

KAERI/RR-2384/2002

KINS/RR-189

연차보고서

KAERI-KINS 연구협력

Research Cooperation Between KAERI and KINS

중수로 일반안전현안 안전성평가 방법론 개발

Development of Generic Safety Issue Assessment Technology
for CANDU Reactors

KAERI
2003. 3.

공동연구기관

한국원자력안전기술원

한국원자력연구소

제 출 문

한국원자력연구소장 귀하

본 보고서를 “KAERI-KINS 연구협력”의 연구 중 “중수로 일반안전현안 안전성평가 방법론 개발”에 대한 연차보고서로 제출합니다.



2003년 3월

연구부서명 : 종합안전평가부

연구책임자 : 민 병 주

연구 원 : 류 건 중

이 보 욱

김 형 태

윤 철

김 원 영

공동연구기관 : 한국원자력안전기술원

연구책임자 : 김 만 응

연구 원 : 유 선 오

최 용 석

목 차

목 차	i
1. 서 론	1
1.1 연구의 배경 및 목적	1
1.2 국·내외 기술개발 현황	2
2. 가압 중수로의 안전 해석 현안	5
2.1 쟁점이 된 안전 해석 주요 사안	6
2.2 요약	36
3. 국내 기관 검토의견	37
3.1 기관별 의견일치 - 적합항목	37
3.2 기관별 의견 불일치 항목	44
4. 연구개발 결과의 활용계획	53

1 서론

1.1 연구의 배경 및 목적

우리 나라에 중수형 원자로가 도입된 것은 1983년부터이다. 그 동안 국내에서는 가압경수형 원자로가 원자력발전의 주종을 이루었고, 대부분의 전력을 이 노형으로부터 생산하였기 때문에 이 노형에 대해 주요 설계 기술의 국산화와 가동 중 원전에 관한 안전성 현안에 대해 많은 연구를 주로 수행하고 있었다. 우리 나라에서는 원자력 발전을 도입하면서 정책적으로 가압경수형을 주요 전원으로 정하였고, 중수형 원자로는 가압경수형 원자로의 보완 개념으로 채택하였다. 이렇게 보완노형으로 도입된 중수형 원자로는 90년대 중반까지 1기만 운전되고 있었으며, 그 용량도 600 MWe에 불과하여 경수형 원자로형에 비해 상대적으로 소홀하게 다루고 있었으며, 안전성 현안을 다룰 때에도 중수형 원자로의 발전소 이용률이 상대적으로 높았기 때문에 안전성에 큰 문제가 없을 것이라고 생각하고 조금은 소홀하게 취급한 것이 사실이다. 그러나 지난 1999년 10월 월성 3호기에서 운전 정지 기간 중에 중수 누출 사건이 발생하면서 그 원인을 정밀 조사하기에 이르렀고, 이를 계기로 과학기술부에서 전문가들을 구성하여 중수형 원자로에 대한 종합안전 점검을 수행하게 되었고, 이 때에 중수형 원자로에 대한 관심이 고조되었다. 종합점검을 마친 뒤에 나온 보고서를 보면 중수형 원자로가 이미 4기에 달했고, 운전 중인 원자력발전소가 전부 16기인데 비해 이제 중수형 원자로도 상당히 중요한 위치를 차지하고 있는 반면, 그에 대한 안전성 현안에 관한 연구는 극히 미미하여 앞으로 중수형 원자로에 대한 관심을 더 가지고 중요한 안전성 문제를 연구하여야 할 것이라는 결론을 얻게 되었다. 이에 과학기술부는 별도로 60억 원에 달하는 중장기 연구비를 마련하였으며, 이 연구비의 상당 부분이 중수형 원자로 연구에 할당되었다. 본 과제는 이의 일환으로 월성 원자력본부의 모든 현안을 체계적으로 점검하고자 하는 계획을 세웠으며, 우선적으로 가장 기본적인 안전성 일반 현안부터 검토하는 것이 순서라고 보아 시작하게 되었으며, 때마침 국제적으로도 우리와 같은 입장에서 국제원자력기구가 주동이 되어 검토하고 있는 중수형 원자로의 일반안전현안 문제를 검토하고 있어, 다른 나라들과 협력하여 좋은 방안을 도출할 수 있으

리라고 생각하여 본 과제를 시작하게 된 것이다.

이에 따라, 본 보고서에서는 먼저, 지난 수년 전부터 제기되고 있는 중수로 안전해석과 관련된 안전 해석 현안 문제점들을 제 2 항에 기술하였으며, 각국의 입장 및 해결방안을 기술함으로써 중수로 안전해석 방법 개선 방안을 제시하는데 도움을 주고자 한다. 또한 도출된 현안들에 대해서는 중요도에 따라 국내 적용방안의 수립 및 이를 통한 중수형 원자로의 규제 요건화를 시급히 달성하는 데 기초 자료로 활용될 수 있을 것이다.

1.2 국내·외 기술개발 현황

우리 나라의 원자력법령 및 안전규제요건체제는 신규 및 가동 중 원전에 대한 규제수요가 많은 경수형 원자로 중심으로 구성되어 있어 경수형 원자로 공급국인 미국의 경우 안전규제요건 및 기술기준 등에 대해 많은 연구를 수행하였으며, 이에 따라 국내 안전규제체제가 미국의 경수형 원자로의 규제체제를 바탕으로 구성되어 있다. 그러나 중수형 원자로는 공급국인 캐나다를 위시하여 아직 많은 나라에 널리 공급되지 못하였기 때문에 체계적인 안전규제체제가 마련되지 못하였고, 또한 대부분의 규제체제가 수요자의 의견을 많이 반영하는 것을 원칙으로 하고 있기 때문에 어느 부분에서는 운전 경험에 따른 의견 반영이 우선되는 경향도 있었다. 따라서 중수형 원자로에 관한 규제요건 및 기술기준의 반영측면에서는, 안전성을 해치지 않는 범위에서 전력회사와 충분한 협의를 거치는 과정이 규제의 독립성을 보장하기 어렵다는 지적이 있을 정도로 미비한 실정에 있다. 이런 규제체제는 캐나다의 특수한 입장에서 생성된 것으로 나름대로 장점을 가지고 있으나, 미국의 규제체제에 익숙한 우리에게서는 이러한 규제 방식에 대해 여러 차례 논란이 되어 왔다. 일부에서는 이런 단점들을 보완하기 위해 미국의 규제체제로 전환해야 한다는 의견이 대두되었던 적도 있으며, 기술기준도 미국의 제도를 도입하는 것이 좋다는 의견도 많이 제안되었다. 그러나 국가의 정책이 원자력발전의 불가피성을 인정하고 있는 실정에서 지나친 규제의 강화는 오히려 운전자들에게 부담을 많이 주어 운전자들의 실수를 유발할 가능성이 높아진다는 지적도 있다. 규제란 그 자체가 의미를 가진다기보다는 운전자들이 안전하게 발전소를 운전하도록 유도하는 것이 더 바람직하기 때문이다. 본 과제에서는

이러한 점들을 고려하여 정말 중수형 원자로에 고유한 안전성 문제가 있는지를 파악하였으며, 적절한 규제체제를 적용하고자 하는 것이 또 다른 목적이다.

중수형 원자로의 일반안전현안을 도출하기 위해 본 과제에서는 지금까지 중수형 원자로를 보유하고 있는 국가들에서 Generic Action Items(GAIs)로 도출한 운전 경험을 토대로 우리 나라의 일반안전현안을 정리하였다. 일반적으로 GAI는 원자력발전의 당면 과제들을 해결하기 위해 각 나라의 원자로 설계와 그에 따른 운전 특성들을 반영한 것이기 때문에 우리가 하려고 하는 GSI와 반드시 일치하지 않는다. 그러나 본 과제를 원활하게 수행하기 위해서는 우선적으로 중수형 원자로의 운전 중에서 발생한 충분한 경험들을 면밀하게 검토함으로써, 비록 우리 나라에서는 아직 경험하지 못했지만 발생할 수 있는 문제점들을 찾을 수 있다. 물론 우리 나라에서 발생한 안전성 문제들도 같이 검토하였으며, 운전자들의 의견도 같이 반영하여 종합적인 검토를 수행하였다.

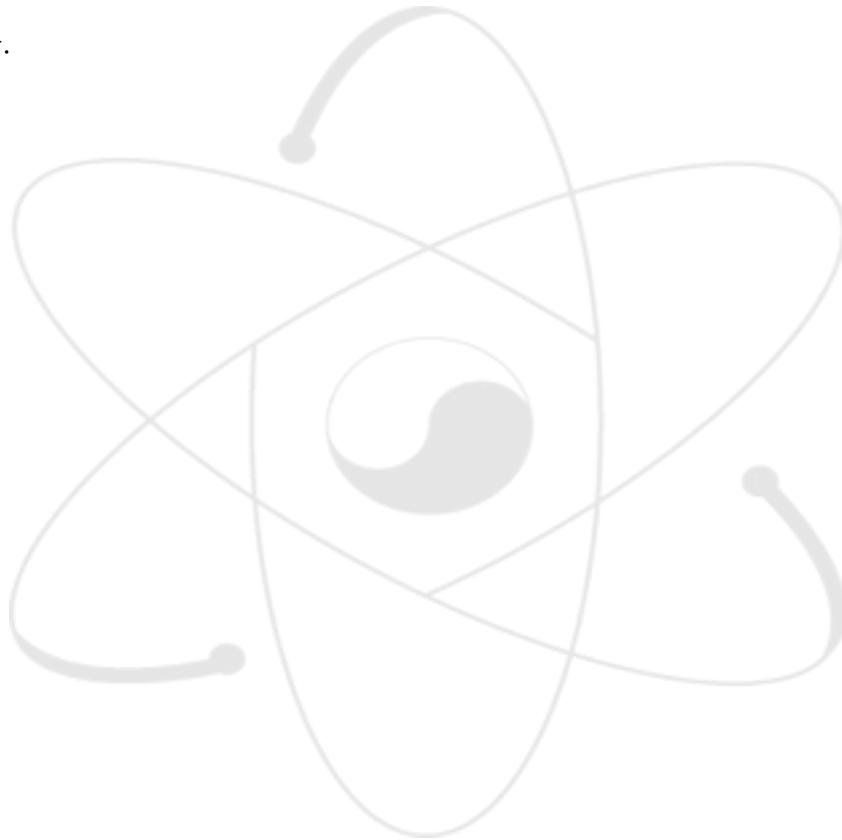
1.2.1 국내 기술개발 현황

원전의 안전심사/검사 및 운전경험으로부터 도출된 개선점 및 보완 필요사항중 기 수립된 명확한 규제근거가 없거나 규제입장에 대한 결론을 단계적으로 도출하기 어려운 현안을 국내 고유 “일반안전현안 (KGSI, Korean Generic Safety Issues for CANDU NPPs)”화 하는 연구의 필요성이 제기되고 있다. 이를 위하여 경수형 원자로의 경우 미국 원자력규제위원회의 일반안전현안 (NUREG-0933)을 기반으로 도출한 바 있으며, 국제원자력기구도 경수형 원자로에 대한 일반안전현안을 보고서로 발간한 바 있다.

1.2.2 국외 기술개발 현황

중수형 원자로의 일반안전현안의 경우, 캐나다에서는 규제기관인 원자력안전위원회 (CNSC)가 신규 및 가동중인 원전에 대한 안전현안을 도출하고, 이를 일반당면현안(GAI, Generic Action Items)으로 분류하여 이에 대한 해결을 자체해결 또는 사업자에게 요구하고 있다. 그러나 캐나다의 신규 규제 수요의 감소로 인하여 일반안전현안 해결노력도 크게 개선되지 못하고 있다.

최근 국제원자력기구(IAEA) 중수형 원자로 운영국가 중심으로 구성된 중수형 원자로 고위규제자회의(Senior Regulator Meeting)를 중심으로 중수형 원자로에 대한 일반안전현안(GSI, Generic Safety Issues)을 도출하는 작업이 추진 중에 있다. 국제원자력기구는 경수형 원자로에 대해서는 일반안전현안(GSI)을 선정하여 관리하고, 이에 대한 안전지침을 개발하고 있다. 국제원자력기구는 중수형 원자로 안전성 증진을 위하여 경수형 원자로와 같이 일반안전현안에 대한 현안선정과 안전지침개발을 위하여 중수형 원전 주요 운영국가인 캐나다와 우리나라가 주도가 되어 국제공동연구를 통한 개발을 추진 중에 있다.



2. 가압중수로의 안전 해석 현안

IAEA는 1991년에 개최된 “The Safety of Nuclear Power : Strategy for the Future”의 회의에서 국제적 여론으로부터 제기된 원자로의 안전성 문제점에 대해 검토하였으며, 원자로 안전성에 대한 관심 분야를 기술하고 원자로 안전성을 보다 높은 차원으로 끌어올리기 위해 국내 및 국제적 공인기관으로부터 요구되고 있는 미래의 안전을 공문화 하였다. 이 회의에서 제기된 두 가지 중요한 안전은 운전중인 발전소의 안전성을 확인하고 향상시키는 문제와 이미 안전성 표준에 의해 건설된 원자력 발전소의 처리 문제였다. 이에 따라, “A Common Basis for Judging the Safety of Nuclear Power Plants Built to Earlier Standards, INSAG-8(1995)”와 “Periodic Safety Review of Operational Nuclear Power Plants (1994)”가 출간되었다. 그리고, 1998년 “Generic Safety Issues for Nuclear Power Plants with LWR and Measures Taken for their Resolution”의 제목으로 된 IAEA-TECDOC-1044가 완성되었다.

중수로에 대해 제기된 안전들 중 안전해석 방법 및 전산 코드 관련 항목으로서 해결되어야 할 현안으로 모두 9가지가 제기되었으며, 이들은 DBA(Design Basis Accident) 해석의 해석 분야 및 방법론의 적합성, 사고 해석시 사용되는 발전소 자료의 적합성, 전산코드 및 발전소 해석 모형에 대한 검증, 저출력 및 원자로 운전 정지 조건에서의 사고 해석 필요성, 심각한 사고에 대한 해석의 필요성, 전력이 모두 상실된 경우의 해석에 대한 필요성, 감속재 상실에 따른 압력관 파손에 대한 사고 해석, 감속재 온도 예측에 대한 해석, 기포 반응도 계수에 대한 해석 등이었다. 이들 사안들이 제기된 이유 및 사안의 설명과 CANDU 원전을 소유한 각국의 입장 및 해결방안을 다음에 기술하였다. 또한, 안전성 해석 외 기타 가압중수로의 안전성 관련 기타 현안에 대해 제기된 안전들을 제시하였다.

2.1 쟁점이 된 안전 해석 주요 사안

2.1.1 설계기준 사고 해석 범위 및 방법론의 적합성

2.1.1.1 개요

원자로가 전출력으로 운전되는 동안 핵연료채널의 유량 감소는 DBA 사고에 속한다. 이 사고는 채널의 냉각 성능을 떨어뜨리고 핵연료 온도를 급격히 증가시켜 핵연료를 용융시킬 수 있다. 이에 대해 안전해석에서는 DBA 사고시 원자로 운전 정지를 위한 정지계통을 손상시켜서는 안되며, 다른 채널 및 칼란드리아의 건전성을 위협하지 않음을 보여야 한다. 현재의 안전해석에서는 채널내의 모든 핵연료가 용융 및 채널 손상 후에도 감속재와 상호 작용을 한다는 보수적인 가정을 근거로 도입하였으나, 그 해석모형에 대한 적합한 검증이 부족한 실정이다.

