

신형가압경수로 기본설계단계에서 Level-2 PSA 모델링의 비교 연구
Comparative Study on Level-2 PSA Modeling for an Advanced Pressurized Water Reactor
during Basic Design Phase in Korea

김성호, 이재성, 심종진
한국전력공사 전력연구원
대전광역시 유성구 문지동 103-16

요 약

신형가압경수로 (APWR)의 기본설계 단계에서 Level-2 PSA (가상적 노심손상사고 발생시 격납건물 반응 및 방사선원항 특성에 대한 확률론적 안전성 평가) 모델링이 개발되었다. 이 논문에서는 APWR 기본설계의 안전 관련 타당성 및 취약성에 대한 통찰을 얻기 위하여 이 모델링의 비교 연구가 수행되었다. 기존원전과는 달리 APWR 기본설계에는 최근의 중대사고관련 연구성과가 반영된 여러 중대사고 방지/완화 설비들, 즉, 설계압력이 향상된 격납건물 구조, 개량된 원자로공동 구조, 수소완화계통, 피동형/능동형 원자로공동 침수계통, 비상 격납건물 살수보조계통, 및 안전감압계통 등이 포함되었다. 그러므로 Level-2 PSA 모델링은 이러한 설비들을 사용하여 수행된 레벨 1 PSA, 결정론적 중대사고 분석, 및 결정론적 격납건물 극한내압능력 분석 등으로 얻어진 제한된 결과들이 반영되어 이행되었다. 기본설계 단계의 Level-2 PSA 모델링 제한에도 불구하고, CFF 및 CCFP가 각각 대응하는 안전성 목표를 만족하는 정도로 APWR 기본설계의 정량적 안전성이 향상 되었다는 것이 밝혀졌다. 또한, 다른 원전들의 Level-2 PSA 모델링 결과들과의 비교에 따르면, 방사선원항 방출 사고경위들에 취약한 기본설계 측면들과 관련되어 정성적 안전성 수준이 파악되었다. 마지막으로, 중대사고 취약성을 감소시키기 위하여, 후기파손을 이끄는 격납건물 열제거 상실을 낮추는 조치가 개발될 것 및 SGTR-유발 우회에 기인한 핵분열생성물 직접방출을 감소시키는 노력이 경주될 것 등이 권고되었다.

Abstract

Concerning the probabilistic safety assessment (PSA) for the containment response and the source term characteristics under hypothetical core damage accidents, during the basic design phase of an advanced pressurized water reactor (APWR), a level-2 PSA modeling was developed. In the present paper, a comparative study on the modeling was performed to obtain insights related to safety adequacy and vulnerability of the APWR basic design with some severe accident prevention/mitigation features (structures, systems, and components). The features consist of containment structure based on enhanced design pressure, improved cavity configuration, hydrogen mitigation system, cavity flooding system with both active and passive spillways, emergency containment spray backup system, and safety depressurization and vent system. The level-2 PSA modeling was implemented by reflecting limited results obtained from the level-1 PSA, the deterministic severe accident analysis, and the deterministic containment ultimate pressure capacity analysis using the above features. In spite of the limitation of the level-2 PSA modeling during the basic design phase, it is found that the quantitative safety of the APWR basic design was enhanced to the extent that containment failure frequency (CFF) and conditional containment failure probability (CCFP) meet CFF goal and containment performance goal, respectively. Additionally, compared with the level-2 PSA modeling results of the APWR and those of other plants, the qualitative level of safety was identified with respect to the basic design aspects vulnerable to source term release sequences. Finally, to reduce severe accident vulnerability, it was recommended that actions for lowering containment heat removal loss leading to the late failure be developed and effort for reducing the direct release of fission product due to the SGTR-induced containment bypass be made.

1 서론

이 논문의 목적은 차세대원전이라고 불리는 APWR 기본설계의 Level-2 PSA 모델링의 특성을 파악하며 모델링의 결과들을 바탕으로 APWR 안전성 측면에서 기본설계의 타당성 및 취약성에 관련된 통찰을 얻으려는 것이다. 이를 위하여 기본설계 단계에서 APWR에 적용된 Level-2 PSA 모델링이 타 원전들의 모델링들과 비교되었다. 이러한 통찰은 상세설계 단계에서 중대사고 하중에 대한 APWR의 격납건물 반응 및 방사선 원향의 특성과 관련된 안전성 관리에 보조자료로 활용될 수 있다.

이 기본설계 단계에서 수행된 PSA 레벨 2 모델링은 1998년 9월말까지의 KNGR 설계자료를 바탕으로 1998년 12월말까지 제공된 다른 연계분야들의 평가결과 자료를 반영하여 개발되었다. 그림 1-1에 PSA 레벨 2 모델링 업무 [1]의 관계가 보여졌다. 기존원전과는 달리 APWR에서는 설계인증을 받기 위하여 설계고유의 PSA 수행이 요구되고 있다 [2]. APWR 설계고유의 PSA 레벨 2 모델링에는 먼저 APWR 고유설계에 기반을 둔 PSA 레벨 1(즉, 노심손상빈도 및 노심손상사고추이 평가), 결정론적 중대사고 분석, 결정론적 격납건물 극한내압능력(UPC) 분석 등의 결과들이 제공되어야 한다. APWR PSA 레벨 2 특징중 하나가 기존원전 PSA 레벨 2와는 달리 결정론적 중대사고분석 결과가 반영되어야 한다는 것이다. 기존원전에서는 중대사고를 PSA 레벨 2에서만 고려하였으므로 결정론적 분석이 요구되지 않았으나 APWR에서는 중대사고가 설계에 반영되므로 각종 중대사고현상들에 대한 결정론적 분석결과들이 요구되므로 PSA 레벨 2는 이를 근거로 수행되었다.

