

성 봉 현 교수

〈 특 집 〉 차세대 원자로의 기술개발

次世代原電 핵심기술 개발

MOX핵연료 장전노심
안전성평가 기술 등 개발

성 봉 현

한국과학기술원 원자력 공학과 교수

原子爐의 安全性논리 확립에 관한 연구 우선시 돼야

디지털 計測시스템 안전성확립 신뢰도 평가기술개발도 중요

한국형 차세대 원자로 노형선정이 거의 마무리되어가고 개념설계가 시작되려는 시점에서 차세대원전 관련 핵심기술은 어떠한 내용들이 포함되어 있는지, 또 어떻게 접근해 나가야 할 것인지를 살펴보고자 한다.

현재까지 제 1단계에서의 핵심 기술연구는 차세대원전 기본요건 수립을 위한 기술개발에 중점을 두어 왔다.

그러나 현재 차세대원전의 설계 개념이 정립되고 있는 단계로서 앞으로 중점적으로 연구되어야 하겠다고 판단되는 기술분야에 대한 의견을 제시하고자 한다.

여기 소개되는 내용은 신형원자로 센터의 G-7 과제 책임자들과 일부 다른 교수들이 그 동안 수행해온 연구 내용을 종합, 요약한 것이다.

핵심기술은 그 근본 취지가 국내 취

약 기술분야에 대한 기술능력 보완에 있는 만큼 이러한 분야에 대한 연구 추진결과가 차세대원자로 기술개발에 일조가 되기를 기대하면서 심혈을 기울여 연구를 계속하고자 한다.

노심에 관련된 기술개발로는, 첫째 안전성 평가를 위한 노심 핵 · 열수력 Auditing코드 개발과 응용 부분이다.

기존의 사고해석은 Point kinetics,

1차원 Point kinetics 혹은, 2차원/3차원 정상상태해석용 전산코드 등을 사용하여 왔다. 그러나 이들 전산코드들은 노심의 3차원 동적 효과를 모사할 수 없고, 특히 열수력적 특성으로 인한 반응도 궤환효과들을 적절하게 모사할 수 없다는 단점을 갖고 있다.

때문에 기존의 사고해석 방법은 많은 경우 사고 안전여유도를 과소 평가하게 된다.

사고 안전여유도 확보의 관점에서 볼 때 평가방법상의 단순성으로 발생하는 안전여유도의 상실은 보다 개선된 사고 분석도구를 이용함으로써 어느 정도 방지할 수 있다.

따라서 Non-LOCA 사고들, 특히 CEA Withdrawal, CEA Ejection, CEA Drop, Loss of Flow 및 Steam Line Break 등의 Limiting events들을 보다 실제적으로 모사하고 이로부터 안전여유도의 향상 및 개선을 이루기 위해서는 노심내 열수력특성 모사 능력이 있는 3차원적 노심 과도상태 해석용 전산코드의 개발이 필요하다.

개발 접근 방법은 우선 3차원 노심 핵적 동특성 계산을 비교적 빠르고 정확하게 계산하기 위해 Nodal Expansion 기법을 이용한 과도상태해석용 전산코드를 개발하고 반응도 궤환효과를 적절히 고려하는데 필요한 노심내 열수력특성을 모사할 수 있는 열수력 모형개발이 필요하다.

이 두 해석모형을 결합하여 수치해가 잘 알려진 Benchmark 문제를 대상

으로 개발된 전산코드의 타당성을 검증하고 실제 발전소에 적용한다.

둘째 노내 중성자 계측기 신호를 이용한 안전여유도 개선·향상에 관한 연구이다.

현재 노심의 3차원 출력분포를 결정하기 위해 사용되는 방법은

① 원자로 내에 설치된 계측기의 신호를 활용하여 노심의 3차원 출력분포를 Fitting하는 방법.

② 3차원 노달전산코드를 이용하여 계측기 신호와 무관하게 전체 노심을 직접계산하는 방법,

③ 3차원 노달전산코드를 이용하여 계산하고, 계산된 출력분포를 노내 계측기의 신호를 이용하여 주기적으로 보정하는 방법들이 사용되고 있다.

그러나 이러한 방법들은 전체적으로 운전중인 원자로에 대한 출력분포와 제논분포를 제공하는데 한계를 가지고 있다.

3차원 출력분포를 계측기신호에 의해 Fitting하는 방법은 온라인 계산이 가능하여 운전자에게 즉시 출력분포를 제공할 수 있으나 정확한 출력분포나 제논분포에 대한 정보는 제공할 수 없다는 단점이 있고, 3차원 노달전산코드를 이용하여 직접 출력분포를 결정하는 방법은 제논 분포에 대한 정보를 제공할 수 있다는 장점이 있으나 계측기신호를 이용하지 않으므로 실제 원자로 출력분포를 나타내기 위해서 부가적인 작업이 필요하다.

또한 계측기신호를 이용하여 주기

적으로 3차원 출력분포를 보정하는 방법은 실제 운전중인 상태의 출력분포를 표현하지 못하고 온라인으로 운전정보를 제공하지 못한다는 단점이 있다.