DBA 사고는 원전의 안전성에 영향을 줄 수 있는 초기 가능 사고 범주에 관련된 사고로 결정론적인 방법(deterministic method)이 선택되어 왔으며, 안전계통의 크기 및 선택을 위한 기초적인 자료를 제공하고 있다. 또한, 단일 부품 혹은 인적 오류에 의한 비정상적인 과도 상태 및 사고와 관련된 운전 및 안전계통의 반응이 대중 선량 및 차폐 손상에 대한 지침서를 만족하여야 한다. 이러한 접근방법은 규제 판단을 위해 고유 혹은 발전소 특성에 맞는 PSA와 관련시켜 종종 이용되어 왔다.

2.1.1.2 안전성 중요 관점

DBA 사고의 전 영역에 대한 광범위한 해석과 사용된 방법론이 적합하지 않을 경우 과도 및 사고 상태를 심각하게 진행시키고 이에 따라 다량의 방사성 물질들을 방출할 수가 있다.

2.1.1.3 각국의 입장

- *Argentina*

아르헨티나는 주기적 안전성 검토 계획에 따라 매 5년마다 SAR 및 관련 서류를 수정하도록 요구하고 있으며, 특히, 관련 서류들 중 FSAR의 제 15 장인 안전해석과 PSA 평가가 가장 중요한 부분이므로 이에 대해 유용한 새로운 기술 및 기술현황 분석을 보완하고 있다.

- *Canada*

캐나다는 적절한 실험장치를 구성하여, 실험으로부터 얻어진 결과를 이용하여 인허가를 받음으로써 고유 안전들을 해결한다. 실험의 목적은 용융 핵연료가 감속재로 방출되는 것과 같은 사고가 생기는 경우 핵연료와 감속재간의 상호 작용을 이해하기 위해 수행된다.

- *India*

DBA 해석은 결정론적인 안전성 평가 방법을 이용하여 수행하며, 안전성을 만족시킬 수 있는 초기 가상사고에 대해서는 AERB-SG-D-5에 광범위하게 기술하고 있다. 어떤 가상사고의 경우에는 심각한 사고에 이르게 하는 사고와 같이 실험적 자료가 없을 경우에는 보수적인 측면에서의 해석 도구와 해석 과정을 도입하여 이러한 사고 영향을 감소시킬 수 있도록 적용한다.

- *한국*

KINS에서 중수형 원자로 플랜트에 대한 GSI들을 검토 중에 있으며 중수형 원자로 안전성 현안에 대한 새로운 연구 프로그램을 시작할 것이다.

- *루마니아*

Cernavoda 플랜트 1호기에 대해 플랜트 위원회가 시작되기 전부터 그리고 플랜트 시험운전허가 단계가 있을 동안 설계기준사고에 대한 재검토가 있었다. 이러한 결과로 몇 가지 BDBA가 DBA범주로 포함되었고 이 결과는 2호기 플랜트에 대해서도 적용될 것이다. 또한 2호기에 대해서는 보다 많은 BDBA범주의 사고들이 가정될 것이고 부분적으로 1호기와 비교하여 다른 부분들에 대해서는 2001년부터 periodical safety review process에 고려될 것이다. 또한 2호기 허가 절차를 뒷받침하기 위해 PHARE 프로그램의 일환인 DBA 정의를 포함한 Cernavoda 안전성 평가가 이미 시작된 상태이다.

2.1.2 사고해석에 필요한 발전소 자료 이용의 적합성

2.1.2.1 개요

- 다발 및 채널 출력 한계의 적합성

다발 및 채널 출력 한계치는 각 발전소마다 운전중 인허가 항목에 기술되어 있다. 피인허가자는 운전 지침에 의거하여 이들 한계에 대해 적합하게 운전되는지를 보여야 한다. 그러나, 다발 및 채널 출력 해석에 대한 현재의 계산결과와 관련된 오차가 아직까지 적절히 정의되지 않았기 때문에 이를 검증하여야 한다는 것이다. 불확실도에 대해 허용치가 크게 적용된다면 다발 및 채널 한계 출력이 용적 출력(bulk power)보다 제한되어야 한다.

- *Flux Tilt*를 갖는 운전

Flux tilt를 유지하면서 운전되는 경우, ROP (Regional Overpower Protection) 혹은 NOP (Neutron Overpower Protection)의 적합성은 연속 운전이 허용된 각 원전의 상태가 고려된 해석에서 입증되어야 한다.

ROP/NOP 계통 원자로심은 기준 및 섭동 flux 형태에 대한 모사로부터 얻어진 정보를 기준으로 설계한다. 원자로 제어가 상실되는 경우, 임의의 어떠한 채널도 임계출력이 발생되지 않도록 트립설정치(Trip Setpoints)가 설정되어 있다. 이 해석시 중요한 점은 감시기(detector) 위치에서의 flux 형태와 여러 가지 flux 형태에 따른 채널출력과의 상관관계이며, 섭동으로 인한 flux-채널출력변화의 비, 혹은 모사비(simulation ratio)는 기준 flux 형태가 변하지 않는다고 가정하여 해석된다. 이러한 기준에 따라 트립설정치를 규정하기 위해서는 신뢰할만한 섭동 flux 형태와 tilt가 없는 기준 flux 형태를 조합한 경우에 대해 해석한다. 트립 설정치는 다른 원자로 상태에 대한 트립범위를 제공할 수 있으며, 정규적인 감시기 조정을 통해 해석시 사용된 기준 flux 형태와 실제의 flux 형태와의 차이가 검토되어야 한다.

트립설정치는 기준 flux 형태와 섭동된 flux 형태의 정확성 및 모사비에 매우 민감하므로 트립설정치를 정하기 위해 사용된 오차 허용도의 정확성이 중요한 관점이 된다. 1991년에 CNSC는 피인허가자의 해석결과와 실제 사이에 명백한 차이를 확인하였다. 즉, ROP/NOP 해석시 tilted flux 운전이 초기조건으로 고려되지 않았지만 원자로 운전시에는 상대적으로 커다란 tilted flux를 갖는 것을 허용하고 있었다. 예를 들면, 상대적으로 커다란 tilted flux를 갖는 초기 flux에 대해 연속 운전을 허용하고 있는

모든 원자로 상태에 대한 트립설정치를 정하기 위해 사용된 허용오차를 고려할 때, 모사비(simulation ratio)를 변화하지 않도록 한 것이 적합한지를 설명할 수 있어야 한다. 이에 따라, ROP/NOP의 트립설정치의 적합성에 대해 다음과 같은 내용의 설명을 요구하였다.

- 운전원의 행동 이전에 tilted flux로 운전을 계속 할 때 현재의 운전지침에 허용된 최대 tilted flux 결정
- 현재의 운전지침에 허용된 최대 tilted flux에 따른 정상상태의 tilted flux, 정상상태시 flux 형태에 따른 설계기초 및 비정상 섭동 flux 형태 결정
- 상기 flux 형태에 대한 모사비의 평가(섭동에 따른 flux 및 채널출력의 변화비)와 가상적인 허용오차 내에서 모사비가 변하지 않는지를 고려한 ROP/NOP 트립설정치 평가
- 안전해석에 대한 품질 보증

모든 사고해석은 기하학적 자료, 재료의 물성치, 원자로 운전상태 경계조건을 포함한 물리 및 열수력적 자료 등의 검증된 자료에 기초를 두고 있다. 사고해석은 이러한 검증된 자료를 기초로 한 원자로 모형을 이용하므로 이들 기초자료에 대한 품질보증이 요구된다. 원전 소유자는 건설된 발전소로부터 신뢰할 수 있고 검증된 자료를 반드시 확보해야 하며 원전 수명기간 동안 수정 및 검증이 적절하게 계속 이루어져야 한다.

또한, 인허가 대상 원전에 대한 인허가 기초 및 안전운전 정의에 적합한 높은 신뢰도를 확보할 수 있도록 체계적인 품질보증 방법을 통해 안전해석이 수행되어야 한다는 것도 중요하다.

2.1.2.2 안전성 중요 관점

현 시점에서의 정확한 발전소 자료가 부족할 경우, 사건전개 및 결과에 대해 잘못된 DBA 해석 결과가 얻어질 수 있으며, 이로 인해 발전소의 보호 및 완화 능력이 손상을 입을 수 있다.

최근 몇 년 동안, CNSC는 원전 피인허가자가 부적절한 품질보증 절차에 따라 안전해석을 수행함으로써 피인허가자와 AECB에 의한 감사 및 평가를 통해 부정확한 안전해석 결과의 많은 문제점을 깨달았다. 예를 들면 다음과 같다.

- 전산코드를 원래의 적용 범위밖에 대해 부적절하게 이용한 것과 같은 전산코드 이용의 부적절한 관리
- 전산코드에 적용된 기본 지배방적식의 오류
- 전산코드의 부적절한 검증
- 세밀하고 독립적인 기술적인 검토가 없이 수행된 이론적인 해석에만 바탕을 둔 전산코드 이용
- 안전해석 방법론에 대한 부적절한 독립적인 세밀한 기술 검토
- 안전해석 입력자료와 발전소 자료의 불일치성
- 안전해석 보고서 개정시의 중요한 오류
- 전산코드의 부적절한 문서화
- 시기를 맞추기 위해 계획성없이 급하게 수행된 안전해석의 부적절한 계획성
- 안전해석 오류를 AECB에 보고하지 않은 것

이들로부터 CNSC는 안전해석에 대한 부적절한 품질보증이 이루어지는 경우 안전해석 전체 결과에 대해 중요한 신뢰도를 떨어뜨린다고 결론을 내렸다.

2.1.2.3 각국의 입장

- *Argentina*
 예상되는 과도상태 및 LOCA 사고와 연관된 안전해석 프로그램 내에는 발전소 자료 준비, 입력자료 준비, cross-checking 과정, 입력자료 검증 등을 포함시켜 수행하고 있으며, 건설된 발전소로부터 신뢰할 수 있고 검증된 자료를 확보하고 원전 수명기간 동안 계속 수정 및 검증을 적절하게 수행할 수 있도록 하고 있다. 그리고, 이러한 활동은 실제 발전소 운전지침 및 PSA와 부합되는 발전소 운전지침에 기초하여 만들어져 있다.

- *Canada*
다발 및 채널 출력한계의 부합성
 상기 문제점을 근원적으로 해결하기 위해서는 관련된 전산코드 검증 프로그램을 완성하고, 해석 방법론, 모형 및 전산코드와 관련된 사안들을 어떻게 고려하였는지에 대해 부가적인 해석이 수행되어야 한다.

a. 모든 DBA 사고에 대한 허용기준을 만족시키기 위해 필요한

채널 및 다발 출력한계치의 단일 값 이용; 다발 및 채널 운전 출력 envelope에 대한 한계치가 주어져야 하고, 규정된 다발 한계출력 및 채널출력 분포가 정의되어야 함

b. 전산코드에 의한 예측, 발전소 자료의 측정 및 그 방법론 등 여러 가지 불확실도 원인에 대한 자료를 제시할 때, 신뢰도에 대한 오차허용도 및 그 오차 수준의 적합성; 오차허용치는 98% 신뢰도 범위 내에서 다음 항이 고려되어야 한다.

- 노심 총출력의 정규화시 오차
- 전산코드의 방법론 및 모형에서의 오차
- 측정오차 (FINCHs 및 flux detector/mapping)
- 재장전시 발생하는 Xenon 과도상태

c. 인허가 출력 한계에 따른 노심 추적 및 부합에 이용되는 전산 코드 검증의 정확성과 다른 안전성 해석코드 및 인허가 코드의 검증 계획과의 일치성

d. compliance 지침의 허용성; 다음 항에 대해 적절히 기술되어야 함

- 일치성
- 한계 초과시 조치
- 노심 추적이 이루어지는 동안의 assurance of compliance
Flux tilt 운전

앞서 기술한 flux tilt에 대한 문제점을 해결하기 위해 다음의 해석을 요구하고 있다.

a. 개정되고 개선된 운전 지침에 의해 허용된 실제 최대 flux tilt 를 만족시키도록 하기 위해 해석에 사용된 모사비가 변하지 않는다는 것과 같은 여러 가지 오차 허용도 및 가정의 적합성 결정 - ROP/NOP의 오차 해석시 flux tilt로 인한 모사비 변화에 대한 특정 오차 허용도가 제시되어야 하며, 그 양은 해석된 경우에 얻어진 모사비 변화를 충분히 수용하여야 하여야 할뿐만 아니라 해석되지 않은 다른 해석에서도 충분히 수용되어야 한다.

b. ROP/NOP 해석 결과의 flux tilt 정의에 대한 민감도의 결정; RRS flux tilt 정의가 bulk regional average 변수에 기초를 두고 있으므로 ROP/NOP 요구조건은 임의의 개개의 채널이 임

계출력에 도달되지 않도록 하는 것이다.

- c. 현재 해석이 ROP 계통의 유효성을 충분히 수용하지 못하는 인자들에 대한 잠재적 영향 결정; 수용되지 않는 주요 인자들은 Xenon 과도 상태, 채널내 비등, 손상된 감시기 교환의 영향 등이다.

안전해석의 품질보증

앞서 기술한 품질 보증에 대한 문제점을 해결하기 위해 다음 항에 대한 해석을 요구하고 있다.

- a. 안전해석의 요구 사항들이 포함된 적용 가능한 QA 표준을 만족시키는 QA 프로그램 보유
- b. 안전해석에 대해 피인허가자의 현재 QA 프로그램의 유효성을 결정하기 위해 N286.0에 따른 QA 프로그램 평가 실시; 형식을 갖춘 검토 및 감사에 의한 평가; 이 관점에 대한 AECB의 예측과 QA 프로그램의 적합한 QA 표준을 만족시키는 범위를 결정할 수 있는 프로그램 검토
- c. 프로그램의 결점과 수정을 위한 계획을 제시하여 수행할 평가에 대한 보고서의 AECB 제출
- d. QA 프로그램에 수정.보완
- e. QA 프로그램이 적용가능한 QA 표준 요구조건에 적절한지를 설명할 수 있는 충분한 상세 정보를 AECB에 제출
- f. 이들 GAI 현안 해결에 대한 6개월 단위 보고서 제출

- *India*

인도는 최근 220 MWe 원전들을 채널내 비등을 허용하지 않는 범위에서 가동하고 있다. 이들 소형 원자로심들은 채널 출구온도를 제어하여 채널 출력을 직접 측정한다. 소형 원자로심들은 축 및 반경방향의 Xe 진동에 따른 flux tilt가 심하지 않으며 노심내 몇 개 채널은 유량 및 입구온도에 의해 출력이 완벽하게 측정된다. 채널을 통해 평가된 열출력은 노심관리 코드의 계산결과와 정기적으로 비교함으로써 노물리 코드에 의한 채널출력 평가의 정확도가 간접적으로 체크된다. 최근의 설계에서는 노심관리 코드에 의해 계산된 다발출력 검증을 위해 노심 중심의 임의의 지점을 선택하여 노심내 flux를 제어하는 방법도 도입되었다. 최근 규제검토를 받고 있는 500 MWe 설계도 채널내 비등을 허용하

지 않으며, 채널 출구온도는 200 MWe 원전처럼 제어된다. 500 MWe 원전은 CANDU 600 MWe 설계보다 상당히 낮은 다발 및 채널출력으로 37-개 핵연료봉다발을 이용하지만, 노심내 flux 제어는 현재의 CANDU 설계를 따르고 있다. Flux tilt를 통제하기 위한 zone controller도 역시 14개 지역에 설치되었으며, 많은 채널의 채널 온도차 제어뿐만아니라 과출력 보호계통에 의해 원자로가 보호된다. 이러한 제어 방법들은 최근에 AERB에 의해 검토되었으며, flux tilt로 운전되고 있는 동안 다발 및 채널출력이 충분한 여유를 가질 수 있도록 500 MWe 원전에 조심스럽게 적용하고 있다.