PSA 레벨 2 모델링으로 발전소의 전출력운전모드에서 내부사건 및 외부사건(화재, 풍수), 정지/저출력 운전모드에서 내부사건 및 외부사건(화재)을 초기사건으로 하는 가상적 노심손상사고 발생시 격납건물파손을 유발하는 사고진행, 격납건물 반응, 및 핵분열생성물의 격납건물외부 방출 등이 일어났다. 일어난 모델링 결과는 안전성관련 인허가요건 및 안전성목표(예: CPG)의 만족여부의 판단에 활용되거나 발전소고유설계의 타당성 및 취약성을 인지하여 설계개선 또는 설계단순화에 활용될 수 있다. 정지/저출력 운전은 설계정보의 가용성 제한 및 모델 개발의 미숙 때문에 보수적 가정들을 사용하여 제한적으로 모델링되었다.

이러한 기본설계 APWR에서 PSA 레벨 2 모델링을 지원하는 도구로서 여러 가지 전산코드들이 선택되었다. 표 1-1에 세계적으로 PSA 레벨 2 모델링에서 사용하고 있는 전산코드들 및 APWR의 레벨 2에서 사용한 전산코드들이 주어졌다.

표 1-1 PSA 레벨 2 모델링 도구

업무	레벨 2 분석용 전산코드들	APWR 레벨 2 분석용 전산코드
PDS ET/FT 분석	KIRAP; CAFTA 2.2; NUPRA	NUPRA 2.1a
CET 분석	CET/DET 방법론: CONPAS; NUCAP+ CET/PFT 방법론: CAFTA 2.2 APET 방법론: EVNTRE; EVNTREISS	CONPAS
중대사고진행 분석	MAAP; SCDAP/RELAP5	MAAP4.D
사고 방사선원향 평가	기계론적 접근법: MAAP; MELCOR; STCP 모수적 접근법: XSOR; ERPRA	MAAP4.D
민감도 분석 격납건물 반응분석 방사선원향 평가	CET 분석 참조 사고 방사선원향 평가 참조	CONPAS MAAP4.D
물cock실성 분석	CONPAS; LHS77	CONPAS

APWR 설계특성

레벨 2 PSA 모델링에 앞서서 중대사고진행 및 격납건물반응에 중요한 영향을 미치는 설비 (구조, 계통, 기기)관련 및, 운전관련 자료를 검토하여 APWR 발전소 변수들의 파악이 필수적이다. 먼저 중대사고 진행과

정 및 중대사고 대응설비를 파악하는 데 중요한 설계자료가 검토되었다. 표 1-2에 중대사고 진행 및 완화에 큰 영향을 미치는 APWR의 주요 발전소 계통들 및 격납건물의 설계특성이 들진 3&4호기 및 System 80+ 와 비교되어 주어졌다. 중대사고 진행 및 완화와 관련된 정확한 분석을 수행하는 데는 발전소설비 뿐만 아니라 관련된 발전소 운전절차도 고려되어야 한다. 그러나 기본설계 단계에 있는 APWR에서는 발전소 운전절차는 가용하지 않기 때문에 고려되지 않았다.

표 1-2 주요 발전소 변수의 비교

발전소 변수	APWR (기본설계 단계) [3]	들진3&4호기 [4]	System 80+ [5]
노심 열출력	3983 MWt	2815 MWt	3800 MWt
일차계통 냉각재체적 (가압기체적 제외)	372.7 m ³	277.5 m ³	448.4 m ³
안전주입탱크내 냉각수 체적 및 압력설정치	68.13 m ³ / 610 psig	52.61 m ³ / 610 psig	52.61 m ³ / 610 psig
격납건물 자유체적	90501 m ³	77305 m ³	94578 m ³
격납건물 설계 압력	60 psig	57 psig	53 psig
격납건물 구조	내부: 철재리니어 PS콘크리트 원통형; 외부: 철근콘크리트 차폐건물	PS콘크리트 원통형	내부: 철재구형; 외부: 철근콘크리트 차폐
수소제어 설비들	수소 권화기; 수소 재결합기	수소 재결합기	수소 권화기; 수소 재결합기
UO ₂ 질량	117300 kg	115278 kg	116684 kg
Zircaloy 질량	33566 kg	23951 kg	25245 kg
일차계통 감압계통	SDVS; IRWST로 방출	SDS; Sump로 방출	SDS; IRWST로 방출
격납건물 냉각계통	CSS 및 ECSBS	CSS	CSS 및 ECSBS
원자로공동 구조	DCH 및 EVSE 완화 대응	DCH 완화 대응	DCH 및 EVSE 완화 대응
원자로공동 바닥면적	80.36 m ² [6]	67.63 m ²	64.66 m ²
원자로공동 침수	능동형 CFS; 선침수; 피동형; 후침수	능동형 CFS; 선침수	능동형 CFS; 선침수
콘크리트 조성	Basaltic 콘크리트 유형	Basaltic 콘크리트 유형	Limestone 콘크리트 유형

레벨 2 PSA가 수행된 발전소들 가운데 APWR과 유사한 설계의 발전소의 주요 설계변수들 및 설계특성들의 각 변수값이나 특성값을 비교함으로써 격납건물 성능을 정성적으로 파악할 수 있다 [7]. 그러므로 표 1-3에 APWR 기본설계 고유 발전소 특성이 들진 3&4호기와 비교되어 주어졌다.