이러한 단점을 보완하고 안전여유도의 향상·개선을 위해서는 운전중인 원자로의 실제 출력분포를 가능한 정확하게 계측하는 것이 필요하다.

따라서 제논분포를 고려하는 3차원 노심 계산이 필요하며, 특히 실제 출력변동을 반영하기 위하여 노내 계측기의 신호를 활용하는 방법이 고려되어야 한다.

이렇게 제논분포를 고려하고 노내 계측기의 신호를 활용하는 전산코드가 개발되면 원자로심의 3차원 출력분포와 제논분포를 예측할 수 있는 능력이 확보되므로 ① 노심 보호/감시(DNBR, LOCA Kw/ft, Center line melting 및 PCI monitoring 등) 분야, ② 노심운전보조(Core Manuevering Predictions, Core Operating Predictions) 분야 및 ③ 온라인 사고해석(Limiting events를 온라인으로 해석)에 유용하게 사용될 수 있다.

셋째 MOX 핵연료 장전 노심의 안전성 평가기술 개발이다.

프랑스와 독일과 같은 원자력 선진국에서는 핵연료 관련 기술체계의 확립과 핵연료 주기의 종합적인 경제성 향상을 위하여 사용후 핵연료의 재처리를 통한 신연료(MOX 핵연료)사용

특집 : 次世代원자로의 기술개발

기술을 개발하고 이미 실용화하고 있다.

즉 여러 기의 PWR에 1/3노심까지 MOX 연료를 장전하여 운전하고 있으며 연소도를 더욱 높이는 것을 목표로 하고 있다.

일본의 경우도 수개의 MOX 연료 집합체를 상업로에 장전시험하고 있으며 점차 실용화의 범위를 넓혀가고 있다.

또한 세계적으로 볼 때 상업로의 사용후 핵연료 이외의 핵무기 해체에서 나오는 플루토늄의 처치(issue of plutonium disposition) 방안으로 MOX 연료의 출현이 많아지게 되었다. 따라서 기존 경수로나 차세대 경수로에 MOX 연료 장전이 더 현실적으로 되어가고 있다.

MOX 연료장전 노심은 UO_2 연료 장전 노심과 비교하여 몇가지 핵특성

을 나타낸다.

① Pu-239의 0.3eV, Pu-240의 1eV에서 공명흡수가 있으므로 thermal flux depression이 일어나고 따라서 spectrum hardening이 된다. ② MTC(및 FTC)의 변화와 사고해석(예 : Steam Line Break Accident)에의 영향 ③ 제어봉이나 봉산의 반응도가 낮아진다. ④ MOX연료가 핵분열 단면적이 크므로 UO_2 연료와의 경계에서 심한 출력경사가 생긴다. ⑤ 중성자 수명 및 지발중성자 분율 등 동특성 변수의 변화가 있다.

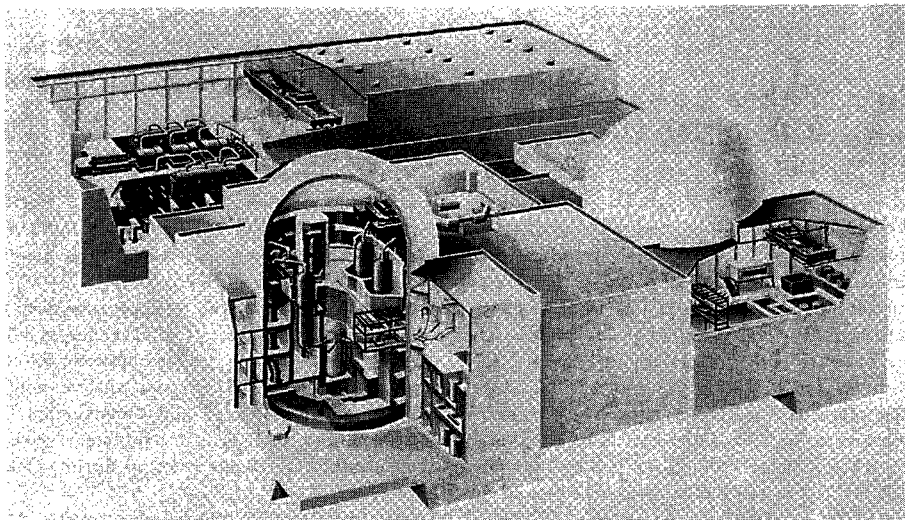
접근 방법으로는 이러한 독특한 특성을 갖는 혼합핵연료 사용 노심에 기존 핵설계코드를 적용할 시 발생하는 코드고유의 문제점을 파악하고 그 개선방안을 강구함으로써 신연료 장전 노심인허가를 위한 검증 코드를 개발하고, 코드신뢰도 검증을 수행한 후

혼합연료의 노심내 구성분율, 혼합연료 집합체내 핵분열성 물질의 농도 분포, 상이한 carrier material의 사용 등 여러 가지 유형별 적용 계산을 수행하여 노심 안전성(爐心安全性)을 최종 평가한다.

원자력 안전에 관한 연구로는 첫째 현실적 방사선원향 개발 및 비상계획 단순화를 위한 연구가 있다.