- 한국

KINS가 검토 중에 있다.

- 루마니아

FSAR 과 그 외 지원문서 등을 위한 code 작업에 근거한 모든 계산이 이루어졌으며 플랜트의 세부 데이터에 대한 확인 작업이 CNCAN에 의해 의무화되었다. 이는 2001년 5월에 있을 1호기 재차 인허가 절차와 2호기 인허가 절차상의 기본사항 중의 하나가 될 것이다.

2.1.3 전산코드 및 발전소 모형의 검증

2.1.3.1 개요

이상류 조건에서의 PHT 펌프 운전

저 흡입압력 및 다량의 기포를 갖는 상태에서 주펌프의 운전은 커다란 압력변동과 과도한 펌프진동을 발생시켜 일차계통 배관의 건전성을 저하시키게 된다. 과거에는 full scale 일차계통 주펌프의 실험에서 얻어진 제한된 forcing function을 이용하여 (harmonic excitation) 일차계통 배관에 대한 피로해석이 수행되었다. 특히, 실험자료에 대한 기술과 진폭 및 주기에 대한 가정을 이용한 피로 해석방법을 일차계통에 적용하는 경우, 이들 가정이 해석결과에 매우 민감하게 작용하고, 결과적으로 배관 피로수명에 대한 평가가 보수적이지 못했을지도 모른다. 이에 따라, 입수 가능한 자료를 이용한 mechanistic 펌프모형을 개발하고 일차계통 배관에 이를 적용하기 위해서는 보다 많은 연구가 진행되

어야 한다. 임의로 선택된 limiting forcing function의 가정을 이용하는 것과 비교해 볼 때 여러 가지 사고조건에서의 펌프 및 배관의 거동을 보다 실제와 같이 모사하기 위해서는 연구가 더 진행되어야 한다.

상용 원자로의 안전해석에 이용된 전산코드의 검증

여러 가지 조건에서의 원자로 설계, 정상운전 및 LOCA와 같은 가상사고 거동에 대한 안전성 관련 자료를 정립하기 위해 안전성해석 결과가 이용된다. 이러한 자료는 안전성보고서 및 개정서류에 기술되며, 발전소의 인허가 기초와 안전운전을 위한 중요한 자료가 된다. 또한, 이들 해석결과들은 발전소를 운전인허가의 조건내에서 운전되도록 하는데 이용된다.

안전성 관련 자료의 신뢰성은 안전성해석시 도입된 보수적 관점의 정도에 의해 크게 좌우되며, 개개의 안전성 해석업무, 전산코드 등과 같은 도구, 해석방법, 입력자료 정보 등에 대한 자격성에 달려 있다. 피인허가자와 CNSC는 안전성 해석의 자격성에 대한 중요성을 인식하고 있으며, 이러한 자격성들 중 중요한 한가지가 전산코드의 검증이다.

과거에는 CNSC가 피인허가자의 전산코드 및 안전해석 방법에 대한 많은 평가를 해 왔으나, 전산코드의 검증에 대해서는 많은 부적절성을 인식하였다. 예로서, 전산코드 검증수행 과정 검토의 미비, 원자로에 대한 해석결과와 검증 실험조건 부합성의 미비, 실험과 실제와의 모사시 그 영향의 부적합성 평가, 적절한 검증자료가 없는 중요한 물리적 현상의 적용 등을 들 수 있다. 이에 따라, CNSC는 이러한 부적절한 방법을 통한 업무 수행은 안전해석 결과의 전체적인 신뢰성에 커다란 영향을 준다고 결론을 내렸다.

CANDU 원자로 안전해석시 노물리 코드의 대체

피인허가자들은 핵설계, 운전 및 안전운전 envelope과의 부합성 등과 같은 여러 분야에 대한 중요한 안전성 관련 자료를 제공하기 위해 원자로 노물리 전산코드를 이용한다. 노물리 해석코드들에 의해 계산된 결과들은 설계뿐만 아니라 안전운전의 확인 등과 같은 분야에 가장 기초적인 자료로 이용되므로 노물리 해석방법 및 전산코드의 정확성 및 검증은 정상 및 사고 조건의 예측에 커다란 영향을 예상할 수 있다.

중요한 전산코드들에 대한 검토 결과뿐만 아니라 최근의 실험자료들로부터 볼 때 노물리 분야의 여러 가지 미비점이 제기되었다. 이들

중 가장 중요한 점들은 사고조건에 대한 중요 변수들의 부정확한 예측, 중요 현상 및 범위에 대한 적절한 검증자료의 부족, 전산코드에 대한 피인허가자 지식의 상태와 이 분야에 대한 현재 상태 사이의 중요한 차이 등이다. 이러한 미비점들은 노물리 해석의 예측에 대한 전반적인 신뢰도에 악영향을 미치며, 특히 안전성 여유도가 작은 DBA 사고에 대한 해석의 경우 더욱 심하다. 이들 노물리 전산코드들은 어떤 범위내에서 정확성을 가져야 하는 허용기준과 전산코드내 노물리 변수의 민감도 등에 의해 안전성 여유도에 영향을 주게 된다.

현재, 산업체에서는 오래된 노물리 코드들을 이용하지 않을 계획이며, 이들 코드들로는 POWDERPUFS-V(PPV), SMOKIN 등이 있고, WIMS-AECL, DRAGON 및 RFSP를 기초로 한 WIMS-AECL 등과 같은 코드에 대해서도 보다 정확한 검증 프로그램을 추진하고자 하고 있다. 그러나, 이들 검증 프로그램에서는 전산코드 대체 과정에 대해 구체적으로 제시하지 않고 있다.

몇가지 분야에서는 특정한 업무가 적절히 알려져야 함에도 불구하고 여러 가지 노물리 전산코드들의 대체에 대해 구별되고 분리된 프로그램 진행이 없다는 것이 문제이다. 이러한 특정한 업무 분야로서는 다음과 같다.

- 특정한 노물리 전산코드의 대체에 대해 확고한 계획 및 날짜의 명시
- 노물리 전산코드 대체시 안전성 여유도에 미치는 영향
- 안전성보고서 수정 프로그램에의 영향
- 전산코드 대체시 안전성해석 전체에 미치는 모든 영향이 밝혀지지 않는 기간 동안에 대한 적절한 대처방안

따라서, 현재의 노물리 코드 대체에 대한 CNSC 입장이 정립되어야 하며, 상기 GAI(generic action item) 사안들과 다른 GAI 사안들과의 상호 연계성이 정립되어야 한다.

전산코드 예측 능력과 안전계통 설계의 적합성을 평가하기 위해, 예상 과도상태 및 사고상태 평가시 이용되는 발전소 모형의 적합성이 검증되어야 한다. 이들 검증은 전산코드에 의한 예측결과와 startup 및 계통 영향에 대한 실험자료 간의 비교를 통해 수행되게 된다. 또한, 과도 및 사고상태에 포함된 각 사고모형의 적합성이 개개의 실험적 영향 평가를 통해 제공된 자료에 기초를 두고 검증되어야 한다. 전산코드

검증을 위한 자료 및 유용한 발전소 자료가 없을 경우에는 항상 보수적인 가정을 하여야 한다.

문서상으로는 아직 전산코드 검증 혹은 최소의 검증방법에 대한 일치도 확립하지 못했으나, 국제적으로 통용된 실행방법을 이용한 전산코드 검증에 대한 일반적인 원론은 있다. 또한, 공급자에 의해 제공된 코드기술서와 source code 사이의 차이를 검토 및 인정을 위한 코드검증도 요구되며, 산업체에서 생산된 코드는 규제 측의 인허가 과정 결과로써 엄격한 검증절차를 따르고 있다.

전산코드는 적용된 실제적인 모형에 기초를 두고 있으므로, 실험자료와 코드예측 결과의 비교를 통해 코드가 검증되었는지를 알 수 있다. 즉, 모형 검토를 통해 실재를 충분히 모형화 되었는지를 알 수 있다. 그리고, 이들에 대해 NUCC Guide 50-SG-D11에서 일반적인 원론이 기술되어 있다.

코드 개발시 적용되었던 원자로 모형을 실제에 적용할 때 특히 주의를 요하며, 제공자 코드가 발전소 운전원에 의해 개정될 경우 그 모형 및 검증이 첨가되어야한다.

2.1.3.2 안전성 중요 관점

특정 원자로 및 사용자가 적용하고자 하는 특별한 적용 혹은 사고 시나리오 해석의 목적을 위한 전산코드 검증이 조심스럽게 이루어져야 하고, 이를 통하지 않고서는 코드 예측결과를 신뢰할 수 없으므로 발전소의 보호 및 완화 계통에 손상을 가져오게 할 수 있다.

2.1.3.3 각국의 입장

- *Argentina*

열수력 안전성 해석에 이용되는 검증해석 코드들은 (RELAP 코드들) 축소모형 혹은 반 축소모형의 국제적인 실험으로부터 얻어진 실험결과와 관련된 CAMP 과제를 통해 검증되고 있다. 발전소 모형에 대한 검증해석의 경우, 보수적인 가정과 발전소 운전 자료를 기초로 검증해석을 수행하고 있다. Embalse 원전의 경우 검증된 모형들은 FIREBIRD III 코드에 모두 수정·보완하였다. AECL에서 제공된 CATHENA 코드는 사고 과정의 모형화 측면에서도 고려하고 있으며, 이 점도 동 검증 프로그램에 포함시키

고 있다.

- *Canada*

이상류 조건에서의 PHT 펌프 운전

Darlington과 다른 원전에 이러한 조치사항을 완수하기 위해서는 피인허가자는 아래의 사항을 수행하여야 한다.

PHT 계통 배관에서 되돌아오는 유체의 비정상상태 조건을 고려한 이상류 조건에서의 PHT 펌프 재평가 (Darlington PHT 펌프를 포함한 가장 최근의 full scale 실험의 평가를 고려)

상용 원자로의 안전해석에 이용된 전산코드의 검증

본 조치사항을 완결시키기 위해 피인허가는 아래 사항을 수행하여야 한다.

- a. AECB의 예상을 만족시킬 수 있는 코드 검증 프로그램 실시
 - b. 전체 진해도 및 달성될 계획 대 진도를 기술한 반기별 요약보고서 제출
 - c. 다음 자료 제출; 제공된 자료 정도는 position statement에서 예상되는 것을 충분히 만족시킬 수 있음을 보일 수 있는 충분한 설명; 4)항~ 9)항에 대해서는 그 자료를 개개의 보고서에 정리하고 특별한 전산코드 및 응용이 요구되는 자료의 범위;
 - 1) 피인허가자가 본 GAI 사안 해결을 고려한 전산코드 및 적용성 목록 (September 1999)
 - 2) 검증 과정시의 주된 인자에 대한 기술(September 1999). (산업체가 제안한 검증 과정에 대한 각 문서들의 목적: 기술적인 기초문서, 검증 매트릭스 및 검증 계획, 전반적인 목차, 정의된 문서들 사이의 상호관계 등이 정의되어야 함)
 - 3) 전산코드가 적용되는 조건의 범위와 실험자료 조건범위를 비교하여 요약한 전산코드 보고서 작성 (이로부터 실험자료를 이용한 검증 실험치와 예측치의 차이를 알 수 있음), 혹은 본 항목을 해결을 위한 계획 혹은 그대로 미해결 상태로 남겨둘 경우 이에 대한 이유가 기술되어야 함 (March 2000)
- 각 사고 및 사고 군에 대해서는
- 4) 안전해석 형태, 만족시켜야 할 중요한 안전한계, 기술적 방법 및 전반적인 검증 목표들 사이의 상호관계 확인

- 5) 각 기술적 방법에 대한 검증시 잠재적으로 요구되는 모든 현상에 대한 정립과 사용된 계층에 대한 정당성 확인
- 6) 요구된 현상에 대한 전산코드 검증을 위해 이용될 수 있는 실험시설의 확인; 실험시설과 발전소의 전형적인 거동 차이가 나는 경우 전체적인 물리적 왜곡성 확인; 이러한 왜곡성에는 기하학적인 차이 (모사를 포함), 재료 물성치의 차이, 유체 물성치의 차이 등
- 7) 검증 수행시 사용된 특정한 실험자료 확인; 동등 원자로의 경우와 비교한 상대적 조건의 범위에 대한 기술
- 8) 각 전산코드의 검증 계획 생산; 이 계획 속에는 검증을 통한 코드 검증이 적절하게 완료된다는 것을 명시하기 위한 충분한 자료가 포함되어야 함; 검증의 범위에 대한 근본적 이유가 포함되어야 함
- 9) 각 전산코드 검증 보고서 생산; 주어진 적용에 대해 전산코드에서 요구되는 정확도를 설명하기 위한 충분한 자료가 포함되어야 함

CANDU 원자로 안전해석시 노물리 코드의 대체

본 사안의 해결을 위해서 피인허가자는 노물리 전산코드 대체에 대한 structured 프로그램을 수행하여야 하며, 아래의 사항들이 포함되어야 한다.

- a. 확고한 계획 및 대체 시기가 포함된 특정 대체 코드에 대한 구조적인 접근
- b. PPV, MULTICELL, PPV-based RFSP, SMOKIN을 포함한 안전해석 및 운전에 이용된 모든 노물리 전산코드의 대체; PPV는 노심관리 및 노심 추적 모사시 반드시 배제되어야 함
- c. GAI 98G02, 규제지침 C-149 및 CSA 표준 N286.7의 요구사항에 따른 새로운 코드의 검증과 전향에서 기술된 안전에 대한 설명
- d. 코드 대체시 현재의 안전여유도에 대한 영향 평가 및 안전 여유도에 충분히 영향을 주는 한계 DBA 사고 정의
- e. 안전성 보고서 개정예의 영향 평가 및 노물리 코드 대체에 의해 영향을 받을지도 모르는 사안에 대해 현재 혹은 미래의 조치에 대한 기술

- f. PPV를 대체하기 전까지 PPV를 이용하는 경우 원자로 중요 매개 변수인 기포반응도, delayed neutron fraction, fuel temperature reactivity, prompt neutron lifetime 등과 같은 자료가 안전해석에 이용될 때 적절한 interim allowances의 정의
- g. 모든 안전해석에 모든 영향이 완전히 기술되기 전까지 전산코드가 대체될 시점의 모든 interim period에 대한 적절한 coverage

- *India*

인도 PHWR의 동적거동 해석 전산코드

안전 해석 평가중 많은 운전중 과도상태 해석을 통해 원자로가 안전성 조건 내로 유지되는 것을 보이기 위해서는 원자로 제어 계통 및 다른 설계 특성이 적합한지를 확인해야 하며, 요구되는 안전해석을 수행할 수 있도록 계통 동적 해석용 전산코드들이 개발되었다. 220 MWe 및 500 MWe 가압중수로 원자로 해석을 위해 각각의 전산코드들이 개발되었으며, 개발된 코드에는 여러 가지 원자로 부품/설비/계통을 위한 각 모형들의 통합과 상호 관계 및 feed back 영향들이 포함되어 있다. 통합된 모형들로는 상세한 원자로 제어 계통, 모사 노심 및 일차계통에 대한 모형들과 증기발생기 수위 및 압력, 일차계통 압력 반응도, 출력 set back 등이며, 보존 방정식들은 열전달계수와 같은 상관식에 의해 풀려진다. 노심 열전달 모형은 핵연료-피복관 간격뿐만아니라 핵연료 및 피복관 열전도도 등도 고려된다. 코드들은 여러 개의 모듈로 구성되어 있으며, 개개의 설비 및 계통에 대해 개발된 각 모듈들은 실험자료와 검증된다. 이와는 달리 원자로 전체 동적 거동 모형은 원자로의 시운전/시험기간 중 생산된 자료로 검증된다. 이들 중 제어계통의 성능 평가 및 설계의 최적화를 평가하기 위해서는 500 MWe 가압중수로의 동적거동 해석을 위해 개발된 코드들이 이용되었다.