표 1-3 주요 설계변수/설계특성의 비교

설계변수/설계특성	변수값 및 특성값			측도
	APWR [3]	들진3&4 [4]	Sys. 80+ [5]	
일차계통 냉각재체적 대 노심출력 비율 m ³ /MWt	0.0936	0.1005	0.1180	격납건물하중; 회복조치 가용시간
격납건물자유체적 대 노심출력 비율 m ³ /MWt	22,722	27,434	24,889	격납건물 하중
2r질량 대 격납건물자유체적 비율 kg/m ³	0.3709	0.3112	0.2669	수소가연성 및 DCH 효과; 격납건물 하중
핵연료(UO ₂ +2r)질량 대 격납건물체적 비율 kg/m ³	1.667	1.427	1.501	DCH 효과
원자로공동 바닥면적 대 노심출력비율 m ² /MWt	0.0202	0.0215	0.0170	용융물냉각성

표 1-3에 따르면, APWR의 일차계통 냉각재체적 대 출력 비율은 약 0.10 - 0.12 값을 보이는 대형건조 콘크리트 격납건물 기준원전들 보다 고출력 때문에 작게 나타난다. 반면에, 대형건조 콘크리트 격납건물 기준 원전들의 전형적인 격납건물체적 대 출력 비율값 20.0 -24.0, 2r질량 대 격납건물체적 비율값 0.26 - 0.58, 핵

연료질량 대 격납건물자유체적 비율값인 2 미만 등에 APWR 특성은 모두 포함되고 있다. 또한, APWR의 공동바닥면적 대 출력비율은 원자로공동내 용융물의 냉각가능성 확보와 관련되어 EPRi 사업자요건에서 제시된 0.02 이상을 만족시키고 있다 [8]. 이러한 비교에 따라, 격납건물 성능과 관련되어 APWR 기본설계는 정성적으로 안전 타당성을 갖추고 있다고 볼 수 있다.

2 APWR 레벨 2 PSA 모델링의 특성

APWR 기본설계 단계에서 레벨 2 PSA 모델링은 격납건물사건수목/분해사건수목 (CET/DET) 방법론에 바탕하여 수행되었다. CET/DET 방법론은 사건수목의 크기가 크지 않지만 보조논리 모델을 사용하기 때문에 상세한 정량화가 가능하게 된다 [9]. 이 방법론은 Surry IPE, 영광 3&4호기 IPE, 울진 3&4호기 PSA 레벨 2에 적용되었다. APWR 레벨 2 PSA에서 사용될 전산코드인 CONPAS의 방법론과 동일하다 [10].

격납건물내에서 발생하는 중대사고진행과정을 모델링한 CET를 구성하여 격납건물 파손확률을 평가한다. 이를 위하여 PSA 레벨 1의 결과인 노심손상 사고경위들을 중대사고관점에서 재정량화하고 사고특성에 따라 소수의 발전소상태들로 군집화한다. 각 발전소상태별로 CET를 작성하며 CET에서 고려된 주요 중대사고현상에 대하여는 DET를 작성한다. DET를 통하여 CET가 정량화되면 격납건물 파손빈도가 구해진다. 이 방법에서는 상호 종속성이 크거나 결말에 큰 영향을 주는 현상학적 사건들을 CET의 정점사건(또는 표제)로 선정하고 이를 정점사건의 정량화를 위하여 DET를 구성한다. 사건수목을 이해하고 결과를 도출하기는 용이한 반면에, DET 사이의 종속성의 적절한 처리를 위한 많은 노력이 요구된다.

CET 최종점들은 유사한 방사선원항 특성을 갖는 사고경위별로 군집화한 후 각 군집화별로 단순기계론적 모델인 MAAP 전산코드를 사용하여 방사선원항이 평가된다. 이 방법론에서는 열수력학적 거동 및 핵분열생성물의 거동이 상호결합되어 처리되므로 분석될 각개의 대표사고경위의 보다 더 정확한 방사선원항 (Source term; ST) 특성이 모델링된다.

여기서는 먼저 Level-2 모델링의 주요 가정 및 제한들이 기술되고 다른 원전들에서 사용된 방법론상 차이점과 비교하면서 발전소손상상태, 격납건물, 방출군 및 방사선원항 평가 등의 모델링에서 나타나는 특징이 기술되었다.

주요 가정을 및 제한들

APWR 기본설계 단계에서 레벨 2 PSA 모델링 수행시 적용된 가정들 및 제한들은 다음과 같다: (1) 발전소손상상태 모델링에서는 1998년 12월말 제공된 레벨 1 PSA 최종결과 [3]가 반영되었다; (2) APWR 모델링을 위한 MAAP코드 [11] 입력 가운데 격납건물부분은 APWR-고유의 설계가 반영되었다. APWR의 설계자료가 가용하지 않은 NSSS부분은 System 80+에 대한 MAAP 3.0B 입력에 기초하여 작성되었다; (3) 일부 APWR의 고유계통들의 모델(예: 원자로공동침수 계통, 피동이차측응축 계통, 관형공간정화 계통 등)이 사용된 MAAP 코드 계산결과를 반영하였다; (4) APWR에서 중대사고 완화계통의 성능평가 및 이러한 완화계통이 중대사고진행과정에 미치는 영향평가에서는 1998년 12월말 분석결과가 참조되었다; (5) 확률론적 격납건물 극한내압능력 분석에서는 기본설계 단계에서는 결정론적 극한내압능력 분석으로 아직 얻어질 수 없는 국부 파손분석결과와 같은 미비 자료는 울진3&4호기의 자료 [4]를 대신 사용하였다; (6) 전출력 운전모드 레벨 2 분석과 비교할 경우, 정지/저출력 운전모드에서는 가용한 방어수준의 차이 때문 보다는 재고량 (Inventory), 일차계통, 및 격납건물 상태의 차이 때문에 정지/저출력 운전모드 레벨 2 분석에서 변경이 요구된다 [1]. 그러나, 여기서는 상세분석보다는 전출력 운전에서의 결과를 이용한 보수적 단순분석을 수행하였다. 즉, 정지/저출력 운전에 대한 고유 PDS 분석결과를 전출력운전에 대한 CET에 적용하였다. 이는 방사선원항 방출 관점에서 이를 통해 보수성이 확보될 수 있다고 보았기 때문이다.

