 때문에 아직 일반적인 인정을 받지 못한 상황이다. 그리고, 다중 락모들에 의한 영향을 계산하기 위해 락모들 자체의 모델이 너무 간단해지면 그만큼 다른 영향의 계산정확도가 떨어질 수 있기 때문에 단일랙 해석보다 더 큰 오차를 유발시킬 수가 있다. 영광 및 울진3,4 호기에 적용된 락모들의 경우 특히 이부분에 대해 보수적인 가정과 함께 비교적 상세한 단일랙모델을 사용하여 해석하였으므로 문제가 되지 않고 있다. 결국 다중 락모들에 의한 영향은 무시할 수 없다는 제안이 있기는 하지만 아직 보편타당성을 확보하기에는 추가연구가 더 필요하며 이부분에서 아직 이루어지지 않은 실험들이 선행되어야 그 타당성이 인정될 수 있을 것이다. 해석방법의 발전을 위해서는 다중 락모들해석도 직접 수행하여 확인하는 것이 바람직할 것이다.

2) 3차원 모델해석

최근의 저장랙 비선형해석의 대부분은 과거에 수평 및 수직방향 각각에 대해 2차원 해석을 독

립적으로 수행한 후 그 결과를 조합하던 방식에서 탈피하여 직접 3차원 모델 해석을 수행하는 추세이다[6]. 일반적으로 2차원 해석이 가질수 있는 한계점은 비틀림거동을 계산하지 못함으로써 이와 연관된 변위 또는 하중결과에 영향을 줄수 있다는 점과 미끄러짐 해석시 실제보다 작은 응답을 나타낼 수 있다는 점이다. 그러나 2차원 해석에서 이를 보완하는 보수적인 가정을 적용하거나 3차원효과가 크지 않음을 보이면 된다. 실제로 영광 3,4호기의 해석에 사용된 모델도 2차원 모델이었지만 미리 최대 수직가속도의 약 두배에 해당하는 관성력을 윗방향으로 작용시켜 놓고 해석함으로써 이를 보완하였다. 그 결과 3차원 효과에 의한 미끄러짐변위는 10% 이내의 크지 않은 증가를 보였다. 따라서 보수적인 가정과 3차원 영향을 고려한 현재의 2차원 해석방법은 충분히 타당하다고 판단된다. 다만 추후 실제에 더 가까운 모델의 작성 및 응답 예측을 위하여 3차원 해석을 수행하는 것도 고려해 볼직하다고 판단된다.

3. 결 론

지금까지 영광 3,4호기 및 울진 3,4호기 설계를 통해 얻어진 사용후 핵연료 저장랙의 비선형해석 기술과 일반화된 방법론에 대하여 검토하여 보았다. 최근의 연구발표 등을 통해 제기된 해석상의 문제점 및 그동안의 경험을 토대로 앞으로의 과제를 요약하면 다음과 같다

1. 저장랙의 지진해석에서 보다 실제에 가까운 응답예측을 위해서 3차원 모델해석에 대한 연구가 필요하다고 판단된다.
2. 앞으로 현재의 단일랙 해석과 함께 추가적으로 다중랙해석을 같이 수행한다면 해석의 신뢰도가 더욱 커질 것이다.
3. 모델 작성에 고려된 물리량들의 변화에 의한 응답의 민감도 해석이 필요하다.
4. 위의 사항들 및 마찰계수, 충격 스프링상수 등 모델링 계수들의 신뢰도를 확인하기 위한 모형 실험이 필요하다.

참고문헌

- [1] R.Longo, D.F.Baisley, Seismic Analysis of CE Spent Fuel Racks, ANS Topical Meeting on SFR, 1982.
- [2] 이규만, 신태명, 사용후 핵연료 저장랙의 비선형지진해석, '92추계원자력학회 논문집(I), 1992.
- [3] KAERI 내부계산서, Seismic Analysis of Spent Fuel Storage Rack Modules, 1994.
- [4] KAERI 내부계산서, Impact Load Calculation Due to Tipping of the Spent Fuel Racks, 1994.
- [5] G. DeGassi, Review of the Technical Basis and Verification on Current Analysis Methods Used to Predict Seismic Response of Spent Fuel Storage Racks, NUREG/CR-5912, 1992.
- [6] G. DeGassi, Review of Seismic Analysis Methods Used in the Design of High Density Spent Fuel Racks, BNL, 1989.
- [7] Fritz, R.J., The Effect of Liquids on the Dynamic Motions of Immersed Solids, Trans. ASME, 1972.
- [8] Regulatory Guide 1.61, Damping Values for Seismic Design of Nuclear Power Plants, 1973.
- [9] Rabinowicz, E., Friction Coefficients of Water-Lubricated Stainless Steel for a Spent Fuel Rack Facility, MIT, 1976.
- [10] Singh, K.P.and A.I.Soler, Chin Shan Analyses Show Advantages of Whole Pool Multi-Rack Approach, Nuclear Engineering International, 1991.