이상류 조건에서의 PHT 펌프 운전

일차계통에서는 비등이 허용되지 않으며 안전성 측면에서 몇가지 비정상 운전을 제외하면 일차계통 주 펌프가 이상류 조건에서 결코 운전되지 않는다. 비정상 운전시 과부하 혹은 가압펌프

트립(저장탱크의 저수위)에 의해 펌프를 정지하도록 되어 있으며, 일차계통은 기포율이 낮게 유지되고 이상류 조건에서 펌프 운전을 피하기 위해 가압펌프 트립이 있을 때마다 일차계통이 트립이 발생한다.

상용 원자로의 안전해석에 이용된 전산코드의 검증

피인허가자는 사용된 전산코드 목록 및 안전해석에의 적용성 보고서를 제출해야 하며, 각 코드에 이용된 모형 및 상관식이 전문가 위원회에서 요구하는 보수적 수준으로 엄격한 평가 및 수정이 이루어져야 한다. 그리고, 개개의 모형 및 상관식은 상관식 도출을 위해 수행된 실험결과와 비교하여 만족한 결과를 산출할 수 있어야 한다. AERB는 종합적 모형에 대한 검증을 요구하고 있으며, 코드의 검증은 실험 혹은 잘 검증된 국제적 전산코드의 결과와 비교될 수 있다.

LOCA 조건을 평가하기 위한 상관식, 모형 및 입력변수들을 적용하는데 있어서 피인허가자가 따라야 할 안전성 지침(AERB/SG/D-8)이 작성되었다.

LOCA 해석을 위한 ATMKA 같은 도구를 사용하는 전산코드들은 블로우다운 기간 동안의 핵연료 방출 및 과열에 대해 검증되었으며, ECC 주입시 열수력 거동을 평가하기 위한 검증 업무도 계획되어 왔다. 마찬가지로 과도상태 해석코드인 ATMKA.T 코드도 실제 원전 운전기간중 경험한 발전소 과도상태 자료를 이용하여 검증되었다. 심각한 사고 해석에 이용되는 Contact 같은 코드들은 검증실험 결과가 없기 때문에 전문가 위원회는 코드 및 모형에 적용된 보수적 측면을 평가한다.

CANDU 원자로 안전해석시 노물리 코드의 대체

해석 목적으로 이용된 격자코드 CLIMAX는 보다 보수적인 코드인 CLUB 코드로 대체되며, 정규 원자로 부하추종을 위한 핵연료관리 코드 TRIVENI는 실제 출력을 기준으로 격자 Xenon을 생산하는 TRIXEN 코드로 수정되었다. 이 코드들은 채널출력이 있는 상태에서의 자료와 가동중 원전에서 측정되는 채널 출구온도 자료를 이용하여 검증되었다.

노물리 해석시 모사 모형 개발의 중요성은 초기부터 인식되어 왔으며, 이 모사모형 개발은 천이상태시 노심 열수력 및 노물리

사이의 feed-back 영향을 모사하기 위해 필수적이다. 초기에 몇몇 전산코드들을 외국으로부터 도입.적용하였으나, 이러한 코드들은 원래 만든 곳에서 그곳의 유용한 전산코드 환경을 고려하여 개발되어야 한다는 것을 인식하였다. 이에 따라, 간단한 모형부터 개발하기 시작하여 보다 강력한 전산계통에 적용할 수 있는 모형들로 개선되었다. 이 개발된 모형 및 전산코드의 검증은 IAEA에서 주관하는 공동 연구과제 및 전문가 회의의 참여를 통한 국제적 계산 기준뿐만아니라, zero energy 시험시설 및 상용 원자로의 시운전 시험결과를 이용하여 수행되었다. CLUB 전산코드는 LOCA 시 반응도의 변화를 연소도의 함수로 예측하기 위해 개발되었으며, 2군 3차원 준 정상상태 중성자 천이해석 코드인 3-FEAST 코드는 대형 가압중수로의 LORA 및 LOCA를 모사하기 위해 개발되었다. 상기 두 코드들의 계산결과들은 IAEA TECDOC, Argentine PUMA-C 코드, Romania에 의해 적용된 AECL 코드의 자료와 잘 일치한다.

격납용기 성능해석을 위한 전산코드

격납용기 거동의 여러 가지 양상에 대한 해석을 위해 포괄적인 전산코드 시스템이 개발되었으며, 격납용기 천이상태 해석용 (LOCA에 따른 압력 온도 천이해석) CONTRAN 코드, 촉매 재결합장치를 이용한 수소완화 해석용 HYRECAT, 분무거동 해석을 위한 NAUA/MOD5 코드 및 압력억제 용기내 분무제거 거동 해석용 SPARC 등이 여기 포함된다. 이들 모든 코드들에 대해서는 실험자료를 이용한 광범위한 검증 프로그램이 수행되어 왔으며, 격납용기 거동의 여러 지배인자들의 영향을 연구하기 위해 수많은 실험이 수행되었고, 독일 BFC 실험시설을 통해 얻어진 실험자료를 이용하여 CONTRAN 코드검증이 수행되었다. 촉매 재결합 장치를 이용한 격납용기내 수소완화 현상의 해석을 위한 HYRECAT 코드는 초기 수소농도 5.1%(v/v)을 갖는 22 리터 스테인레스 용기내에서 수행된 몇 개의 실험들 중 두 개 실험자료를 이용하여 검증하였으며, 현재 22 m³ 용기에서의 대형실험이 진행중이다.

NAU/MOD5 전산코드는 진보된 다군 분무거동 해석용 코드이며, 원자로내에서 발생하는 여러 가지 분무현상에 대한 모형이

포함되어 있다. SPARC 코드는 압력억제 용기의 분무제거 거동 해석을 위해 적절히 수정·보완되었으며, 증기응축 및 impaction, sedimentation, 원심흡착 및 확산흡착 등에 대한 입자 포집 모형이 들어 있고, 이 코드의 검증은 실험에 의해 수행되었다.

냉각수 채널용 전산코드

칼란드리아관과 압력관의 크립성장 접촉기간에 대한 예측을 위해 SCAPCA 전산코드가 개발되었으며, HYCON 코드는 압력관 내의 수소농도를 예측하기 위해 개발되었고, BLIST-1&2는 압력관 내의 수소 blister(포자)의 성장형성을 예측하기 위해 개발되었다. 이들 모든 코드들은 RAPS 및 MAPS 냉각채널 및 캐나다 자료를 이용하여 검증되었다.

- 중국

발전소 사업자에 의한 code 작업 수행과 실험 결과를 비교한 문서의 제출 등을 포함하는 일련의 국제적인 활동을 따르고 있으며 외국으로부터 수입된 플랜트의 경우 수출국에서 제시한 code 검증 문서가 NNSA의 평가작업에 사용될 수 있다. 또한 CANDU code의 V&V(validation & verification) 문서가 의무적으로 NNSA에 제출되어야 한다.

- 한국

KINS가 중수형 원자로의 일반안전현안을 통한 검토 중에 있으며, 검토가 완료되면 고려 사항들이 결정될 것이다.

- 루마니아

2001년까지의 1,2호기에 대한 주요현안 도출을 위한 인허가 절차의 결과에 의해 code 검증에 대한 내용이 갱신될 것이다.

2.1.4 저출력 및 원자로 정지조건에서의 사고해석의 필요성

2.1.4.1 개요

최근까지는 저출력 및 원자로 정지조건에 대해서는 광범위하게 해석되지 못하였다. 유지보수 및 재장전을 위해 원자로가 정지될 때 어떤 안전계통은 스위치를 꺼버리거나 격리시킨다. 이와 같은 특별한 목적 하에서는 운전원들의 행동이 많이 요구된다.

따라서, 저출력 및 정지 조건(LPS) 동안에 발생하는 사고들에 대해서는 수년동안 전 세계적으로 매우 광범위한 연구가 진행되어 왔다. 그 결과 원자로 정지 및 재장전 시 사고발생 위험이 매우 높은 것으로 알려졌다. 사고위험의 주된 인자는 보론희석, 원자로 냉각계통의 줄어드는 재고량으로 인한 잔열제거 능력상실, 일차계통 냉각재 손실, 외부전원 상실, 화재 및 인적오류 등이다.

2.1.4.2 안전성 중요 관점

정지조건에서는 사건이 사고로 발전되는 것을 막을 수 있는 보호계통에 의한 방호벽 및 수준이 충분치 않지만, 이 시기에 노심 잔열이 낮기 때문에 어느 정도 문제가 줄어들 수 있으며, 이때 운전원들이 노심에 대한 행동을 수정하기 위해서는 많은 시간이 요구되며, 다른 원자로 형태에 대해 수행된 PSA 연구의 generic observation에서 보는 바와 같이 모든 주 안전계통의 기능이 영향을 받을 수 있다.

2.1.4.3 각국의 입장

- *Argentina*

저출력 및 정지 조건에서의 PSA는 문서상의 요구조건이다. 이러한 운전형태에 대한 PSA는 노심손상 주기에 power PSA와 비교될 정도의 수준으로 영향을 준다. 이러한 운전 형태에서의 PSA를 수행하기 위해서는 저출력 및 정지모드에 맞는 사고전개를 묘사하는 해석으로 재평가되어야 한다.

- *Canada*

피인허가자들은 안전성 보고서 개정의 일환으로 이들 시나리오를 재검토함

- *India*

저출력 및 정지조건은 가능성 있는 가상사고로 고려되어 왔다. 체르노빌 사고후 정지시 중성자 섭동을 발생시킬 가능성이 있는 시나리오와 저출력시 운전에 대해서는 특별한 주의를 기울여 왔으며, 정지시의 제어상실(제어기구, 보론희석 등의 기능상실에 의함)은 DBA에서 고려되었다.

노심 냉각계통 및 감속재계통의 유지보수 활동기간 동안에 대체할 수 있는 거동의 주의 및 유용성은 운전기술지침서에서 제시

되어 있으나, 정지계통, 냉각재계통, 감속재계통 혹은 service water 계통에 대한 비정규적인 유지보수 활동에 대한 지침은 규제기관으로부터의 검토가 필요하다.

- 중국

인허가의 의무요건이다.

- 한국

KINS가 중수형 원자로의 GSI들을 통한 검토 중에 있으며, 검토가 완료되면 고려 사항들이 결정될 것이다. 또한 중수형 원자로에 대한 새로운 안전현안에 대한 연구가 시작될 예정이다.

- 루마니아

1호기와 2호기의 인허가 절차 중에서 정상출력이 아닌 다양한 출력 수준에서의 사고 분석의 필요성이 기본 현안으로 대두되었다.

2.1.5 중대사고 해석의 필요성

2.1.5.1 개요

본 사안은 현재는 DBA 해석영역에서 광범위하게 다루는 것보다, 더욱 심각한 경우 혹은 DBA 사고해석을 넘어선 범위에 대해 확률이 매우 낮은 사고해석을 수행하는 것이다. 중대사고들은 노심냉각이 적절히 유지될 수 없음에 따라 핵연료파손이 발생하는 경우와 같이 발전소를 손상시키는 사고이다. 이들 사고들은 핵연료로부터 방출된 방사선량이 적절히 제한되지 않는다면 커다란 방사성 누출결과를 초래할 수 있다.

중대사고해석은 원자로 방어를 위한 보호 및 완화에 대한 결점을 알기 위해 수행되며, 설계기초 envelopes 내에서 공학적 안전성 특성이 사고를 통제할 수 없는 경우이다. 가능한 멀리까지 방사선을 제한하고, 노심이 재 임계에 도달되지 않도록 장기냉각을 유지하는 사고처리 방안이 발전소 상태를 제어할 수 도구로서 고려된다.

TMI-II 사고를 포함한 상용원전의 운전경험 조사를 통해 볼 때, 사고관리 (accident management)를 개발하고 이행하는 것이 가능하다고 인식되었다.

2.1.5.2 안전성 중요 관점

부적절한 중대사고해석은 사고전개 동안 취해야 할 적절한 행동에 영향을 주며, 피해야 될 방사성누출에 이르게 될지도 모른다.

2.1.5.3 각국의 입장

- *Argentina*

최근 몇 년간 중대사고해석에 대한 연구가 점증되어 왔으며, 이러한 영역에 대해 국제적 협력이 필요하다. 본 사안은 훈련활동, 연구활동 및 국제적 협약이 요구되는 항목이다.

또한, STCP를 사용하는 Atucha I 원전, 현재는 MELCOR, SCDAP/RELAP 및 ICARE2 코드 등을 사용한 중대사고현상에 대한 모형 및 해석이 본 사고해석 영역에 포함되며, Atucha I 원전에 대해 FUMO 격납용기 모형은 CNEA에서 개발되었고, LOCA 해석모형에 이용된다. CONTAIN 코드는 Atucha I 격납용기의 수소폭발을 포함한 수소거동을 모형화 하기 위해 ARN에서 이용되었다.

Atucha I 원전의 경우 중대사고 근원항과 심각한 격납용기 상실 모드와 같은 예측 결과가 얻어졌다. 수소폭발에 대한 사안은 Atucha I 원전의 격납용기 조기상실의 주된 인자로 알려졌으며, 현재 완화 기술에 대한 특별한 연구가 진행 중에 있다(이들에는 사고 전/후 관성의 영향, 발화기 및 recombiner의 이용 등이 포함됨). 특별한 형상의 Atucha 제어봉들은 (Hafnium으로 만들어짐) 분무발생시 잠재적인 문제가 있을 것으로 알려졌으며, 현재 연구중인 Hafnium 분무거동(STATUS)에 대한 연구를 위해 실험방법들이 제안되었다.

Embalse 원전의 경우 CANDU 원전에 고려되는 중대사고시나리오 및 현상에 대한 검토가 현재 진행중이며, 수소거동을 해석하고 그 완화 도구에 대한 필요성 때문에 CONTAIN 모형도 역시 개발되고 있다.

CAREM-25 과제에서는 중대사고 및 격납용기 반응해석으로부터 몇 가지 설계변경이 제안되었으며, 이들 중 한 부분으로써 완전히 혁신적인 금속 in-vessel core catcher가 제안되었고, 열적 및 기계적인 거동이 해석되었다. 이밖에도 CAREM-25에서는 중대사

고관리를 위한 퍼지논리에 바탕을 둔 전문가 시스템을 개발하고자 하는 과제가 진행 중이다.

원자로 안전연구에 있어서 국제공동연구가 필요하며, 특히 아르헨티나와 같은 원자력 프로그램이 적은 나라의 경우 더욱 그러하다. ARN 및 US-NRC와 중요한 국제협약이 이루어졌으며, 이 협약은 CAMP에서부터 CSARP (심각한사고 공동연구, Cooperative Severe Accident Research Program) 및 COOPRA (확률론적인 사고해석 공동연구, Cooperative Probabilistic Risk Assessment) 등으로 확장할 계획이다.

아르헨티나에서는 재료의 상호작용, 분무의 생성과 거동, 혁신적인 능동적 안전성 특징을 갖는 발전소 (중대사고 포함) 등과 관련한 몇 가지 소규모 실험이 제안되었다. 이들 외에도 DOE 평가를 위해 혁신적인 금속노심 개념을 갖는 CAREM-25 구조에 대한 대규모 실험이 수행되도록 Sandia National Lab과의 공동연구 계획이 제안되었다. 요약하면, 아르헨티나에서는 원전들의 안전성 연구에 대해 지속적인 노력을 강화할 필요가 있다는 것을 직시하고 있다.