발전소손상상태 모델링

레벨 1 PSA의 노심손상 분석결과를 레벨 2 PSA에 연계시키기 위하여 레벨 1 PSA에서의 사고경위들 노

심손상 시점에서의 발전소상태를 나타내는 발전소손상상태 (Plant Damage State; PDS)로 분류하여야 한다. 이는 많은 수의 노심손상 사고경위들을 노심손상 시기가 유사한 발전소상태를 나타내는 소수의 군들로 군집화하여 사고진행 특성을 유지하면서, 분석할 발전소상태의 수를 줄이기 위한 것이다. PDS는 발전소손상상태 군집화논리도 (PDS Logic Diagram; PDSLD)를 사용하여 노심손상후의 사고진행, 격납건물파손/방사선원항에 중요한 계통의 기능적 특성들의 조합으로 정의된다. PDSLD는 발전소손상상태 특성에 따라 노심손상 사고경위들을 분류하기 위하여 여덟 가지의 발전소손상상태 변수를 및 스물네 가지의 변수값들로 구성되었다. 노심손상후 중대사고 진행과 관련된 모든 발전소 정보를 포함하기 위하여 레벨 1 PSA의 계통사건수목들이 격납건물 사고진행 분석에 필요한 계통/기기의 가용성을 평가할 수 있도록 확장되어야 한다. 이 확장된 레벨 1 사건수목이 PDS 사건수목 (PDS Event Tree; PDS ET)이라고 불린다. PDS ET는 레벨 1 PSA 에서 다루지는 계통사건수목과 동일한 방법으로 정량화된다. 모든 PDS ET들의 최종점인 발전소손상 사고경위들의 빈도가 PDSLD에 따라 발전소손상상태들로 배정되고 합산되면 PDS 빈도 (PDS Frequency; PDSF)가 계산된다. PDSF는 CONPAS 코드를 사용하여 얻어진다.

일반적으로, 발전소손상상태 군집화 모델링은 다음과 같은 방법으로 수행된다: (1) **사건수목-확장 접근법**: 각 노심손상 사고경위가 발전소상태에 영향을 주는 사고진행 완화계통들의 상태가 고유하게 정의되도록 계통사건수목 (SET)을 확장하여 각 확장된 SET 사고경위가 바로 발전소손상상태가 되도록 하는 방법; (2) **군집화논리도 접근법**: 발전소상태의 특성을 분류할 수 있는 발전소손상상태 군집화변수들을 조합하여 발전소손상상태를 정의하고나서 PDS ET 사고경위들이 각 발전소손상상태로 배정되도록 하는 방법. 표 2-1에 APWR, System80+, 및 울진3&4호기의 원전들 등에서 사용한 발전소손상상태의 모델 특징들이 비교되었다.

표 2-1 발전소손상상태 모델의 비교

	접근법	도구	정점사건	모델 시각점	모델 최종점
APWR [3]	군집화논리도 (PDSLD 1개)	CONPAS	8개의 PDS 변수들; 24개의 변수값들	PDS ET 최종점중 노심손상사고경위	98개의 PDSs
울진 3&4 [4]	군집화논리도 (PDSLD 1개)	CONPAS	8개의 PDS 변수들; 25개의 변수값들	PDS ET 최종점중 노심손상사고경위	45개의 PDSs
System80+ [5]	사건수목-확장 (CSET 1개)	CAFTA2.2	3개의 완화계통상태; 6개의 변수값들	CMS (노심용융사고경위)	43개의 PDSs

APWR, 울진3&4호기, 및 System80+에서 발전소손상상태 모델링이 비교될 경우, 상이한 PDS 변수값들은 다음과 같다: SGTR 발생하는 경우, APWR에서는 System 80+에서 처럼 SGTR PDSF의 4%만이 격납건물 우회로 분류되고 나머지는 격납건물 격리성공으로 분류되었으나 울진 3&4 호기에서는 모두 격납건물 우회로 분류되었다. TRAN의 경우, 초기사건 SBO는 울진3&4호기와 달리 APWR에서는 별도로 고려되지 않고 과도 사고에 포함하도록 분류되었다. 이는 SBO 발생후 전원회복되면 노심손상이 발생할 확률이 매우 낮으므로 SBO 발생후 전원회복 조건이 고려되지 않았기 때문이다. RCS압력 분류의 경우, APWR에서는 안전감압계통 운전성공시 개방되는 방출관의 개수는 항상 한 개 이다고 가정하였다. 그러므로 안전감압계통 운전성공시 RCS압력은 250에서 1200 psia 의 범위로 분류되었다. System 80+에서는 안전감압계통의 방출관 개방 개수에 따라 RCS압력은 250 psia 이상 및 이하로 분류되었다. APWR에서 용기내 용융물보존 (IVR)의 계통이 적용될 경우, 400 psia 이하에서는 이 계통이 성공한다고 가정하였다. 용기내부주입의 경우, APWR에서는 TMI 사고 경험 및 사고관리계획에 대한 연구결과를 반영하여 안전주입계통에 의한 원자로용기내 냉각수 주입이 고려되었다. 반면에, System 80+에서는 노심손상 발생시 원자로용기가 모두 파손된다고 가정하였다. 방출위치의 경우, APWR에서는 System 80+와 달리 VSG는 SGTR로 분류되며 OUTC와 OUTC+IRWST는 IS LOCA로 분류되었다. 이러한 분류의 상이가 격납건물 파손확률에 미치는 영향은 없다. SG 가용성의 경우, System 80+에서 고려된 이 변수는 방출군 분류 및 방사선원항 평가에만 영향을 미치며 중대사고 진행 및 격납건물 파손확률에 미치는 영향은 없다. APWR에서는 방사선원항 평가시 적절한 대표사고경위를 선정하여

이 변수가 방사선원항에 미치는 영향이 분석되었다. CSS 가용성의 경우, APWR에서는 변수 격납건물 열제거에서 격납건물 살수계통의 가용성이 동시에 고려되었다. APWR에서는 System 80+에서 처럼 격납건물 살수가 가능하나 열제거 실패 (예: 기기병각수계통의 실패 등으로 인함)하는 노심손상 사고경위는 고려되지 않았다.