비상계획은 방사성물질이 환경으로 누출되는 원자력발전소 사고시에 인근 주민들을 방사능 피폭으로부터 보호하기 위해, 비상계획구역으로 지정된 특정구역에서 취해지도록 규정된 일련의 비상대응조치를 말한다.

비상계획의 범위에 대한 기술적 기준은 사고시 방사성물질의 누출량 및 특성을 나타내는 방사선원향에 근거하고 있다.



<한 쌍둥이형 신형 원자로의 절단 투시도.

일본의 原子力개발 주식회사가 개발연구 중인 원자로 예상도이다.>

현행 규제에서 사용하고 있는 방사선원항은 1962년 미국 원자력위원회에서 발간한 TID-14844라는 보고서에서 규정되어 있는 것이며, 30년전의 중대사고 이해수준이 반영되어 있는 관계로 현재의 이해수준으로 판단할 때는 매우 보수적이며 비현실적인 가정들이 포함되어 있는 것이 사실이다.

따라서 그간의 중대사고 경험 및 연구결과를 이용하여 가능한한 현실적인 방사선원항을 개발, 설계 및 규제에 적용할 필요성에 대해 규제기관 및 사업자 모두 공감대를 형성하게 되었다.

그 결과, 최근 미국 NRC에서는 중대사고와 방출핵분열생성물의 거동에 대한 지식의 발전을 고려하여 TID-14844를 대체하기 위해, 격납건물로 방출되는 핵분열생성물 선원항에 관해 기술한 보고서인 NUREG-1465를 검토용으로 발표하였다.

사업체에서도 동일한 배경에서 IDCOR 프로그램을 통한 실험과 연구의 결과들을 이용한 물리적 근거의 방사선원항을 EPRI ALWR 사업자 요건을 통하여 구체적으로 정의하고, 비상대책 간소화, PRA 등에 적용할 것을 요구하고 있다.

만약 이러한 물리적 근거의 현실적 방사선원항이 적용된다면 비상계획 구역을 발전소 부지로 국한시킬 수 있는 기술적 근거를 마련할 수 있을 것으로 보이며, 그럴 경우 소외비상계획을 생략하거나 크게 간소화시킬 수 있

을 것이다.

차세대원자로는 사고저항력 증가, 노심손상방지, 사고완화요건의 강화를 통하여 방사능이 소외로 방출될 확률을 현저히 낮출 수 있도록 설계된다.

현실적 방사선원을 이용한 누출량의 현실적 해석과, 설계상의 개선을 통한 누출빈도의 감소를 근거로 소외 방사선 비상계획의 단순화를 이룰 수 있을 것으로 전망된다.

비상계획 단순화의 이점은 직접적으로 원전 인근주민들이 갖는 발전소 안전성에 대한 우려를 최소화시킬 수 있으며, 크게는 기존 원전에 대한 차세대원전의 안전성수준 향상을 실감 있게 홍보할 수 있다는 점이다.

비상계획의 단순화를 위해서는 중대사고시 소외의 피폭선량이 기준 PAG 값(1 rem)보다 작아야 되며, 그를 초과할 수 있는 사고의 발생빈도는 무시할 정도로 작아야 한다.

이러한 선량의 제한은 중대사고 방지 및 완화설비의 성능기준에 영향을 미치게 되므로, 구체적인 설계전에 비상계획 간소화의 정도 및 그 근거기준을 수립해야 하며 선량계산 방법론과 같은 지침도 마련되어야 한다.

또한 앞에서도 언급한 바와 같이 방사선원항은 비상계획 수립의 기술적 근거가 된다. 따라서 선정된 한국형 차세대원전에 부합되는 현실적인 방사선원항을 중대사고에 대한 개선된 지식에 입각하여 개발·적용하기 위

한 연구를 비상계획 간소화에 대한 연구와 더불어 가장 우선적으로 수행할 필요가 있다.

이 연구와 연계하여 방사선원항 불확실성분석에 쓰이고 있는 기존의 통계적 분석방법들을 보완할 수 있도록, 최근에 개발된 기법을 이용하여 방사선원 분석을 위한 적격 불확실성 분석 방법론을 개발하는 것도 필요하다.

또한 비상대책에 관련된 연구로서 지형효과를 고려한 원전제한구역(E-AB)설정 및 방사선 물질 영향 평가 대기 확산 모델 개발도 필요하다.

현재 미국의 EAB는 277~1,963m (NUREG/CR-5042)까지 다양한데 비해 국내의 경우는 모든 가압경수로에는 700m, 가압중수로에는 914m로 설정되어 있다. 그러나 가상 사고시 소외 선량을 평가하는데 주요 인자인 발전소 설계 자료 및 부지 특성 자료가 발전소 마다 다르기 때문에 해당 발전소에 적합한 제한 구역 경계를 설정할 필요가 있다.

또한, 현재 EAB설정 및 방사성 물질 영향 평가에 사용되고 있는 Gaussian 대기 확산 모델에는 불확실성이 내재되어 있다고 알려져 있다.