- *Canada*

캐나다에서는 현 사안에 대해 고유안전 현안으로 분류하지 않았지만, 중대사고 해석 한계(criteria)에 대한 필요성이 CNSC 및 인허가자에 의해 알려졌다.

- *India*

AERB/SG/D-5에 의거한 중대사고 시나리오들은 현재 설계에 대한 안전해석 보고서에 포함되어 있다. 설계코드에서는 최적평가 방법으로 이러한 해석이 수행되도록 되어 있으며, 수소거동, 냉각채널 변형, 감속재를 통한 열전달 등의 중요한 현상에 대한 해석이 수행되어야 한다. CS-1 및 AA-8에서 다루었던 것처럼 계산결과를 입증하기 위한 특별한 실험적 연구는 지금까지 수행되지 않았으나, 이들 계산들은 물리적 현상 및 기존 문헌자료에 기초를 두고 있고, 이 분야에 대해서는 캐나다에서 수행된 자료의 교환이 필요하다.

- *한국*

현재로는 일반안전현안이 아니지만 KINS에서 중대사고 분석규

정에 대한 필요성이 평가되고 있다.

- 루마니아

1,2,호기에 대한 전략적 정책의 일환으로 개발된 요구조건들은 중대사고 평가를 위한 것이며 1호기에 대해서는 주기적인 안전성 평가를 포함하며 2호기에 대해서는 이미 정의된 인허가 절차를 포함한다. 이러한 현안들은 높은 우선 순위로 고려된다.

2.1.6 모든 전원 상실에 대한 사고 해석의 필요성

2.1.6.1 개요

중요한 및 중요도가 낮은 전원개폐기에 대한 전력의 안전성상실은 보통 “Station Blackout”이라 일컬어지며, 이 경우에 심각한 노심손상 사고로 이어진다. 기술적으로는 모든 전원상실 기간 중/후의 심각한 노심손상이 포함된다.

Station blackout은 발전소 내부의 비상전원 상실과 동시에 외부전력 상실이 근본 원인이다. 운전중 발전소에서의 가동 및 운전 불가능 시 비상디젤발전기에 대한 보고서는 많이 제출되어 있다. 더군다나, 운전중 발전소들이 발전소 외부전원의 완전상실에 대해 많이 경험한 바 있으며, 외부전원이 상실된 거의 모든 경우에는 중요 안전설비에 필요한 내부전원 공급은 유용하였으나 어떤 경우에는 여분의 비상전원중 하나가 상실된 경우가 있었다. 모든 전원이 완전히 상실된 경우도 드물게 있었으나, 이 경우 어떠한 중대사고 결과를 초래하지 않고 아주 짧은 시간내에 전원이 복구되었다.

CANDU 원자로의 가상사고 시나리오 중에는 일차계통 주펌프가 상실되는 경우가 있으며, 이 경우의 잔열제거는 냉각수의 자연대류에 의존한다. 일차계통에 있어서 자연대류가 효과적임을 보여주었다 하더라도 AECL의 Whiteshell RD-14M 실험 장치에서 수행된 재고량에 대한 몇몇 부분적인 자연대류 실험결과를 볼 때 몇 개 채널은 그 냉각 성능이 떨어졌다.

본 사안은 RD-14M 시험시설에서의 이상류 (증기 및 액체) 자연대류 실험(thermosyphoning)에서 관찰된 예상치 못한 결과에 대한 것이다. 이 RD-14M은 CANDU 일/이차계통의 주요 부품을 모사한 실험 장치이며, 본 실험으로부터 고온의 냉각수 조건에서 예상치 못한 모사 핵연료봉이 과열된 경우가 발생하였다.

본 고유현안은 모든 전원상실에 따른 이상류 thermosyphoning으로 일컬어지며, 정지냉각의 상실과 같은 정지계통의 관련된 문제점은 원전의 특별한 사안으로 추적되어야 하나 여기서는 거론되지 않았다.

2.1.6.2 안전성 중요 관점

모든 전원상실시 고려되는 안전성 주 관점은 노심냉각, 적절한 thermosyphoning, 누수보상(ECCS 유효성)을 위한 일차계통으로의 냉각수주입 등이고, 많은 PSA 해석결과 전원상실은 노심냉각 주기에 중요한 인자가 된다.

2.1.6.3 각국의 입장

- *Argentina*

본 사안은 PSA 업무중 일부분으로 개정 중에 있다.

- *Canada*

CNSC는 강제유동 상실시 노심냉각을 고유현안으로 간주하였다. 본 사안을 종결시키기 위해서는 피인허가자에게 강제유동 상실시 노심냉각의 경우 RD-14M 실험결과가 현재의 안전해석 결과를 검증한다는 것을 보이거나, RD-14M 실험에서 얻어진 새로운 지식으로부터 안전해석이 검토되어야 한다. 필요하다면 적절한 설계변경이 취해져야 한다.

HQ (Hydro Quebec)은 냉각수상실에 따라 손상되지 않은 계통에 의해 (CANDU 원자로의 일차계통은 두 개의 독립계통으로 이루어짐) 중수공급이 유지되도록 설계를 변경함으로써 본 사안을 종결시켰다.

NB power와 OPG는 피인허가자에게 RD-14M의 헤더유량/기포 분포모형 개발, RD-14M의 전체계통 모사, 원자로모형의 개발 및 원자로모형의 적용 등을 피인허가자에게 요구하고 있다. OPG에서는 헤더-헤더간 압력강하를 예측하기 위해 사용하는 TUF 코드의 계산능력에 대한 설명을 피인허가자에게 요구하고 있으며, 앞서 제시된 해석의 결과가 만족스럽지 못하면 다른 방법이 제안되어야 한다. 즉, G-2에 사용된 공학적인 해결책이나, RD-14M에서 관찰된 예외적인 핵연료과열이 시험시설의 전형적인 결과가 아닐 경우 원자로에 직접 적용될 수 없다는 것을 설명하여야 한다.

다.

- *India*

India의 원전 가동초기에 수행된 PSA 연구결과에서는 격자전원 공급 상실이 중요한 사고가 될 수 있다는 것이었다. 이 원전은 내부전력에 크게 의존하고 station blackout 가능성은 DBA 사고로 간주하여, 내부비상전원의 여분성(redundancy)의 증대와 디젤 위치의 다양성을 강화하였다. 이러한 방안에도 불구하고 station blackout시 보충수 공급(소방 펌프에 의해 가동되는 디젤의 유용성)이 중요한 열제거원으로 이용되어 왔다. Station blackout 처리지침에 대한 비상운전 지침은 만일 디젤발전기가 외부전원 상실 6분 후까지 가동이 안될 경우 운전원이 모든 행동을 취하게 되어 있으나 원전가동 경험을 볼 때 NAPP-1에서 발생한 심각한 화재 동안에만 특별한 station blackout이 한번 발생하였으며, 위에서 언급된 소방수 공급 뿐만아니라 비상운전 지침은 노심을 성공적으로 냉각시키기 충분하였다.

- 한국

KINS가 중수형 원자로의 GSI들을 통한 검토 중에 있으며, 검토가 완료되면 고려 사항들이 결정될 것이다. 또한 중수형 원자로에 대한 새로운 안전현안에 대한 연구가 시작될 예정이다.

- 루마니아

ES1 과 AA1 의 내용에 포함된다.

2.1.7 압력관 파손에 따라 감속재 상실이 동반된 경우의 해석

2.1.7.1 개요

본 사안은 운전중 CANDU 원자로에서 압력관파손의 결과에 대한 경우이며, 핵연료채널 파손 실험이 산업체에서 수행되었다. 운전중 원전의 압력관파손은 노심 내.외부의 LOCA, 중수감속재의 손실에 이르게 하는 감속재 경계의 침해, 인접한 핵연료채널을 포함한 원자로계통, 구조 및 부품에의 손상과 반응도 제어기구, 칼란드리아, 핵연료-칼란드리아 혹은 원자로건물로의 방출에 의한 손상 등과 관련되어 있다.

각 원전마다 이러한 사고해석이 안전해석 보고서에 제시되어 있으나 안전성보고서에서는 LOCA를 포함한 대량의 감속재손실(LOM)의

사고 시나리오는 무시하였다. LOCA/LOM의 사고가 무시되었다는 사실에도 불구하고 산업체에서는 유용하지 않는 ECI를 동반한 사고해석 방법으로 감속재를 원자로의 궁극적인 열제거원로서 신뢰해 왔다.

안전성 보고서에서는 감속재손실을 동반한 LOCA 사고는 검증하지 않았으며, OPG는 칼란드리아 손상과 관련하여 ECI가 유용하지 않다면 감속재 손실률이 보충율을 훨씬 초과하므로 채널 차폐마개의 방출은 열제거원인 감속재 능력을 심각하게 위협하게 한다고 기술하였다. 따라서, 유용한 열제거원의 없을 경우 핵연료가 고온에 이르러 많은 양의 방사성 물질을 방출하게 하는 중대사고에 이르게 할 수 있다. 또한, 산업체에서 수행한 핵연료채널 파손실험의 결과 압력관파손은 기준에 가정한 것보다 훨씬 많은 양의 감속재 손실을 가져올 수도 있다고 하였다. 약 12가지 파손 실험중 몇 개의 압력관은 완전파단을 경험한다고 하였다. 핵연료채널 차폐마개의 방출에 따른 완전파단은 사고모형으로는 예상되지 않았었다.

특히, 초기파손 크기가 채널파손에 이르게 될 만큼 커지는 경우, 자관정체 파손의 경우에도 비슷한 결과가 발생할지도 모른다고 하였다. 본 사안에서 가장 쟁점이 되고 있는 것은 실험이며, OPG에 의해 주로 관찰되었다고 하지만 CNSC는 현재 인허가 받은 모든 원자로에 이의 적용을 고려하고 있다.

2.1.7.2 안전성 중요 관점

본 사고는 안전계통의 심각한 도전으로서의 정상 열제거 및 정지 냉각의 완전 손실에 이르게 하는 것 중 하나이다.

2.1.7.3 각국의 입장

- *Argentina*

본 사안은 PSA 업무중 일부분으로 개정 중에 있다.

- *Canada*

본 사안을 종결시키기 위해서는 피인허가자가 이러한 사고결과에 영향을 완화시킬 수 있는 방안을 제공하거나, 적어도 중요도를 감소시킬 수 있는 방안이 제안되어야 한다.

- *India*

인도 가압중수로의 경우 이미 존재하는 고유 공정계통에 의해

사고결과를 완화시키기 위해 시킬 수 있다. 노심 밖 혹은 압력관 파손과 더불어 칼란드리아관의 손상없이 LOCA가 발생하는 시나리오의 경우 ECC 계통에 의해 일차적으로 노심냉각이 유지될 것이다. 그러나, ECC 계통이 작동되지 않는 상황에서는 감속재가 열제거원으로 역할을 하지 못하게 된다. 감속재의 냉각능력을 확보하기 위해서는 감속재 냉각회로 내에 두 개의 부 회로를 설계하여 여분성을 제공하며 감속재냉각은 소방수로 보충되어야 한다. 감속재손실에 이르게 하는 감속재계통 파손의 경우 감속재를 둘러싸도록 할 수 있는 지침이 마련되어야 한다.

압력관 및 칼란드리아관 파손의 경우 감속재계통이 가압되며, 과열관에 의한 능동 과압 배출밸브가 열려 노심부품에 부하가 적게 걸리도록 한다. 이러한 상황에서는 비등에 의해 감속재 전체 재고량이 손실될 가능성이 있으며, ECC 불능상태의 노심은 과열되거나 용융이 발생할지도 모르지만 칼란드리아 내의 용융 데브리스는 수일동안 칼란드리아 볼트내 대량의 물에 의해 냉각이 가능하다. 가장 최악의 시나리오의 경우 과압탱크의 물이 최후의 보루이며, 이중 격납용기는 방사성물질 방출을 허용 선량 내로 한정시킬 수 있도록 하고 있다.

- 한국

KINS가 중수형 원자로의 일반안전현안들을 통한 검토 중에 있으며, 검토가 완료되면 고려 사항들이 결정될 것이다. 또한 중수형 원자로에 대한 새로운 안전현안에 대한 연구가 시작될 예정이다.

- 루마니아

중대사고에 관한 분석과 연구를 포함하는 인허가 절차상에서 적용된다고 CNCAN은 간주하고 있다.

2.1.8 감속재 온도 예측 해석

2.1.8.1 개요

LOCA 사고 동안 핵연료채널의 건전성은 감속재가 궁극적인 열제거원으로서 역할을 할 수 있는가에 달려 있다. 만일 칼란드리아 관 표면에서 드라이아웃이 발생하는 경우에는 핵연료채널 손상이 일어날 것이다. 압력관 건전성이 유지될 것인지를 보여주기 위한 계산은 몇

개의 전산코드에 의해 수행되며, AECB는 현재 주어진 엄격한 안전성 여유도 하에서 감속재 온도예측이 적절히 검증되지 않았다고 믿고 있다.

2.1.8.2 안전성 중요 관점

LOCA시 감속재 과냉각상태가 불충분할 경우 칼란드리아 표면의 드라이아웃에 의해 채널파손 가능성이 커진다.

2.1.8.3 각국의 입장

- *Argentina*

본 사안은 PSA 업무중 일부분으로 개정 중에 있다.

- *Canada*

문제시되고 있는 전산코드 검증을 위해 특수 실험장치를 건조하여 3차원 실험이 진행되고 있다.

- *India*

정체파손과 같은 LOCA 사고시 단기간에 냉각재 온도가 급격히 상승하지만 핵연료 선출력이 CANDU-6에 비해 현격히 낮은 IPHWR-220 MWe에서는 압력관부품에 의한 칼란드리아 표면의 드라이아웃은 예상되지 않는다. 핵연료 선출력이 조금 높으나 CANDU-6에 비해 여전히 낮은 IPHWR-500 MWe에서는 칼란드리아 표면에서 드라이아웃이 예측될 것이다. 액체속에 용융금속이 떨어지는 것에 대한 연구과제가 시작되었으며, 이 연구분야에 대해 캐나다에서 수행된 결과의 정보교환이 필요하다.

- 한국

KOPEC은 궁극적인 열침(heat sink)으로서 유용성을 보장하도록 감속재가 충분히 아냉각상태임을 증명하도록 요구받았다.

- 루마니아

기술적 설계특성은 특수절차와 과도상태에 대한 비정상적인 발전소 운전절차에 의해 지원받는다. 그리고 중대사고에 관한 분석과 연구를 포함하는 인허가 절차상에서 적용된다고 CNCAN은 간주하고 있다.

2.1.9 기포 반응도 계수에 대한 해석

2.1.9.1 개요

CANDU 원자로심은 기포반응도계수가 양으로 유지되므로 대형 LOCA 가상사고의 경우 양의 기포반응도계수로 인해 노심출력이 증가한다. 따라서, CANDU 원자로는 노심내 기포율을 제한하고 출력펄스를 완화시키는 설계특성을 갖고 있으며, 두 개의 독립적인 자동 정지계통은 양의 기포반응도에 대응하여 재빨리 음의 반응도를 삽입하도록 설계되어 있다. 이러한 공학적 설계는 중수 천연우라늄 격자의 long prompt neutron life time을 갖는 CANDU 고유특성이다. 각 정지계통에 의한 시간조절 및 가동정지 특성 때문에 출력펄스의 양과 기간이 제한됨으로써 핵연료내 발생된 저장에너지가 핵연료나 핵연료채널의 건전성을 악화시키지 않을 것이다.