격납건물 반응 모델링

레벨 2 PSA 적용목적에 따라 현재 개발되어 있는 여러 모델들 [9] 가운데서 적합한 격납건물 반응 모델링의 모델이 선정될 수 있다. 표 2-2에 APWR, 울진 3&4호기, 및 System80+에서 사용한 격납건물 반응 모델 특징들이 비교되었다.

표 2-2 APWR 격납건물 반응 모델의 비교

	모델	논리모델 개수	CET정점사건	CET시각점	CET최종점	CET최종점 개수
APWR [3]	CET/DET	6 CETs ; 9 DETs	1개; 9개	PDS	격납건물 사고경위들	일반 CET: 129개
울진 3&4 [4]	CET/DET	6 CETs ; 9 DETs	1개; 9개	PDS	격납건물 사고경위들	일반 CET: 95개
System80+ [5]	CET/PFT	6 CETs ; 7 PFTs	8개; 10개; 11개	PDS	Release classes	36개; 30개; 39개

격납건물 파손유형에 따른 파손압력을 다루는 모델들은 보통 두 가지 [1; 12]로 분류될 수 있다: (1) 문턱 (Threshold) 모델: 격납건물내 대기가 외부환경으로 빠르게 방출될 수 있는 격납건물 파손을 일으키는 문턱압력을 불확실성과 함께 정의하는 방법으로 격납건물내 압력 증가율이 고려되지 않는다. 모델링이 복잡하지 않은 장점이 있다; (2) 파단전 누설 (leak before break) 모델: 극한내압능력 이하의 격납건물내 압력에서 큰 파단 발생전에 격납건물 부분파손 (Leak)이 일어나 점차 극한내압능력까지 증가하면서 완전파손 (Rupture)으로 진행되는 파손유형별 파손압력을 정의하는 방법으로 격납건물내 압력 증가율이 고려된다. 모델링이 더 현실적인 반면에 단순하지 않다.

APWR 레벨 2 PSA 모델링에서는 CONPAS 코드에서 사용한 문턱모델이 적용되었다. 과압에 의한 격납건물 파손의 경우, MAAP 코드를 사용하여 계산된 격납건물내 최대압력이 격납건물 취약도곡선 (Fragility Curve; UPC Curve; 극한내압능력곡선)과 비교되어 각각의 부분파손유형 및 완전파손유형에 인한 격납건물 파손 가능성을 평가한다. 확률론적 UPC분석에서 얻어진 파손유형별 APWR 취약도곡선들에 따르면, 격납건물 파손압력의 중앙값은 완전파손유형에서는 약 198.2 psig, 부분파손유형에서는 약 169 psig 이었다. 부분파손과 완전파손은 서로 독립적 사건으로 취급된다고 가정하였고 그 문턱압력으로서 부분파손유형 취약도곡선의 95% 미초과 압력인 131 psig 가 선정되었다. 즉, 격납건물 파손 사고경위는 격납건물내 대기 압력이 이 문턱압력에 도달하면 부분파손 및 완전파손으로 각각의 발생확률에 따라 할당되었다. 핵분열생성을 방출 평가에서 부분파손은 0.1 ft² 방출면적, 완전파손은 약 1 ft² 이상 방출면적에 해당되었다.

방출군 및 방사선원항 평가 모델링

일반적으로, 방출군 군집화 모델링은 다음 가운데 한 방법으로 수행된다: (1) 사건수목-확장 접근법: 각 격납건물 사고경위가 방사선원항에 영향을 주는 격납건물 파손유형 및 현상이 고유하게 정의되도록 격납건물 해석 사건수목을 확장하여 각 CET 사고경위가 바로 방출군이 되도록 하는 방법; (2) 방출군 군집화논리도 (RCLD) 접근법: 방사선원항 특성을 분류할 수 있는 방출군 군집화변수들을 조합하여 방출군을 정의하고 나서 CET 사고경위들이 각 방출군으로 지정되도록 하는 방법. 이론적으로, 방사선원항 평가시에 고려될 수 있는 모든 방사선원항 특성은 군집화 변수들로 군집화논리도에서 사용될 수 있다. 그러나, 실제적으로 군집화논리도에서 사용되는 군집화변수들은 약 10개 정도이며, 군집화 결과로 얻어지는 방출군들은 약 20~30개 정도이다. 방출크기-관련 방사선원항 평가는 보통 다음과 같은 방법들 가운데 하나로 수행된다: (1) 기계론적 접근법: MAAP4 전산 프로그램코드와 같이 단순 기계론적 모델을 사용하거나; (2) 모수적 접근법: XSOR 코드와 같이 파라미터 방정식 모델을 사용할 수 있다. 표 2-3에 APWR, System80+, 울진3&4호기,

AP600, 및 NUREG-1150의 원전들 등에서 사용한 방출군 분석 및 방사선원항 평가의 모델 특징들이 비교되었다. 표 2-4에 MAAP 코드 접근법과 XSOR 접근법의 특징이 서로 비교되었다. 이러한 비교 검토에 기초하여 APWR에서 방사선원항 평가는 MAAP 코드를 사용하도록 결정되었다.