예를 들면 평탄한 균일 지표면, 기상 조건의 불변 등 이상적 조건하에서 약 1km 이내의 거리에서의 최대 지표면 시간 누적 농도의 예측 정확도는 지표면 방출시 20% 이내이고 지상방출시에는 40% 이내이다. 이것은 대기의 이동이 지형적 특성, 즉 산이나 강,

특집 : 次世代원자로의 기술개발

바다, 도시 등에 따라 다르게 나타나는 현상을 고려하지 않았기 때문인 것으로 알려져 있다.

지형적인 장애물이 존재한다면 그 장애물을 기준으로 수직 또는 수평면으로 수 km 범위의 국부적인 순환계를 형성한다.

또한, 주로 대기중에서 이동 현상이 일어나는 지표 부근 1km 고도내에서 기상 상태의 안정도에 따라 산이나 계곡과 같은 지형 장애물을 기준으로 등반, 우회, 동공(cavity) 형성 등의 현상을 일으키게 되며 평면과는 달리 급속한 대기의 이동 현상을 일으킨다.

안전에 관련된 연구로 격납용기 우회사고 방지 및 용융노심냉각 설계 평가에 관한 연구가 요구된다.

미래에 건설될 차세대원전은 획기적인 안전성향상을 기하기 위하여, 그 간 설계기준 초과사고로 분류되었던 노심용융사고에 대한 대책이 설계단계에서 구체적으로 반영되어야 할 것

으로 예상된다.

방사성 핵분열생성물이 외부환경으로 누출된 양으로 평가되는 노심용융사고의 결과는 격납용기계통의 성능 여하에 의해 결정된다고 볼 수 있다. 따라서 노심용융사고의 결과완화 대책은 격납용기 성능향상 대책으로 간주될 수 있을 것이다.

노심용융사고의 결과는 사고후 격납용기(格納容器) 기능상실이 발생하기까지 소요되는 시간에 반비례해서 심각해진다. 따라서 조기에 격납용기 기능상실을 유발하는 사고일수록 그 방지대책이 우선적으로 강구되어야만 한다.

격납용기 우회사고는 격납건물 자체의 손상이 없을지라도 일차계통과 격납용기 외부가 직접 관통되어, 노심 손상 및 용융과정에서 발생하는 방사능물질들이 외부환경으로 직접 방출되는 사고를 말한다. 따라서 이러한 유형의 사고는 다중방벽을 통한 핵분열생성물 누출방지라는 안전성확보의

기본원리가 적용되지 못하는 관계로 가장 우선적으로 방지 및 완화대책이 수립되어야 한다.

노심용융 진행과정에서 원자로냉각재계통의 압력이 고압상태로 유지될 경우, 고온의 증기 및 부유 핵분열생성물의 붕괴열로 인하여 증기발생기의 세관이 파손될 우려가 있으며, 이 경우 앞서 언급된 격납용기 우회가 발생하게 된다.

또한 고압상태가 원자로용기를 파손시키는 시점까지 지속된다면, 격납용기 직접가열이라는 현상에 의해 원자로용기 파손과 동시에 격납용기가 파손될 가능성이 크다. 따라서 고압 노심용융(熔融) 사고를 방지할 수 있는 대책이 또한 우선적으로 구비되어야 하며, 이를 위해서 일차계통 급속감압능력을 갖춘 안전감압계통의 설계와 운전절차에 대한 연구가 필요하리라 본다.

격납용기 우회 및 고압 노심용융사고의 방지를 통하여 조기 격납용기 기



〈한 신형원자로력발전소의 中央제어실(Contral Control Room)의 예상도〉

능상실이 배제될 경우, 남아있는 과정은 저압 용융노심사고시 원자로용기의 파손을 최대한 방지하는 대책과 원자로용기의 파손이 발생했을 때의 완화대책을 구비하는 것이다.

저압상태에서 원자로용기의 파손이 발생하였을 경우에 격납용기의 기능을 위협하는 주요 현상들은 수소폭발, 원자로공동에서의 증기발생으로 의한 가압, 용융노심-콘크리트 반응의 결과로 발생하는 비응축성 가스로 인한 지속적인 가압과 격납용기 바닥용융 관통으로 볼 수 있다.

수소농도의 제어 및 증기응축에 대한 대책은 현재로서도 적절히 구현되고 있는 것으로 보이나, 콘크리트와의 반응완화를 위한 원자로공동내 용융노심냉각 대책에 대해서는 앞으로 집중적으로 연구되어야 할 필요가 있다.

이와 같은 연구가 수행되면 이 연구 결과에 따라서 격납용기 우회방지 및 용융노심냉각에 관련된 한국형 차세대 원전에 가장 합당한 대안이 선정·제시될 것으로 사료된다.

역시 안전에 관련된 연구로 확률론적 안전성 분석을 위한 기술개발을 통해 중대사고의 동적 특성을 고려한 격납용기 성능 해석 기술개발이 제안된다.

이는 점차 그 중요성이 크게 부각되고 있는 PSA의 한 분야로서 사고진행의 동적특성을 고려한 중대사고 평가 기술의 개발에 관련된 내용이다.