핵연료나 핵연료채널 건전성 허용한계를 충족시키기 위한 안전계통 성능의 허용도에 대한 안전성해석은 대부분 출력펄스의 수치모사에 기초를 두고 있다. 안전해석시 보수적인 방법으로 양의 기포반응도계수를 고려하는 것이 중요하므로 이 계수 결정의 정확도에 대한 평가가 요구된다. 냉각상태에 있는 새 핵연료의 경우 CRL에 있는 ZED-2 실험으로부터 중요한 자료를 얻을 수 있다. 그러나, 상업 운전중인 발전소의 운전조건 및 연소도에 따른 특정 실험자료가 부족하므로 CANDU에서 사용되는 이론적 모형 및 전산코드는 기포반응도 계산오차를 가지고 있다. 안전해석시 불확실도에 대한 오차가 포함된다 하더라도 특정 실험자료의 부족으로 상업 발전소의 운전조건에 대한 이 오차의 정확도가 충분히 기술되지 못하고 있다.

초기에 CNSC는 오차의 정확도에 불만족하여 불확실도 오차를 증가시키기를 요구하거나 보다 많은 상대적인 연구자료를 피인허가자에게 요구하였으며, 이에따라 상업적인 광범위한 실험을 CRL의 ZED-2 시험시설을 통하여 수행하였다.

새로운 실험결과를 포함한 실험연구 결과가 얻어졌으며, 이로 볼 때 설계 및 인허가 코드인 PPV에 의해 예측된 기포반응도오차 허용도에 대한 값이 적절치 못하다고 지적되었다. PPV는 원자로 출력 및 평균 연소도의 전형적인 값 조건에서 기포반응도 영향을 낮게 예측한다고 인식되었다.

CNSC의 검토에 따르면, 대형 LOCA 사고해석 결과의 높은 신뢰

도를 확보하기 위해서는 몇 가지 조치가 필요하며, 이들로

- 현재 노물리 인허가 방법 및 출력펄스 해석에 사용된 전산코드의 정확도 및 검증
- 노물리 전산코드 검증을 위한 실험계획의 적절성과 상업원전 및 예상사고 조건에서의 실험자료
- 보다 정확하고 검증된 방법으로 계산된 출력펄스 결과의 허용성, 안전계통 성능 유지를 위한 적절한 오차허용도

2.1.9.2 안전성 중요 관점

대형 LOCA시 핵연료 및 핵연료채널 건전성을 만족시키는데 있어서 불확실도는 격납용기내에 예측할 수 없는 방사능 누출을 일으킬지도 모르며 안전성 보고서의 사고해석 결과를 나쁘게 할지도 모른다.

2.1.9.3 각국의 입장

- *Argentina*

본 사안은 PSA 업무중 일부분으로 개정 중에 있다.

- *Canada*

본 사안을 종결시키기 위해 피인허가자는 적절한 실험계획과 보다 정확한 방법론, 적절한 오차허용도에 기초를 둔 해석이 수행하여야 한다. 그리고, 적절한 interim measure를 수행해야 하며, 다음의 사항이 만족되어야 한다.

1. 기포반응도 관련 대형 LOCA 방법론에 포함된 여러 가지 불확실도 및 오차의 출처에 대한 체계적이고 포괄적인 검토 및 평가 수행
2. 기포반응도계수 예측에 대해 보다 확고한 입증자료 제공과 상세한 실험계획 및 해석 검증을 위해서는 다음의 내용들이 나열되어야 한다.
 - 2.1 연소도, 냉각수순도, 감속재독극물, 감속재순도, 핵연료온도 및 압력관크립 등에 대한 운전조건의 영향
 - 2.2 핵자료의 불확실도 영향
 - 2.3 확산가정의 한계, LOCA 사고시 노심기포 형태, 국부중성자흡수봉, 핵연료 연소도 분포 등과 관련된 불확실도 영향
3. 기포 반응도와 관련된 보다 정확하고 검증된 노물리 해석방법

및 실험에 기초를 둔 허용오차를 이용한 대형 LOCA 해석의 개정

- *India*

인도 가압경수로들의 기포반응도 계산을 위해 1970년대 후반 DUMLAC 격자코드가 이용되었다. 그 다음으로 격자코드인 CLIMAX 및 적분 전달이론 코드인 CLUB이 개발되었으며, 이 코드들은 69군 WIMS 라이브러리를 축약한 27군 단면적을 이용한다. 이들 코드들은 캐나다 CRL의 ZED-2 원자로에서 수행된 실험자료로 검증되었고, IAEA에 의해 가압경수로들의 노심핵연료관리 검증해석을 위해 이용되었으며, IAEA-TECDOC-887 (1996, June)에 문서화되었다.

CLUB 코드는 현재 해석용으로 이용되고 있으며, 고연소도 영역에서 반응도를 보다 보수적으로 예측하는 것으로 나타났다. AERB는 고연소도 영역에서의 보다 높은 반응도를 예측하는 CLIMAX 및 CLUB 코드를 검토하였다.

- *Korea*

한국의 CANDU 원자로 기포반응도에 대한 불확실도 값에는 문제가 있다. 한국 규제기관으로서 KINS는 본 사안에 대해 CNSC의 위치에 완전히 동의하고 있으나 COG에 의해 수행된 기포반응도계수의 실험자료는 가지고 있지 못하여, 본 사안에 대해 국제협력 필요성을 강력히 요구하고 있다.

CANDU 원자로의 기포반응도계수는 초기노심에서 평형노심으로 진행됨에 따라 달라지며, 감속재독극물 및 다른 변수들에 의해서도 달라진다. 또한, 여러 가지 운전조건 및 사고조건에 따른 기포반응도계수의 측정이 어려우므로 기포반응도계수 측정이 불가능한 경우에는 정확한 방법론에 기초한 노물리 코드들을 이용하는 방안이 고려될 수 있다. 수송이론이나 다군 축약 방법을 이용한 일반적인 방법론의 결과가 실험 혹은 CANDU 특정 방법론으로부터 얻어진 결과와 비교할 수 있다. 시간 및 공간분할, delayed 중성자 변수, 열중성자 feedback 등과 같은 많은 변수가 포함되어 있기 때문에 출력펄스의 정확도에 대한 상세한 검토가 매우 중요하다.

- *루마니아*

특별한 행동은 취해지지 않았으나, “operational experience feedback program”의 일부분으로 고려하고 있다.

2.2 요약

중수로용 원자로의 경우 안전해석 방법론, 이용된 전산코드의 적용 타당성 등에 대한 문제점과 그 해석결과의 정확성 및 신뢰성에 대해 총 9가지의 문제점과 그 해결을 위한 각국의 조치 및 방안을 기술하였다. 국내에서도 상기 사안들 중 몇가지 문제점들을 해결하기 위한 노력을 하고 있으며, 대형 냉각재 상실사고시 기포반응도 계산 결과에 대한 신뢰성 확보, 감속재 온도분포의 3차원 해석을 위한 3차원 해석 코드 도입 및 해석, 격납건물내 수소농도 분포 계산의 정확성을 위한 상용 코드에 의한 3차원적인 해석방법의 도입 등이 고려되고 있다.

안전해석에 대한 상기 사안들 중 현재 국내에서 수행하고자 하는 업무 이외의 사안에 대해서는 국내 중수로 원자로 적용시 기술적 타당성을 검토한 후 필요한 경우 국제적인 협력을 통해 해결해 나가야 할 것으로 보인다.

3. 국내 기관 검토의견

본 절에서는 국내기관 검토의견을 종합하였으며, 안전현안의 적합성의 의견일치 항목과 의견불일치 항목의 배경 및 사유에 대하여 정리하였고, 표3.1에는 전체 검토 항목에 대해 각 기관별 검토 의견을 종합, 요약하여 나타내었다.

3.1 기관별 의견일치 - 적합항목

3.1.1 Adequacy of plant data used in accident analyses

가. 배경

Compliance with bundle and channel power limits

집합체와 채널의 출력 제한치는 각 발전소의 운전허가 기준에서 규정한다. 사업자는 이러한 제한치들을 반드시 지켜야한다. 그러나 현재 집합체와 채널의 출력 제한치에 대해서는 관련된 계산의 에러가 잘 정의되어 있지 않은 실정이다. 만약 많은 불확실도가 허용된다면 채널과 집합체의 출력은 용적출력(bulk power)보다 더욱 제한적으로 되어야 할 것이다.

Operation with Flux Tilt

Flux 기울기를 동반한 운전에서 ROP(regional overpower protection)나 NOP(neutron overpower protection)에 의한 원자로 정지는 분석에 의해 입증되는데 이러한 분석에서는 지속적인 운전이 허용되는 다른 상태들에 대한 고려도 포함된다.

ROP/NOP 시스템 설계는 어떤 reference flux와 perturbed flux에 대한 시뮬레이션으로부터 유도된 정보들에 근거한다. 그리고 어떠한 채널도 극한 출력 제한치에 도달하지 않도록 시뮬레이션으로부터 trip setpoint가 결정된다.

문제는 정지 설정치 유도에 사용된 오차 허용치의 정확도에 있는데 이 정확도는 기준 flux, 섭동 flux 및 관련된 simulation ratio(섭동에 의한 채널 출력과 flux의 변화율)들의 정확도에 민감하기 때문이다.

ROP/NOP 정지 설정치의 정확도를 입증하려면 사업자는 다음 사항을 준수해야 한다.

- a. 어떠한 운전 조치에 앞서 flux 기울기를 동반한 연장 운전 (prolonged operation)에 대해 현재 운전 절차에서 허용된 flux 기울기의 최대치를 결정해야 한다.
- b. 현재 운전 절차에서 허용된 최대 flux 기울기와 설계 기준에 의해 정상상태 flux 분포를 산출하고 정상상태 flux 형태에 따른 비정상 섭동 flux 형태를 산출해야 한다.
- c. 위의 flux 형태에 대한 simulation ratio들을 평가하고 이 ratio가 어떠한 요구 오차 허용치 범위 내에서도 변화가 없는지를 결정한 후에 ROP/NOP 정지 적용범위를 결정해야 한다.

Quality Assurance of Safety Analysis

모든 사고 분석은 적합한 기하정보, 물성치, 물리적 및 열수력적 정보에 의거해야 한다. 따라서 사업자는 신빙성 있고 입증가능한 발전소 데이터들을 보유하고 있어야 하며 적절하게 그것들을 입증해야 한다.

나. 사유

(1) KOPEC

원자로 운전의 안전성을 보장하는 안전해석에 있어서 사고의 초기 조건은 사고의 진행과 결과에 매우 큰 영향을 준다. 따라서 초기조건의 준수는 안전해석의 유효성 및 원자로 운전의 안전성에 매우 중요하다. 그러므로 사고 해석의 중요한 초기조건중의 하나이며, 인허가 사항으로 규정된 최대 채널 및 다발 출력은 모든 불확실도를 감안하여 한계치 내에서 준수되어야만 한다. 또한 사고해석에 사용된 모든 자료의 정확성 및 신뢰도는 사고해석 결과의 유효성 및 신뢰성에 매우 중요하며 원자로의 안전성을 판단하는 중요한 근거가 된다. 그러나 이항은 이미 CANDU 6의 ROP trip setpoint 설정을 위한 해석에서 이미 반영되었기 때문에 월성 원자로에의 적용은 적당하지 않다.

(2) KAERI

- 1, 2차 검토분

- 1) 국내 중수 원전의 다발 및 채널 출력 계산 방법과 관련한 오차를 명확히 정의하고 그 오차 허용도가 타당한지 검토가 필요함

- 2) ROP/NOP 해석 시 오차 허용도 적정성의 재검토 필요함
- 3) 안전해석에 이용되는 발전소 자료의 QA 표준에 적합한지 검토가 필요. 적합하지 않는 경우 QA 프로그램의 수정. 보완이 요구됨

- 3차검토분

1) 다발 및 채널 출력제한치의 준수

원자로의 최대출력 제한치가 제대로 준수되며 운전되고 있는지에 대한 문제제기이다. 현재로는 원자로의 다발 및 채널출력이 해석에 의해 결정된 운전절차에 따라 원자로를 운전함으로써 운전 제한치 이하로 준수되고 있다고 주장되고 있으나, 이 운전절차를 수립하는데 사용된 해석의 오차가 명확히 정의되어 있지 않아, 이 오차가 주장되고 있는 값보다 크게 되는 경우 다발 및 채널 출력오차도 커지게 되어 현재상태로는 운전 제한치를 넘게 운전할 가능성도 있게 된다. 따라서 이 해석에 대한 오차분석이 재수행 되어 다발 및 채널의 운전 제한치가 제대로 준수되며 운전되고 있는지를 밝힘이 바람직하다고 판단됨.

2) 중성자 속 Tilt 상태에서의 운전

마찬가지로 tilted flux상태로 운전되어 오던 원자로의 trip setpoint 설정의 적합성도 simulation ratio의 invariance하다는 기본가정의 정당성을 입증함으로써 밝혀져야 한다고 판단됨. 만약 이 가정이 틀릴 경우 이 가정의 수정으로 인해, 즉 simulation ratio가 변함으로 인해 NOP/ROP 계통의 효과성에 얼마나 영향을 미치는 지가 평가되어야 한다. 또한 flux tilt의 정의가 RRS계통에서 정의하는 regional power에 의해 정의되는 반면 이를 국부적인 다발 및 채널출력으로 환산할 때 어떻게 되는 지도 밝혀야 하며, 이의 NOP/ROP계통의 효과성에 미치는 영향도 평가되어 해당 trip set point설정의 타당성이 입증되어야 한다.

3) 사고해석에서의 품질보증

모든 사고해석 활동 및 결과에 대한 품질보증이 요구되는 바, 향후 허가될 모든 인허가에 대해서는 사고해석과 이에 사용된 모든 자료들에 대한 품질보증 절차를 수립하여, 그 적합성에 대해 인허가 당국의 동의를 얻은 후, 이에 따라 사고해석을 수행

함이 바람직하다고 판단됨.

(3) KEPCO

A) Compliance with bundle and Channel power limits

- 현재 AECL이 PP-V 대신 WIMS를 포함한 RFSP-IST를 개발하여 검증중인데 코드 개발과 검증이 AECL과 캐나다 발전소에서 이루어지고 있어서 기술 자립이 이루어지지 않고 있음.
- code는 검증이 완료된 후 도입할 예정이며 기술독립과 자료수집, 분석방법 확립을 위해 R&D 수행 (RFSP는 off-line인데 on-line으로 계산하여 불확실도를 줄이는 방법 포함)

B) Operation with flux tilt

- ROP 트립설정치 유효성 계산에 포함되지 않은 부분이 있다고 하였으나 AECL은 조치 완료하였다고 하였음.
- CNSC의 검토 결과를 보고 추후 검토 예정.

C) Quality assurance in safety analysis

- 안전해석에 사용한 기하학적 자료와 수력학적 자료 등 모든 자료의 검증이 QA측면에서 필요함에 따라 현재 캐나다에서 진행중임.
- 결과를 보고 추후 검토예정.

3.1.2 Need for analysis of accidents under low power and shutdown condition

가. 배경

유지보수 또는 연료의 재장전을 위한 원자로 정지 시에는 몇몇 안전 계통이 꺼지거나 고립된다. 현재까지는 저출력 시와 원자로정지 기간에 관한 연구가 많지 않았지만 최근에 수행된 저출력과 원자로 정지 기간동안에 유발 가능한 사고에 대한 연구는 보론 희석, 잔열 제거의 상실, 일차측 냉각재의 상실, 소외 전원의 상실, 그 외 화재와 인재 등에 의한 사고의 위험이 높다고 보고하고 있다.

나. 사유

(1) KOPEC

저출력 및 정지조건에서 발생하는 사고에 대한 해석수행 필요성 여부는 먼저 PSA 결과를 보아야 함. 최근에 건설되는 경수로에 대해서는 저출력 및 정지조건에 대한 PSA가 수행된 예가 있으나 중수로에 대해서는 아직 PSA 결과가 가용하지 않으므로 기다려 보아야 할 것으로 판단됨.