표 2-3 방출군 분석 및 방사선원항 평가 모델의 비교

	방출군 모델	RC의 분류	RC 갯수	ST 평가	대표사고경위 갯수
APWR [3]	RCLD (8 변수들)	RCLD 최종점	24	MAAP 4	23 (STCIB 없음)
울진 3&4 [4]	RCLD (8 변수들)	RCLD 최종점	19	MAAP 4	19
System80+ [5]	CET 사용	CET 최종점	23 (63에서 1.0E-10 이상)	SBSOR	45 (RC당 1- 3개)
AP600 [13]	CET 사용	CET 최종점	6	MAAP 3	6
NUREG-1150 [14]	APET 사용	군집화 최종점	약 50	XSOR	약 150

표 2-4 방사선원항 평가 모델링의 특성 비교

특성	MAAP 코드 접근법	XSOR 접근법
코드 구성	-단순한 기계론적 모델 -수송현상은 실험식 적용 -열수력학적 거동/핵생성을 거동 결합	-파라미터 방정식 모델 -방사선원항 거동만을 고려
대표사고경위 선정법	-같음	-같음
계산시간	-길음	-매우 짧음
계산횟수	-검추경시 같음	-검추경시 같음
모델 파라미터들	-열수력학관련 모델파라미터들 포함 (약 169개) -Restart 경우, Input deck에서 파라미터들의 값 변경	-방사선원항관련 15개의 모델파라미터들 뿐 (파라미터들의 물확실성분포가 코드에서 정의; 사고경위 별 15개 모델파라미터들의 값 결정)
방사핵종의 그룹 분류	-19개의 방사핵종들이 12 그룹(Inert; Cs; TeO ₂ ; SrO; MoO ₂ ; CsOH; BaO; La ₂ O ₃ ; CeO ₂ ; Sb; Te ₂ ; UO ₂)	-60개의 방사핵종들이 9 그룹(Xe; I; Ce; Te; Ba; Sr; Ru; La; Ce)
Output	-방출크기; 방출에너지; 방출지기; 방출기간 등을 계산	-방출크기만 계산
적용범위	-중대사고현상 분석; 방사선원항 평가 중대사고관리;	-방사선원항 방출크기 평가(검추경/분포추경)
적용사례	-AP600에서 MAAP3.0B로 방사선원항 평가; -울진3&4호기에서 방사선원항 평가	-NUREG-1150의 방사선원항 물확실성 평가 -System80+에서 방출크기 평가
장점	-열수력학적/방사선원항 거동적 연계; -MAACS코드의 Input정보 제공가능	-다수의 계산 용이(짧은 계산시간); -분포추경 용이
단점	-오랜 계산시간; -방사선원항의 분포추경 어려움	-열수력학적 거동이 연계되어 있지 않음; -MAACS코드의 Input정보로는 부족한 제공; -다른 변수들 평가는 MAAP코드 등 사용; -핵분열생성물의 거동지식을 반영한 코드 수정요

3 모델링 결과들 및 논의

앞에서 언급된 APWR 레벨 2 PSA 모델링의 정량화 과정으로 얻어진 검추정치들, 즉, 발전소손상상태 빈도 (PDSF), 격납건물 파손빈도 (CFF), 조건 격납건물 파손확률 (CCFP), 및 방출군 빈도(RCF) 등이 기술되었다. 또한 전출력 내부사건에서 격납건물 파손유형에 따른 CFF가 울진 3&4호기 및 System 80+의 그것과 비교되었다. 마지막으로 레벨 2 PSA 모델링의 차이가 격납건물 파손유형의 CFF에 미치는 영향도 정성적으로 검토되었다.

표 3-1에 각 발전소손상상태 변수에서 차지하는 PDSF가 운전모드 초기사건별로 주어졌다: (1) 전출력 운전조건에서 내부사건들이 초기사건인 경우, 원자로공동 상태 변수의 각 변수값이 차지하는 노심손상빈도 기여도에 따라서, 전출력 내부사건 노심손상빈도의 약 84 %가 침수된 상태 (즉, 변수값 WET) 사고경위, 약 12 %가 건조상태 (즉, 변수값 DRY) 사고경위로 산정되었다. 그러므로 원자로공동을 침수시키는 CFS의 가용성은 격납건물 성능에 주요한 영향을 미친다고 볼 수 있다: (2) 노심손상 중 및 원자로공기 파손시 원자로냉각

재계통의 압력 변수의 각 변수값이 차지하는 노심손상빈도 기여도에 따르면, 전출력 내부사건 노심손상빈도 $1.09E-06$ /ry의 약 17 %가 고압 (즉, 변수값 HIGH) 사고경위, 약 3 %가 중압 (즉, 변수값 MED) 사고경위, 약 80 %가 저압 (즉, 변수값 LOW) 사고경위로 평가되었다. 그러므로 APWR에서 전출력 내부사건으로 유발 될 가상적 노심손상 사고경위들의 약 17 % 만이 HPME 현상으로 일어나는 DCH-유발 격납건물파손 사고진행으로 전개될 가능성을 제공한다고 볼 수 있다. (3) 격납건물 열제거 변수에서 전출력 내부사건 노심손상빈도의 약 84 %가 격납건물 살수 가용 (즉, 변수값 YES) 사고경위, 약 13 %가 격납건물 살수 기능상실 (즉, 변수값 NO) 사고경위로 계산되었다. 그러므로 CSS의 가용성은 격납건물 성능에 주요한 영향을 미친다고 볼 수 있다.