사고진행의 동적특성이란 사고진행 과정에 운전원의 회복조치 및 예상하지 않은 이상조치 등의 영향으로 사고진행과정이 변화하는 특성을 말한다. 이러한 특성은 시간적 전후관계가 명확하게 고려되어야 하며 특히, 사고진행과정에 개입하는 운전원의 사고대응특성은 시간적 연관성을 고려하지 않고서는 그 특성을 올바르게 고려하기 어렵다고 할 수 있다.

TMI-2 원전사고나 체르노빌원전 사고 등의 실제로 일어났던 대형 원전 사고에서 운전원의 예상 밖의 조치로 인한 중대사고의 전개 및 사고의 악화가 일어난 것이 확인되었다.

최근 PSA의 연구는 이러한 이유로 사고진행의 동적특성을 고려하고자 노력하고 있다. 특히 최근 중요성이 부각되고 있는 체계적인 사고관리를 위해서 중대사고의 동적 특성을 고려할 필요성이 증대되고 있다.

그러나 현재 광범위하게 사용되고 있는 PSA의 방법론은 시나리오 전개시 운전자 행동에 의해 강하게 영향을 받는 복잡한 시나리오를 정확히 다룰 수 없고, 사고기간동안의 발전소와 운전자시스템의 종합적이고도 동적인 반응을 모사할 수 없으며 대신 각 사고 시나리오는 기계고장과 운전자실수의 집합으로서 나타난다.

특히, 운전원의 사고대응특성과 사고관리에 대한 기술개발을 위해서는 중대사고의 동적특성을 고려해야하기 때문에 이를 분석할 수 있는 기술개발

의 필요성이 제기되고 있다.

최근 동적사상수목(Dynamic Event Tree)법이 사고의 동적 특성을 고려할 수 있는 방법론의 하나로 제안되었으며 이 연구에서는 이러한 방법론을 이용하여 동적특성을 고려한 격납용기 성능해석 기술 개발을 수행하는 것이다.

또한 확률론적 안전성 분석을 위한 최적 인간신뢰도 분석 방법론 개발도 필요하다.

인간신뢰도 연구는 선진 각국을 중심으로 매우 활발히 수행되고 있으며, 특히 원자력발전소의 안전성 평가를 위한 확률론적 안전성 분석시 핵심요소를 차지하고 있다.

이러한 인간신뢰도의 문제는 원자력발전소의 운전 및 비정상시 뿐만 아니라 사고의 발생, 진행, 회복 등의 전 과정 전반에서 중요하게 작용하기 때문에 확률론적 안전성 분석에 있어서 매우 중요한 영역이라고 판단하고 있다.

확률론적 안전성 분석에서 인간신뢰도에 관한 연구는 원자력발전소 사고와 관련한 인간의 행위를 적절히 모델화하고 이를 확률론적으로 정량화하는 것이 중요 이슈로 제기되고 있다.

그러나 이와 같은 중요성에 비추어 볼 때, 국내에서의 확률론적 안전성 분석을 위한 인간신뢰도 분야의 연구는 아직까지 극히 미진한 형편이다.

따라서 이러한 연구는 확률론적 안

전성 평가를 위한 핵심요소 기술개발에 필요한 인간 인지적 모델을 개발하고 이와 아울러 인간 신뢰성 평가 기법을 검토, 비교하고 최적방법을 개발함으로써 보다 명확하고 효율적인 원자력발전소 안전성 분석을 실시할 수 있을 것이며 차세대원전의 확률론적 안전성 분석 방법론 중 핵심기술을 제공할 수 있을 것이다.

위와 같은 목적을 수행하기 위해서는 인간의 인지적 행동의 특성에 관한 연구와 인간 신뢰성 평가 기법에 관한 연구가 수행되어야 할 것으로 판단된다.

차세대원전의 가장 두드러진 특징 중의 하나가 디지털 계측제어시스템의 사용이다.

여러 가지 장점으로 인해 대부분의 산업시스템들이 마이크로프로세서를 이용하여 디지털화 되어가고 있는 가운데, 최근에는 원자력 발전소에도 디지털 시스템을 도입하기 위한 연구가 진행중이다.

디지털 시스템은 그 효율성과 유지 및 보수의 편리함, 그리고 다중채널 확보에 기인하는 안정성 향상 등의 많은 장점을 가지고 있어 원자력발전소의 운전 및 보수에 도움을 줄 것이 확실시 된다. 그러나 아날로그 시스템에 비하여 상대적으로 짧은 역사로 인해 디지털 시스템의 신뢰도를 판단하는 기술이 개발, 확립되어 있지 않다는 단점이 있어, 원자력 발전소에 디지털

시스템을 적용하기 위해서는 반드시 안전성 확보를 위한 신뢰도 평가기술이 개발되어야 한다.

디지털 시스템을 구성하는 요소는 크게 마이크로세서가 포함된 하드웨어(hardware)와 그 장치를 구동하기 위한 소프트웨어(software)로 나뉘는데, 이 두 가지의 상이한 요소가 결합하여 하나의 목표를 수행하게 된다. 따라서 원자력발전소 분야에서 마이크로세서 기반의 디지털 시스템의 사용에 관한 신뢰성 평가를 위해서는 하드웨어 품질 보증(hardware equipment qualification)과 소프트웨어 확인 및 검증(software verification and validation)의 두 가지 분야를 바탕으로 시험 및 평가를 행하여야 한다.