(2) KAERI

- 1, 2차 검토

- 1) 지적된 바와 같이 저출력 및 원자로 정지조건시 유지보수 및 재장전을 위해 원자로가 정지될 때 안전계통이 작동하지 않는 조건에서 사고가 발생하는 사고의 경우에 대한 해석이 요구됨
- 2) 이 경우 사고위험의 주된 인자는 보론 희석, 원자로 냉각계통의 줄어든 재고량으로 인한 잔열제거 능력상실, 일차계통 냉각재 손실, 외부전원 상실, 화재 및 인적오류 등이 될 수 있으며, 이에 대한 대비책 마련이 요구됨
- 3) 혹은, 저출력 및 정지모드에 맞는 사고전개를 묘사하는 해석에 대한 재평가가 필요함

- 3차 검토

저출력 또는 원자로정지 상태에서 일어나는 사고에 대한 사고해석의 필요성을 제기한 것이다. 원자로 출력이 낮다는 이유로 다중방어의 깊이나 보호조치가 상대적으로 허술한 저출력 또는 원자로정지상태에서 일어날 수 있는 사고에 대한 위험도를 재평가하고, 그 결과에 따른 적절한 시정조치를 행함이 권고된다.

(3) KEPCO

- 정지기간의 안전계통 보수작업 등은 보증정지 상태에서 노심 냉각과 heat sink 확보를 고려하여 수행되며 운전원 조작성 상황에 따른 운전절차에 의해 이루어짐.
- 저출력과 정지기간 동안의 사고 발생은 안전계통 신뢰도 확보로 대처할 수 있으며 사고 발생 시는 EOP, AOP에 의해 수행 가능함.
- heat sink 상실, 냉각재 상실 등의 위험요인에 대한 사건 진행과

정과 평가는 EOP와 SDM에 있고 최종적으로 감속재에서 heat sink 역할을 함

- GSI로 고려할 필요 있음.

3.1.3 Analysis for void reactivity coefficient

가. 배경

중수형 원자로는 양의 기포 반응도 계수를 가지므로 대형 LOCA 시에 궤환 효과로 인한 노심의 온도 상승이 있게된다. 한편 연료와 연료 채널의 건전성 허용 범위 확보에 관한 안전성 분석은 power pulse의 수치 해석에 심히 의존하고 있다. 이에 대한 불확실도는 예상치 못한 방사선 누출로 이어질 수 있으며 따라서 반응도 계수에 대한 정확도 평가가 요구된다.

최근의 CANDU 산업체에서 사용되고 있는 이론적 모델과 해석코드의 입증에 있어서는 노내 운전조건과 연료 연소도에 대한 상세 실험 데이터의 부족으로 기포반응도 계산과 관련된 오차가 잘 정의되어 있지 않은 실정이다. 또한 안전성 해석에 포함된 불확실도가 허용되고 있기는 하지만 원자로 조건에 대한 이러한 허용의 적절성은 완전히 입증되지 않았다.

이러한 연유로 CNSC는 사업자들에게 적합한 실험에 근거한 보다 많은 자료를 요구했고 이에 Chalk River Lab.의 ZED-2 원자로에서 사업체와 연계된 실험 프로그램이 착수되었다. 이어서 수행된 새로운 실험들의 결과는 인허가코드인 POWDERPUFS-V (PPV)에 사용된 VREA(void reactivity error allowance)의 잠정적 값이 적절치 않음을 지적했고, 평균 연료 연소도와 원자로의 특정조건에 대한 기포계수의 영향이 낮게 평가되었음이 인식되었다.

대형냉각재 상실사고 해석 결과의 신뢰도를 보장하기 위해 구체적인 조치가 요구되는 분야는 다음과 같다.

- power pulse 해석에 사용되는 해석 코드와 인허가 절차상의 현재 원자로 물리의 정확도와 입증.
- 원자로의 각 조건에 대한 데이터와 해석 코드의 입증을 위한 실험 프로그램의 적절성.
- 안전 계통 수행을 뒷받침하기 위한 보다 정확하고 입증된 방법론 및 적절한 허용차(allowance)에 의해 수행된 power pulse 계산

결과의 수용성

나. 사유

(1) KOPEC

안전해석 방법 및 전산코드들의 신뢰성이 없으면 이들에 의한 결과도 유효하지 않으며, 이에 따라 원자로의 안전성도 확신하지 못한다. 기포반응도는 대형 냉각재 상실 사고에서 power pulse를 결정짓는 중요한 변수로써 매우 중요한 값 중의 하나이다. 따라서 충분한 정확성을 갖고 검증이 된 방법 및 tool을 확보하는 것은 매우 중요하며, 원자로의 안전성을 판정하는 중요한 수단이다.

(2) KAERI

국내에서 이에 대한 대비책으로 과제가 수행되고 있으며 적절하다고 판단된다. 이를 위해 캐나다 AECL-CRL의 ZED-2 실험 자료, 일본 DCA 실험자료, 국내 중수 원전의 시운전 자료 등의 입수를 통해 해결할 수 있으리라 판단된다. 현재 사용되고 있는 노물리 해석 코드들의 계산결과에 대한 신뢰도 확보를 위해 연소도, 냉각수 순도, 감속재 독극물, 감속재 순도, 핵연료온도 및 압력관 크립 등에 대한 운전조건의 영향의 검토와 핵자료의 불확실도 영향, 확산가정의 한계, LOCA 사고 시 노심기포 형태, 국부 중성자흡수봉, 핵연료 연소도 분포 등과 관련된 불확실도 영향 및 기포 반응도와 관련된 보다 정확하고 검증된 노물리 해석방법 및 실험에 기초를 둔 허용오차를 이용한 대형 LOCA 해석을 수행하여 기존 안전성보고서를 개정함이 바람직함. 현재 대형 냉각재 상실사고 시 일어나는 power pulse현상을 해석하는데 사용되는 노물리 해석코드의 기포반응도 예측 정확도에 대한 문제제기와 이의 불확실도가 안전 여유도에 미치는 영향평가에 대한 사안이다.

현재 천연우라늄 핵연료를 쓰는 CANDU 원자로의 노물리 격자해석은 POWDERPUFS-V (PPV)를 쓰고 있는데 이 코드의 기포반응도 예측이 실험자료와 비교하여 상당한 차이가 있다는 점은 이미 밝혀져 있다. 또한 사고 시 예상되는 운전조건 중 일부인 fresh 상태에 대한 실험자료가 확보되어 있다. 따라서 나머지 운전조건에 대한 PPV의 기포반응도 예측 정확도가 규명되어야 하는 바, 현재까지는 가정된 불확실도의 보수성이 입증되지 못하고 있다. 따라서 이 방법론에 의해 수

행된 power pulse 해석에 대한 보수성이 의문시되고 있다. 이에 대한 적절한 해결방안이 사업자와 규제기관 간에 세워져, 적절한 기간 내에 실행되어야 할 것이다. 이에 대한 캐나다의 CNSC의 사업자에 대한 요구사항은 아래와 같다.

- A) 현재 인허가체제하에서 power pulse해석에 쓰이고 있는 원자로 물리해석방법과 전산코드의 정확도 평가 및 검증
- B) 노물리 해석코드의 검증에 필요한 실험프로그램의 적절성과 상용원자로에 해당되는 조건 및 예상과도상태에 대한 자료의 적절성
- C) 더 정확하게 개선되어 검증된 해석방법과 허용 불확실도로 수행된 power pulse해석의 결과에 대한 안전계통성능 확보 면에서 본 적합성

(3) KEPCO

- 허가 받은 PP-V 코드에서 계산한 기포 반응도 값이(LOCA 해석) 적당치 못하여 AECL이 WIMS로 대체하여 검증중임.
- 결과에 따라 프로그램 변경과 월성 2,3&4호기 안전해석을 재수행하는 것을 검토하고 월성 1호기는 추후 FSAR을 재작성하면 수행
- GSI로 고려할 필요 있음.

3.2 기관별 의견 불일치 항목

기관별 의견 불일치 항목에 대해서는 각 항목에 대한 각 기관별 판단사유에 대해서만 나타내었다. 각 항목의 배경은 3.4절에 이미 나타나 있다.

3.2.1 Adequacy of scope and methodology of DBA analysis

가. 사유

(1) KOPEC(부적합)

국내의 경우 월성 1호기와 월성 2,3,4호기의 상황이 매우 다름. 월성 2,3,4호기의 경우는 설계기준사고의 범위 및 방법론이 CNSC 권고문서인 C-6에 근거하여 이루어졌으나 월성 1호기의 경우는 운영허가 발급당시의 안전성분석보고서를 그대로 유지함. GSI로의 취급여부는

규제기관의 판단사항이나 주기적안전성평가(periodic safety review)와 연관시키는 것도 한가지 방안이 될 것임.

(2) KAERI(적합)

설계기준사고는 발전소의 안전을 위협할 수 있는 모든 범주의 가능한 시발사건을 포함하도록 결정론적인 사고해석방법론에서 선정된다. 현재까지 수행된 사고해석의 경우 이 선정은 직관적인 방법이나, 사고해석 경험자들의 engineering judgement에 의거, 또는 부분적인 발전소 계통별 PSA 결과에 의거 수행되어왔다. 따라서 DBA가 일관성이 있고 포괄적인 full scope PSA에 의해 선정되지 못함으로 인해, 예상치 못한 과도상태나 사고가 심각한 방사선 누출로 이어질 가능성을 배제할 수 없게 되어있다. 이에 대한 조직적인 해결방안이 제시되어야 한다.

해결방안으로는 발전소별 설계자료에 근거한 포괄적인 full scope PSA를 통해 각 사고 시나리오에 대한 risk spectrum 또는 frequency spectrum을 근거로 설정되는 허용 dose나 허용방사능누출 제한치에 따라 해당 사고범주의 DBA를 선정할 것을 권고함.

3.2.2 Adequacy of plant data used in accident analysis

가. 사유

(1) KOPEC(부적합)

이미 CANDU 6의 ROP trip setpoint 설정을 위한 해석에서 이미 반영되었기 때문에 월성 원자로에의 적용은 적당하지 않다.

(2) KAERI(적합)

Tilted flux상태로 운전되어 오던 원자로의 trip setpoint 설정의 적합성도 simulation ratio의 invariance하다는 기본 가정의 정당성을 입증함으로써 밝혀져야 한다고 판단됨. 만약 이 가정이 틀릴 경우 이 가정의 수정으로 인해, 즉 simulation ratio가 변함으로 인해 NOP/ROP 계통의 효과성에 얼마나 영향을 미치는 지가 평가되어야 한다. 또한 flux tilt의 정의가 RRS계통에서 정의하는 regional power에 의해 정의되는 반면 이를 국부적인 다발 및 채널출력으로 어떻게 환산하는지도 밝혀져야 하며, 이의 NOP/ROP계통의 효과성에 미치는 영향도 평가

되어 해당 trip set point설정의 타당성이 입증되어야 한다.

(3) KEPCO(적합)

- ROP 트립설정치 유효성 계산에 포함되지 않은 부분이 있다고 하였으나 AECL은 조치 완료하였다고 하였음.
- CNSC의 검토 결과를 보고 추후 검토 예정.

3.2.3 Computer code and plant model validation

가. 사유

(1) KOPEC(부적합)

안전해석에 사용되는 전산코드, 방법론 및 가정 등은 사고별로 또는 해석 Discipline 별로 Analysis Basis 문서로 기술되어 있음. 안전해석에 사용되는 발전소 모델에 대한 입력자료는 품질보증 절차에 따라 생산되고 검증됨. 우리 나라에서 사용하는 안전해석 전산코드는 캐나다 AECL로부터 도입된 것으로서 캐나다에서의 추가 검증결과를 추적하여 반영하는 것이 필요할 것임.

(2) KAERI(적합)

사고해석에서 사용된 전산해석코드나 해석모델, 그리고 사용된 입력자료의 적합성에 대한 문제 제기이다. 현재 사고해석에 사용되고 있는 전산코드가 실제현상에 부합하는 해석모델을 갖추고 있으며, 적절히 검증되어있는지, 그리고 해석에 사용된 제반조건 (예를 들어 LOCA 사고 시 일차냉각계통 펌프가 꺾게 될 입. 출구의 경계조건이나, LOCA blowdown시 꺾게 될 voiding에 의한 원자로격자의 반응도 증가율 등)들이 실제보다 적절히 보수적으로 가정되어 사용되고 있는지 등에 대한 검토가 해석코드 기능전반에 걸쳐 일관성이 있게 수행되어야 한다. 이를 위해 사업자는 해석에 사용된 code validation program을 작성하여 인허가기관의 검토를 거쳐, 동의를 득한 후 이에 따라 사고해석에 사용되는 모든 전산해석코드 및 해석모델을 검증함이 바람직하며, 사고해석에 사용되는 모든 입력 및 상관식, 경계조건 등의 적합성에 대해서도 마찬가지로 일관성으로 마련된 QA절차에 따라 입증함이 바람직하다고 판단된다.

(3) KEPCO(적합)

(가) Computer code and plant model validation

- AECL이 안전해석에 사용된 코드들을 대체하는 것으로 검증중임.
- 결과를 보고 프로그램 대체를 검토예정(AA 9 참조)

(나) PHT pump operation under two-phase flow condition

two-phase에서 PHT p/p 특성과 PHT 계통 배관의 stress를 재분석이 현재 진행 중이므로 결과에 따라 보완책이 제시되면 반영을 검토 예정.

3.2.4 Need for severe accidents analysis

가. 사유

(1) KOPEC(부적합)

우리 나라에 도입된 CANDU 6 는 설계상 핵연료채널 외부에 감속재 및 차폐냉각재가 존재하고 안전해석에서 특수안전계통(비상노심냉각계통 및 격납건물 계통)의 고장경우도 설계기준사고에 포함시켜 분석을 함으로 중대사고해석 필요성이 크지 않으며 캐나다에서도 요구하지 않고 있음.

(2) KAERI(적합)

본 사안은 핵연료 파손시 감속재에 의해 노심이 충분히 냉각될 수 있음을 보임으로써 종결될 수 있으며, 수소 거동, 냉각채널 변형, 감속재를 통한 열전달 등의 중요한 현상에 대한 해석이 수행되어야 하며, AA1의 사안과 동일 선상에서 고려함이 바람직함.

(3) KEPCO(유보)

월성 1,2호기는 중대사고에 기준 및 분석은 없으나 영광 3,4호기, 울진 3,4호기 운영허가와 관련하여 사고관리 계획 수립을 요구하였고 98년 과학기술부의 한국표준원전 중대사고 지침서 개발과 관련하여 중수로형 원전에서도 중대사고에 대한 기준, 분류 분석 방법 등에 대한 연구의 필요성이 대두됨. 아직까지 중대사고에 대한 개념과 항목이 중수로에서 결정되지 않았음.

- 추후 범위가 확정되면 검토 필요.

3.2.5 Need for analysis of total loss of AC power

가. 사유

(1) KOPEC(부적합)

발전소의 모든 필수 및 비필수 교류전원의 완전상실사고는 보통 station blackout으로 불리며 이 사고는 중대사고에 포함됨. 따라서 이 항목은 AA5와 동일하게 취급하는 것이 타당함.

CNSC에서는 90G02 "Core Cooling in the Absence of Forced Flow"에서 원자로 냉각재펌프가 상실된 경우 자연순환에 의한 노심잔열제거의 유효성을 다루고 있음. RD-14실험결과에 의하면 일부실험에서 예상과 달리 높은 냉각재 재고량 조건에서 핵연료모사체가 가열된 것으로 밝혀져 강제순환이 상실된 경우에도 노심 냉각이 가능하다는 현재의 안전성분석보고서 내용이 유효함을 증명할 것을 요구하고 있음.