표 3-1 APWR 운전모드 초기사건에 따른 발전소손상상태 변수의 PDSF (ry) 및 백분율

PDS 군집화변수	변수값들	전출력 내부	전출력 화재	전출력 풍수	정지/저출력
격납건물 우회 (COBYPASS)	NO BYPASS	1.07E-06 (98.4)	7.541E-08 (100)	2.228E-08 (100)	5.83E-07 (99.4)
	IS LOCA	4.11E-09 (0.4)	0 (0)	0 (0)	3.33E-09 (0.6)
	SGTR	1.38E-08 (1.3)	0 (0)	0 (0)	0 (0)
격납건물 격리 (CONISOL)	ISOLATED	1.05E-06 (96.5)	7.402E-08 (98.0)	2.017E-08 (90.3)	5.69E-07 (97.1)
	NOT ISOLATED	2.29E-09 (0.2)	1.584E-10 (0.2)	4.679E-11 (0.2)	1.38E-09 (2.4)
	RBCM	1.83E-08 (1.7)	1.383E-09 (1.8)	2.116E-09 (9.5)	0 (0)
원자로공동 상태 (CAVCOND)	WET	9.15E-07 (84.2)	3.568E-08 (47.2)	9.859E-09 (44.2)	4.53E-07 (77.2)
	DRY	1.34E-07 (12.3)	3.834E-08 (50.7)	1.031E-08 (46.2)	1.16E-07 (19.8)
	IVR	0 (0)	0 (0)	0 (0)	0 (0)
병각재상실 사고 또는 과도사고 (LOCATRAH)	LL/ML1	8.71E-07 (80)	1.988E-08 (26.3)	5.719E-09 (25.6)	5.69E-07 (97.1)
	ML2/SLM	2.96E-08 (2.7)	2.144E-09 (2.8)	4.480E-12 (0)	0 (0)
	SLH	6.42E-09 (0.6)	0 (0)	0 (0)	0 (0)
	TRAN	1.42E-07 (13)	5.200E-08 (68.8)	1.444E-08 (64.7)	0 (0)
노심손상중 및 RPV 파손 시 RCS 압력 (PRCSOCD)	LOW	8.71E-07 (80.1)	1.988E-08 (26.3)	5.719E-09 (25.6)	5.69E-07 (97.1)
	MED-LO	1.47E-08 (1.3)	0 (0)	0 (0)	0 (0)
	MED-HI	1.49E-08 (1.4)	2.144E-09 (2.8)	4.480E-12 (0)	0 (0)
	HIGH	1.48E-07 (13.6)	5.200E-08 (68.8)	1.444E-08 (64.7)	0 (0)
RPV 내부주입 (INVINJ)	ON	3.56E-07 (32.8)	1.787E-08 (23.6)	4.988E-09 (22.3)	2.99E-07 (51.1)
	DEADHEADED	7.57E-09 (0.7)	1.787E-08 (23.6)	4.992E-09 (22.4)	0 (0)
	FAILED	6.85E-07 (63)	3.829E-08 (50.7)	1.019E-08 (45.6)	2.70E-07 (46)
방출 위치 (RELPOINT)	INC	6.62E-07 (60.9)	0 (0)	0 (0)	2.25E-07 (38.4)
	IRWST	3.86E-07 (35.5)	7.402E-08 (98)	2.017E-08 (90.3)	3.44E-07 (58.7)
격납건물 열제거 (CHR)	YES	9.09E-07 (83.7)	3.746E-08 (49.8)	1.071E-08 (48.2)	0 (0)
	NO	1.41E-07 (13)	3.656E-08 (48.4)	9.457E-09 (42.3)	5.69E-07 (97.1)
합계	PDSF	1.087E-06	7.556E-08	2.233E-08	5.86E-07

표 3-2에 각 격납건물 파손유형이 차지하는 CFF가 각각 운전조건 초기사건에 따라 주어졌다: (1) 초기사건들의 CCFP가 비교될 경우, 격납건물 파손가능성은 전출력 내부사건에서 약 6.4 %, 전출력 외부사건에서 약 11.8 %, 정지/저출력 내부/외부사건에서 약 13.9 % 로 평가되었다. 그러므로 전출력 내부사건에 비하여, 전출력 외부사건에서나 정지/저출력 사건에서 격납건물 파손가능성이 높은 것으로 밝혀졌다. 이는 전출력 외부사건 및 정지/저출력 사건에서 중대사고 완화설비들의 작동성능 및 사고관리전략들의 이행성능이 더 요구된다는 것을 의미한다: (2) 모든 운전조건에서 모든사건들이 초기사건 (즉, 전출력+정지/저출력)인 경우, 노심손상빈도 기여도에 따르면, 수소연소나 DCH 등이 주요 원인인 조기파손의 발생가능성은 0.4%로 평가되었다. 조기파손은 우회와 함께 핵분열생성을 환경방출에 영향이 크기 때문에 가능성이 적더라도 중요하다. APWR

에서는 수소폭발 방지용 수소점화기 설치로 수소폭발에 의한 파손가능성이 매우 낮다. 고압 용융물 분출시 용융물 방출경로의 Convoluted pathway 때문에 격납건물 상부로 비산되는 용융물양이 크게 감소되었으며 최근의 연구결과를 활용하여 DCH에 의한 격납건물 파손가능성이 매우 낮게 평가되었다.

표 3-2a APWR 각 운전모드에서 파손유형별 CFF (fry)

파손유형	전출력 내부사건		전출력 화재		전출력 풍수		정지/저출력	
	빈도	백분율	빈도	백분율	빈도	백분율	빈도	백분율
건전	1.02E-06	93.55	6.78E-08	89.67	1.85E-08	82.84	5.05E-07	86.11
조기파손	4.95E-09	0.46	1.04E-09	1.38	2.88E-10	1.29	4.46E-10	0.08
후기파손	1.94E-08	1.79	3.70E-09	4.89	9.65E-10	4.32	3.30E-08	5.64
바닥용융관통	4.67E-09	0.43	5.72E-10	0.76	1.55E-10	0.69	2.34E-09	0.40
격리실패	2.06E-08	1.89	1.56E-09	2.07	2.16E-09	9.69	4.22E-08	7.21
우회	2.05E-08	1.88	9.36E-10	1.24	2.60E-10	1.16	3.33E-09	0.57
합계	1.09E-06	100.00	7.56E-08	100.00	2.23E-08	100.00	5.86E-07	100.00

표 3-2b APWR 각 운전모드에서 파손유형별 CFF (fry)