이렇게 소프트웨어와 하드웨어가 결합된 하나의 시스템으로 나타나는 경우를 X-ware라고 하는데, 소프트웨어와 하드웨어는 상호 영향을 미치므로 실제 적용을 위한 신뢰도 분석의 결과는 소프트웨어와 하드웨어를 각각 따로 신뢰도 분석을 한 결과와는 달라지게 된다.

현재 하드웨어와 소프트웨어의 경우에 대한 신뢰성 평가 기술이 각기 다른 분야로 발달하여 있는데, 이 두 가지를 종합한 X-ware의 신뢰도 평가 방법이 연구되고 있는 단계이다.

이 두 가지의 분야가 모두 전체적인 디지털 시스템의 안전성에 결정적인 영향을 미치게 되므로 이 두 개의 영역이 결합하여 하나의 기능을 수행하

는 경우에서의 신뢰성 평가기술이 개발되면 원자력발전소에의 디지털 시스템의 사용 가능 여부 판단에 큰 도움이 될 수 있다.

하드웨어와 소프트웨어가 결합된 형태(X-ware)에 대한 정형화된 신뢰성평가 기술은 개발의 초기단계에 머물러 있는 실정이고 하드웨어와 소프트웨어는 점차 다기능화, 고도화되는 추세이므로, 장기적인 차세대 원자력발전소 계측 시스템의 디지털화 계획에 부합할 수 있는 효율적이고 정확한 신뢰성 평가 기술의 개발이 필요하다.

또한 디지털 시스템은 운전특성상 주변기기의 유해전자파에 쉽게 영향을 받아 정상적인 동작을 하지 못하고 고장이 발생하기 쉽다.

디지털 시스템은 오동작으로 인한 영향을 예측하기 어려우므로, 이러한 유해전자파로부터 디지털 시스템의 보호는 디지털 방식의 원자력발전소 안전성과 직결되는 문제라 하겠다.

그러나 현재는 디지털 시스템을 안전하게 보호할 수 있는 체계적인 검사 기술 및 차단기술이 정립되지 못하였다.

그러므로 디지털 시스템이 적용될 차세대 원자력발전소의 안전성을 높이기 위해서는 이러한 유해전자파에 대한 체계적인 검사기술 및 차단기술에 관한 연구가 필요하다.

원자로재료와 관련해서는 원자로 구성 재료의 신뢰성평가기술 개발이

필요하다.

기존 원자력발전소의 운전 경험으로 볼 때, 압력용기 및 배관 계통의 건전성에 가장 큰 영향을 미치는 원인 중의 하나가 원자력발전소의 가동/정지, 정상 과도운전 등 가동 중에 생기는 기계적, 열적 피로손상으로 알려져 있다.

현재 이들 주요 기기들의 피로 손상에 관한 해석 및 평가는 미국기계학회(ASME)의 Code에 기준하고 있다. 그러나 최근의 몇몇 연구 결과들에 의하면 상온 및 공기중에서 실험한 결과에 기초한 ASME Code는 실제 원자력발전소와 같은 환경하에서는 충분히 보수적이지 못한 것으로 알려지고 있으며, 미국, 유럽, 일본 등을 비롯한 ICCGR(International Cyclic Crack Growth Rate)그룹을 중심으로 연구가 진행되고 있으나 연구결과들 간에 많은 차이를 보이고 있다.

따라서 국내에서도 차세대 원자로의 안전성 평가를 위해서는 중요 안전 관련 구조재료(압력용기강, 주요배관재)들에 대한 고온, 고압 및 수화학 분위기에서의 피로/파괴에 관한 보다 많은 연구들이 요구되고 있다.

원자력발전소의 환경을 모사한 고온, 고압 및 수화학 분위기에서 부식 피로 및 파괴시험을 실시하여 원자로 압력용기 및 주요 배관들에 대한 피로 특성을 파악하고, 피로 해석을 통한 피로수명예측, 피로균열진전율 및 파괴특성에 관한 연구가 필요하다.

피로 시험은 봉상 시편을 사용하여 온도에 따른 영향과 주위 분위기(진공, 산화 조건, 수화학 조건, 원자력발전소 분위기)에 따른 피로설계수명을 측정한다.

균열진전율과 파괴시험은 CT시편을 사용하여 온도와 주위 분위기 및 하중 조건들이 균열의 진전과 파괴특성에 미치는 영향들을 연구한다.

위의 실험 결과들을 토대로 원자력발전소 압력용기 및 배관으로 사용되는 구조재료의 부식, 부식피로/파괴 등과 같은 기계적 및 전기 화학적 특성들에 대한 자료들을 데이터 베이스화하므로 기존 설계 기준들과 비교하고, 이들 자료들의 통계적 처리를 통한 원자력발전소의 확률론적 안전성 평가에 이용될 수 있도록 할 수 있다.