(2) KAERI(적합)

- 1, 2차 검토의견

- 1) station blackout시 (발전소 내부의 비상전원 상실과 동시에 외부전력 상실) 잔열 제거는 냉각수의 자연대류에 의존하게 되며, 자연대류에 의해 노심의 냉각 성능이 효과적임을 보여야 함
- 2) 캐나다 AECL의 RD-14M 시험시설에서의 이상류 (증기 및 액체) 자연대류 실험결과를 입수하여 이의 타당성을 보임이 적절하다고 판단됨
- 3) 혹은 본 사안에 대한 실험적 검증이 안될 경우 인도의 경우와 같이 적절한 설계 변경이 고려되어야 함

- 3차 검토의견

발전소 4급 전원 정전과 함께 소내 비상 AC 발전기가 고장난 사고의 경우, 이로 인해 일차 냉각재 펌프가 작동 못하게 되고 노심 냉각을 자연대류 순환에 의존케 될 때 이 사고는 중대사고로 발전될 가능성이 있다. 따라서 이 사고 시나리오에 대한 해석이 필요하며, 특히 현 사고해석 중 자연대류에 의한 노심 냉각부분이 하자가 없이 유효하다는 사실을 실험자료를 근거로 밝혀져야 한다.

(3) KEPCO(적합)

월성의 경우도 전체 교류전원 상실 시에는 열대류 냉각을 수행하도록 관련절차서 (운전, 비상운전 등)에 기술되어 있으나 잔열 제거 효과에 대한 상세한 분석은 수행되지 않았음. GSI로 고려할 필요 있음.

3.2.6 Analysis for pressure tube failure with consequential loss of moderator

가. 사유

(1) KOPEC(부적합)

현재 비상노심냉각계통상실을 동반하는 냉각재상실사고시에 감속재가 효과적인 열제거원으로 작용하고 있음. 비상노심냉각계통상실을 동반하는 압력관 파단 후에 종단이음관(end fitting)까지 파손되어 감속재가 고갈되는 가상사고 시나리오는 발생확률이 극히 낮음. 이러한 사고시나리오는 중대사고에 포함되며 발전소운영자가 할 수 있는 것은 이러한 사고발생시의 영향을 최소화 또는 완화시키는데 필요한 조치를 절차서에 반영하는 정도일 것임. 재검토사항

(2) KAERI(적합)

- 1, 2차 검토의견

운전중 CANDU 원자로에서 압력관 파손의 결과에 대한 경우이며, 이때 노심 내.외부의 LOCA, 중수 감속재의 손실에 이르게 할 수도 있으며, 인접한 핵연료채널을 포함한 원자로계통, 구조 및 부품에의 손상과 반응도 제어기구, Calandria, 핵연료-Calandria 혹은 원자로건물로의 방출에 의한 손상 등과 관련되어 있다. 따라서, 이에 대한 대처 방안으로 LOCA를 포함한 대량의 감속재손실(LOM) 사고 시나리오에 대한 사고 모형을 고려하여 수행해야함이 바람직하다. 이에 대해서는 OPG에 의해 주로 관찰되었다고 하지만 CNSC는 현재 인허가 받은 모든 원자로에 이의 적용을 고려하고 있다. 인도의 경우 감속재의 냉각능력을 확보하기 위해 감속재 냉각회로 내에 두 개의 부 회로를 설계하여 다중성을 제공하며 감속재 냉각은 소방수로 보충되어야 한다. 감속재손실에 이르게 하는 감속재계통 파손의 경우 감속재를 둘러싸도록 할 수 있는 지침이 마련되어야 한다.

- 3차 검토의견

노심 내 핵연료 압력관 손상에 따른 in-core LOCA와 이에 따른 감속재 상실사고가 나는 사고시나리오의 경우 현재 사고해석에서 가정되는 ultimate heat sink인 감속재의 공급이 보장되지 않으므로 노심 용융의 상태까지 사고가 전개될 가능성이 있다. 따라서 이 사고 시나리오에 대한 심도 깊은 검토가 요구된다

3.2.7 Analysis for moderator temperature predictions

가. 사유

(1) KOPEC(부적합)

비상노심냉각계통상실을 동반하는 냉각재상실사고시에 핵연료채널의 건전성은 감속재의 과냉각도가 유지되어 궁극적인 열제거원으로서의 역할을 감당하여 채널 표면의 dryout을 방지할 수 있어야 함.

현재 캐나다에서는 CNSC가 감속재 온도를 계산하는 전산코드의 검증을 요구하고 있음. 월성 2,3,4호기 최종안전성분석보고서에는 3차원 감속재온도분포 계산에 상용코드인 PHOENIX를 사용하였음.

(2) KAERI(적합)

- 1, 2차 검토의견

LOCA 사고 동안 핵연료채널의 건전성은 감속재가 궁극적인 열제거원으로서 역할을 할 수 있는가에 달려 있다. 만일 Calandria 관 표면에서 드라이아웃이 발생하는 경우에는 핵연료채널 손상이 일어날 것이다. 압력관 건전성이 유지될 것인지를 보여주기 위한 계산은 몇 개의 전산코드에 의해 수행되며, CNSC는 현재 주어진 엄격한 안전성 여유도 하에서 감속재 온도 예측이 적절히 검증되지 않았다고 믿고 있다. LOCA시 감속재 과냉각상태가 불충분할 경우 Calandria 표면의 드라이아웃에 의해 채널파손 가능성이 커진다.

캐나다에서는 문제시되고 있는 전산코드 검증을 위해 특수 실험장치를 건조하여 3차원 실험이 진행되고 있으므로, 캐나다와 국제 협력을 통하여 이에 대한 대비책을 마련하는 것이 바람직함

- 3차 검토의견

LOCA시 압력관의 건전성 유지여부는 감속재의 압력관 냉각능력에 달려있다. 만약 압력관을 싸고있는 Calandria관의 감속재층 냉각능력이 임계열속에 의해 급격히 악화되는 경우 압력관의 건전성이 보장되지 못한다. 따라서 이에 대한 안전여유도를 확보함이 필수적이다. 실제적으로 이 안전여유도는 핵연료채널과 인접한 냉각재의 과냉각도로 표시되며, 이의 예측의 정확도는 감속재의 국부 압력과 국부 온도로 표현될 수 있다. 따라서 감속재의 탱크 내 국부 온도의 예측정확도는 바로 압력관의 파손여부에 대한 안전여유도와 직결된다. 따라서 감속재 3차원 해석의 국부 온도 예측 정확도를 다시 한번 적절하게 검증함이 요구된다.



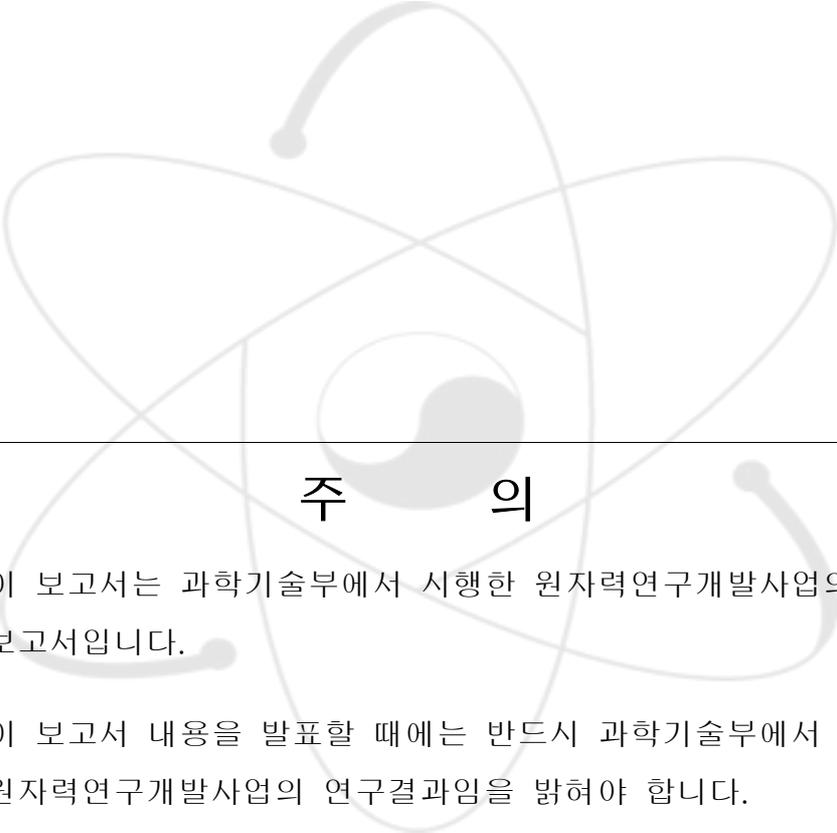
4. 연구개발 결과의 활용계획

국내에 적용할 수 있는 중수형 원자로에 대한 일반안전현안은 아직까지 명확하게 도출된 적이 없었다. 과거에 경수형 원자로에 대한 일반안전현안은 1950년대부터 미국을 비롯하여 많은 나라에서 관심을 가지고 논의를 하여 왔지만, 캐나다가 중심이 되어 개발한 중수형 원자로는 의외로 이 부분을 소홀하게 다루어왔다. 그러나 중수형 원자로의 운영 발전소가 증대되었고, 그로 인한 안전성 문제가 대두되고 있다. 국내에서도 최근 중수 누출이 있었고, 압력관의 손상 가능성, feeder 배관의 감육 문제가 불거지고 있다. 이러한 시점에서 비록 늦었지만 중수형 원자로의 일반안전현안을 도출한 것은 완벽하지는 않지만 큰 의의가 있다. 따라서 본 보고서에서는 중수로 관련 일반 현안들 중 안전해석 관련 현안들, 9가지에 대해 정리 요약하였으며, 이에 대해 각국의 입장 및 국내 유관기관이 바라보는 입장을 정리하였다.

본 연구에서 도출된 일반안전현안들은 주로 설계 부분이며 이들은 캐나다와 공동으로 해결해야 할 것이다. 또한 운전 중의 안전현안들이 있을 수 있고 그 밖에 아직 밝혀지지 않았던 문제들이 도출될 가능성이 많다. 현재 캐나다가 당면한 현안항목들을 보면 대부분 설계에 관련된 것이거나 규정에 관한 것이 많다. 그러나 다른 중수형 원자로 운전 중인 나라에서는 가동 중에 발생하는 현안들을 거론하고 있다. 근본적으로 안전성에 크게 영향을 줄 것으로 생각되는 현안들은 많지 않지만, 앞으로 운전을 계속하면서 예상되는 현안들이 상당히 있다. 따라서 4기를 운전하고 있는 우리로서는 빠른 시일 내에 안전성에 영향을 줄 수 있는 안전현안들을 찾아야 할 필요가 있으며, 이렇게 도출된 현안들을 해결하기 위해 노력해야 한다. 예상하기로는 일부 현안들은 상당히 많은 인력과 시간을 필요로 할 수 있다고 보인다. 이 경우 본 연구의 결과물이 대책을 마련하는데 큰 기여를 할 것으로 본다.

서 지 정 보 양 식					
수행기관보고서번호	위탁기관보고서번호				
KAERI/RR-2384/2002					
제목/부제	중수로 일반안전현안 안전성평가 방법론 개발				
연구책임자 및 부서명	민병주 (종합안전평가부)				
연구자 및 부서명	이보옥, 김형태, 윤 철, 김원영 (종합안전평가부), 류건중(핵자료평가팀)				
발 행 지	대전	발행기관	한국원자력안전기술원	발행일	2003. 3.
페이지	53 p.	도 표	유 (○), 무 ()	크 기	21×29.7 cm.
참고사항					
비밀여부	공개(○), 비공개()		보고서 종류	연구보고서	
연구위탁기관			계 약 번 호		
초록 (200단어 내외)	<p>본 연구에서는 중수로 보유국인 4개국의 일반안전 현안과 국제원자력기구(IAEA)의 국제 공동연구의 개발 동향을 조사함으로써 중수형 원자로에 대한 일반안전현안(GSI) 도출을 수행하여 국내외 일반안전 현안의 database를 구축하기 위한 기반 작업을 수행하였다. 또한 캐나다, 한국, 아르헨티나, 인도의 일반안전성 현안을 IAEA 일반안전현안 분류에서의 고려여부를 조사하였고 항목별로 IAEA 채택여부를 검토하였다. 도출된 각 항목의 발생원 인 및 내용, 조치 사항의 검토를 수행하여 중수형 원자로의 안전현안 적용 가능성을 평가 하였다.</p> <p>안전 현안의 국내 적용 타당성 평가를 위하여 각 국의 안전현안에 대한 검토 matrix를 작성하고 또한 IAEA 중수형 원자로 일반안전 현안 개발 동향 조사를 수행하여 새로운 결과를 검토하여 matrix에 반영하였다.</p> <p>각국이 제안한 항목들과 국내에서 제기한 항목들을 모두 묶어 검토한 결과, 우리 나라의 중수형 원자로에 가장 알맞는 일반안전현안들을 도출하였으며, 도출된 일반안전현안들은 설계부분과 운전부분의 안전현안으로 구분하여 도출하였으며 주로 우리 나라가 시급히 해결해야 할 것이다.</p>				
주제명키워드(10단어 내외)					
중수형 원자로(PHWR), 일반안전현안(GSI), 국제원자력기구(IAEA)					

BIBLIOGRAPHIC INFORMATION SHEET					
Performing Org. Report No.		Sponsoring Org. Report No.			
KAERI/RR-2384/2002					
Title/Subtitle		Development of Generic Safety Issue Assessment Technology for CANDU Reactors			
Project Manager and Department		Byung-Joo Min (Integrated Safety Assessment Division)			
Researcher and Department		B.W. Rhee, H.T. Kim, C. Yoon, W.Y. Kim (Integrated Safety Assessment Division), K. J. Ryu, (Nuclear Data Assessment Lab.)			
Pub. Place	Daejeon	Pub. Org.	KINS	Pub. Date	2003. 3
Page	53 p.	Il. and Tab.	Yes (O), No ()	Size	21×29.7 cm.
Note					
Classified	Unclassified(O), Classified()		Report Type	Research Report	
Sponsoring Org.			Contract No.		
Abstract (About 200 Words)		<p>In this study, a base work to construct the database of the domestic and foreign GSIs were done through performing the deviation of GSIs for the PHWR by investigating the development trend of international joint studies and the GSIs of 4 countries as the PHWR state and examined the IAEA acceptance of GSIs classification for the GSIs of Canada, Korea Republic of, Argentina and India</p> <p>We evaluated the possibility of application of the safety issue for PHWR by investigating causes, contents and follow-up measures of each items.</p> <p>To evaluate the domestic application validity of the safety issue, We made the investigation matrix for the safety issue of each countries and also are reflecting new results in investigation matrix by examining IAEA PHWR GSI development trend.</p> <p>We intended to derive the GSIs which are most appropriate in our PHWR by examining every issues. the derived GSIs are divided into the design parts and the operation parts. And they have to be solved as soon as possible.</p>			
Subject Keywords (About 10 Words)		Pressurized Heavy Water Reactor (PHWR), Generic Safety Issue (GSI), International Atomic Energy Agency (IAEA)			



주 의

1. 이 보고서는 과학기술부에서 시행한 원자력연구개발사업의 연구 보고서입니다.
2. 이 보고서 내용을 발표할 때에는 반드시 과학기술부에서 시행한 원자력연구개발사업의 연구결과임을 밝혀야 합니다.
3. 국가 과학기술 기밀유지에 필요한 내용은 대외적으로 발표 또는 공개 하여서는 아니됩니다.