고온, 고압의 수화학 분위기에서 얻은 실험결과들과 기존의 자료들을 이용하여 압력용기 및 배관의 건전성 평가를 위한 방법론을 개발하며 가동에 따른 재료의 기계적 성질 열화와 실험에서 구한 균열 성장율을 고려하여 파괴해석을 수행하므로 압력용기 및 배관계통의 안전성 평가에 경년열화에 의한 안전성 감소를 충분히 고려할 수 있다.

결정론적 파괴해석 뿐만 아니라 확률론적 파괴해석 방법을 도입하여 경년열화로 인해 불확실성이 더욱 클 것으로 예상되는 재료의 파괴인성, 균열의 크기 및 형상, 사용재질, 운전조건 등의 입력자료들을 어떤 확률분포로

가정하고, 운전중에 예상되는 하중하에서 압력용기와 배관계통의 파손확률을 평가하는 보다 실제적인 평가법을 개발할 수 있다.

증기발생기 전열관 재료인 Alloy 690의 피로해석방법도 개발되어야 한다.

Alloy 690은 기계적 강도가 떨어지고 열전도도가 낮은 단점을 갖고 있으므로 설계수명이 늘고 증기발생기가 커져 진동에 의한 손상 가능성이 커지면 피로에 의한 수명단축은 부식보다 큰 문제점으로 대두될 전망이다.

따라서 증기발생기의 건전성 확보를 위해서는 잔류응력이 많이 부가되는 U밴드, 관고정대 부위에서의 피로 거동 예측과 마손피로 또는 부식피로에 의한 전열관의 피로수명 예측이 필요하나 이에 대한 자료는 거의 없는 실정이다.

그러므로 원자력발전소의 운전조건을 모사한 분위기에서 Alloy 690의 피로거동을 해석할 수 있는 방법을 실험과 이론을 통해 개발하여 증기발생기의 건전성을 확보한다.

이와 관련하여 증기발생기 배관재료의 부식피로 설계자료측정과 수학적 특성연구도 핵심기술 개발과제로 제안되어진다.

핵연료 건전성 평가기술도 핵심기술 개발로 제기되어야 한다.

운전중인 원자력발전소에서 핵연료의 건전성을 예측할 수 있는 모델의 개발은 과도상태나 사고시 각종 핵종

특집 : 次世代원자로의 기술개발

의 최대 유출 방사능과 유출 특성을 파악하여 원자력발전소의 운전원에게 적절한 조치를 취할 수 있도록 적절한 판단자료를 제공해 줄 수 있으며, 핵연료의 검사계획, 핵연료를 재장전하기 전에 핵연료 집합체를 재구성할 때도 응용할 수 있다.

그외에 일차냉각재 방사능의 변화로부터 액체 방사성폐기물을 처리할 때의 요건들을 결정하거나 제염장치의 성능평가에도 적용할 수 있다.

현재, 기존 원자력발전소에서의 운전중 핵연료의 결함상태는 미국의 WH사에서 제공된 지침을 이용하여 개략적으로 평가하고 있다. 운전중인 원자력발전소에서 핵연료의 건전성은 일차냉각재에서 측정된 방사능으로부터 평가할 수 있다.

원자력발전소의 운전정지 이전에 핵연료의 건전성을 평가하는 기본 방법은 일차냉각재의 방사능 데이터, 출력, 핵연료의 연소도, 일차냉각재 정화계통의 운전 및 냉각재의 수질 분석 등을 통해서 가능하다.

현재 대부분의 국내외 기존 발전소들은 일차냉각재의 방사능 데이터 분석에 의해 핵연료 건전성을 평가하고 있으며, 이러한 분석을 위해 몇가지 해석적 기법들을 응용하고 있다. 그러나 기존의 해석 기법들은 상당한 오차를 수반하고 있으며 이러한 오차는 핵연료의 결함정도와 결함률을 모르는 상태에서 측정된 방사능 데이터 자체의 불확실성과, 핵연료의 결함상태와

방사능 데이터를 정확히 관련짓는 모델 개발의 어려움에 그 근본 원인이 있다고 하겠다.

그 외에 방사성물질들의 이동과 관련된 각종 물성치들을 정량화하기가 어려운 점도 큰 요인이 되고 있다. 따라서 핵연료의 결함상태를 정확히 평가하기 위해서 기존 원자력발전소들의 핵연료 결함조사자료와 방사능 측정자료를 광범위하게 수집하여 데이터뱅크를 구축하고 이를 면밀히 분석하는 것이 선행되어야 한다.

이 연구에서 핵연료 결함조사자료와 방사능 측정자료에 대한 적절한 데이터뱅크 구축 방법을 개발하고 일차냉각계통내 방사능으로부터 핵연료의 건전성을 연속적으로 평가할 수 있는 모델을 개발하는 것이다.

이 연구목적이 성취되면 기존 원자력발전소의 핵연료 건전성 평가는 물론 차세대 원자로에도 적용이 가능하리라 판단되며 과도상태나 사고시 운전원에 적절한 조치를 취할 수 있는 정보를 제공하여 원자력발전소의 안전성 향상에도 기여하게 될 것이다.

또한 차세대 원자로 사용후 핵연료 집합체의 건식저장에 대한 확률론적 안전성과 평가 모델 개발은 다양한 핵연료 건식 저장 방법(CASK, DRY-WELL, VAULT)과 관계된 위험도를 정량적으로 구체화하여 후행 핵주기 부분에서의 방사능에 대한 대중의 인지도를 개선시키려는 노력의 일환으로 다른 사회적인 위험도와 관련하

여 이러한 저장 방법들에 대한 안전성을 부각시키고자 함이다.

국내 원자력 발전의 사용후 핵연료의 증가로 중간 단계의 저장시설인 습식 저장 시설에서의 장기간 보관으로 인한 핵임계 문제, 열수력학적인 문제, 그리고 저장 용기의 부식 문제로 인한 부가적인 설계 및 미용 문제 등의 해결이 필요로 대두되어 이것을 해결하기 위한 대안으로 피동 냉각 계통을 갖는 건식 저장이 제안 되어왔다.

이러한 건식 저장에 대한 안전성을 평가하고 문제점을 발견하여 해결하는 것이다.

차세대 원자로에서 발생된 사용후 핵연료 집합체를 3가지 건식 저장 방법(CASK, DRY-WELL, VAULT)에 저장함으로써 대중에 미치는 방사능적인 상대적 위험도를 확률론적 안전성 평가 방법을 사용하여 현재의 습식 저장과 비교 평가하는 것이다.

이러한 분석은 사용후 핵연료 집합체에 대한 조작 및 수송시의 사고로부터 지진과 같은 외부적인 사건까지 고려하는 광범위한 사고 시나리오에 기초하여 사고로 인하여 발생된 결과와 횡수를 비교하는 것이다.

안전성 평가를 위하여 실증시험과 열수력학적 모델개발도 핵심기술 개발로서 수행되어야 한다.

여기에는 SDS 및 IRWST실증 실험, 안전감압 계통(SDS)과 기타 안전 관련 계통에 이용되는 MOVs(Motor

Operated Valves)의 실증실험, 원자력발전소, 수력현상의 현실적 해석모델 개발, 유체수송 배관계의 진동에 대한 해석 등이 포함될 수 있다.

차세대 원자로 안전성 평가기술 개발의 일환으로 기술개발과는 직접적으로 연결되지는 않지만 차세대 원자로 안전성 논리확립에 관한 연구도 수행 필요성이 있을 것으로 사료된다.

이 연구에서는 주로 차세대원자로의 안전성을 기술적인 측면보다 사회적, 문화적 및 철학적 측면에 주안점을 두어 연구함으로써 최종적으로는 안전성 논리의 확립을 통하여 차세대 원자로의 사회적 수용성을 증진함은 물론 인·허가성을 향상시키는 것을 목적으로 하고 있는 것이다.

이에는 공학적 risk의 공중 수용에 관한 연구, 차세대 원전의 안전성 목표의 문화적 측면에 관한 연구, 차세대 원전의 안전성 논리의 확립에 관한 연구 등이 포함될 수 있겠다.

마지막으로, 안전성 평가와는 직접적으로 관련되지는 않지만 차세대 원전 관련 핵심기술 개발로 제안된 내용 중 많은 부분이 원자로 대체 재료 개발에 있다.

다시말해 차세대 원자력발전소용 내식 재료 개발이다.

이 안에는 증기발생기 인코넬합금 전열관 재질 개량, 복수기 티타늄관의 대체 재질 개발, 원전 1, 2차 계통 스테인레스강의 재질 개량 등이 있고 차

세대 원전용 핵연료 재료 개발도 포함 되어 있다.

이외에 원전의 건전성 향상의 일환으로 피폭선량 저감화를 위한 원전 1차계통 코발트 합금 대체 재료 개발, 압력 용기 재료의 피괴인성에 미치는 수소침투 영향에 관한 연구, 원자로용 소재의 수명 증진을 위한 세라믹 코팅에 관한 연구, 이온 주입법을 이용한 재료 강화기술 개발 등이 제기되어야 한다.

또한 계측제어 분야에서도 차세대 원전 부하 추종 기술개발과 차세대 원전을 위한 강인 제어 계측기술 개발도 핵심기술 개발로 제안되고 있다.

위와 같이 차세대 원전 안전성 평가를 위한 핵심 기술 개발을 노심 관련 분야, 방사선원항 및 비상대책 분야, 확률론적 안전성평가 분야, 제어계측 분야, 원자로 재료 및 핵연료 분야, 폐기물 분야, 실증실험 분야 등으로 나누어 제안해 보았다.

또한 안전성 평가 분야는 아니지만 원자로 재료 개발 및 첨단 계측제어 관련 핵심 기술 과제도 언급하였다.

차세대 원전 개발 국책연구 사업수행이 설계기술 확보에만 국한되지 않고 여러 관련 핵심기술 개발을 통해 우리나라가 진정한 원자력 기술 자립을 도모하는 계기가 되길 바란다.

차세대원자로의 안전성을 기술적인 측면보다 사회적, 문화적, 철학적 측면에 주안점을 두는 次元까지 格上시켜 연구함으로써 최종적으로는 안전성 논리의 확립을 통하여 차세대 원자로의 사회적 수용성을 증진함은 물론 인·허가를 목적으로 하여야 한다.