파손유형	전출력 외부		전출력 내부/외부		전출력+정지/저출력	
	빈도	백분율	빈도	백분율	빈도	백분율
건전	8.63E-08	88.15	1.10E-06	93.10	1.61E-06	90.79
조기파손	1.33E-09	1.36	6.28E-09	0.53	6.73E-09	0.38
후기파손	4.67E-09	4.77	2.42E-08	2.04	5.71E-08	3.22
바닥용융관통	7.27E-10	0.74	5.27E-09	0.44	7.77E-09	0.44
격리실패	3.72E-09	3.80	2.43E-08	2.05	6.66E-08	3.76
우회	1.20E-09	1.22	2.16E-08	1.83	2.50E-08	1.41
합계	9.79E-08	100.00	1.18E-06	100.00	1.77E-06	100.00

(3) 후기 수소연소 및 증기과압이 주된 원인인 후기파손의 발생가능성은 3%로 평가되었다. 후기파손은 조기 파손에 비하면, 발생가능성은 높지만 비상조치를 취할 수 있는 시간적 여유가 있으며 핵종붕괴로 소외피폭량이 감소되기 때문에 심각성이 상대적으로 적다. 후기 수소연소는 사고발생후 24시간전에 발생가능하며 증기 과압은 최소한 40시간후에 발생가능하다. 여기에서는 원자로공동이 침수되고 격납건물 살수가 실패하면 CCI로 증기가 지속적으로 발생하여 궁극적으로 격납건물의 파손이 발생하는 것으로 평가되었다. (4) 원자로공동 바닥용융관통의 가능성은 0.4%로 평가되었다. 용기와 용융물 재배치시 원자로공동이 건조하거나, 침수공동내 용융물이 냉각불가능 기하형상이면 고온의 용융물이 공동바닥의 콘크리트를 침식시켜 바닥용융관통이 일어난다. 이 파손유형은 사고가 발생하고 최소한 72시간이후에 발생가능하다고 평가되었다. (5) 격리실패의 발생가능성은 3.8%로 평가되었다. 격리실패는 격납건물 격리계통의 실패나 원자로용기 파손전 격납건물 파손(CFBRB)으로 발생하며 CFBRB가 대부분을 차지한다. 여기서는 원자로용기 파손전 격납건물 파손을 조기파손으로 분류하는 국내 기존원전 PSA와는 달리 CFBRB는 격리실패로 분류되었다. (6) 노심손상시 격납건물 우회에 의한 격납건물 기능상실 가능성은 약 1.4%로 계산되었다. 이는 증기발생기 세관파단시 우회 발생가능성의 더 사실적 평가로 우회빈도가 감소되었기 때문이다. 기존원전과는 달리, APWR에서는 증기발생기 세관 파단으로 노심손상 발생시 주증기관에 설치된 주증기안전밸브, 대기덤프밸브 등이 개방고착될 가능성을 분석하여 노심손상 사고의 일부만이 격납건물 우회로 진행된다고 평가하였다.

표 3-3에 전출력운전 내부사건에서 APWR과 다른 원전들과의 파손유형별 격납건물 파손빈도가 비교되었다. 정지/저출력 운전모드와 외부사건에서는 비교가능한 PSA 결과가 없으므로 제외되었다. (1) 국내 기존원전과는 달리, APWR에는 중대사고 대응설비들이 설계되어 있다. 그러므로 국내 기존원전에 비하여 노심손상 사고에 의한 격납건물 파손빈도가 매우 낮았다. 격납건물 보조살수계통(ECSBS) 및 원자로공동 침수계통의 설치로 특히 기존국내원전에서 빈도가 높은 후기파손 및 바닥용융관통은 매우 감소되었다.

표 3-3 전출력 내부사건의 CFF (fy) 및 백분율 비교

파손유형	APWR	음진3&4호기	System 80+ [15]
비파손	1.02E-06 (93.55%)	6.23E-06 (74.9%) 건전 5.74E-06 (69.0%) CFBRB 4.92E-07 (5.9%)	1.5E-06 (88%)
파손	7.01E-08 (6.45%)	2.08E-06 (25.1%)	2.0E-07 (12%)
초기파손	4.95E-09 (0.46%)	4.65E-08 (0.6%)	1.7E-08 (1%)
후기파손	2.41E-08 (2.22%) 바닥용융관통 4.67E-09 (0.43%) 후기파손 1.94E-08 (1.79%)	8.42E-07 (10.1%) 바닥용융관통 1.62E-07 (1.9%) 후기파손 6.80E-07 (8.2%)	1.4E-07 (8%) 바닥용융관통 NA(not available) 후기파손 NA
격리실패	2.06E-08 (1.89%) 격리실패 2.29E-09 (0.21%) CFBRB 1.83E-08 (1.684%)	8.16E-09 (0.1%)	5.1E-08 (3%) SGTR NA CFBRB : 결함
우회	2.05E-08 (1.88%) SGTR 1.63E-08 (1.503%) [SLOCA 4.11E-09 (0.378%)	1.20E-06 (14.3%) SGTR 1.19E-06 (14.3%) [SLOCA 1.20E-09 (<0.1%)	< 1.7E-09 (<0.1%) [SLOCA NA
합계	1.09E-06 (100%)	8.31E-06 (100%)	1.7E-06 (100%)

표 3-4 APWR 운전모드 초기사건에 따른 방출군 변수값의 RCF (fy) 및 백분율

RC 군집화변수	변수값들	전출력 내부	전출력 화재	전출력 풍수	정지/저출력
격납건물 우회 (CONBYPASS)	NO BYPASS IS LOCA SGTR	1.07E-06 (98.4) 4.11E-09 (0.4) 1.63E-08 (1.5)	7.463E-08 (98.8) 0 (0) 9.36E-10 (1.2)	2.207E-08 (98.8) 0 (0) 2.60E-10 (1.2)	5.826E-07 (99.4) 3.33E-09 (0.6) 0 (0)
격납건물 격리 (CONISOL)	ISOLATED NOT ISOL/CS NOT ISOL/NO CS	1.06E-06 (97.5) 2.29E-09 (0.2) 1.44E-12 (<0.1)	7.447E-08 (98.6) 1.583E-10 (0.2) 9.958E-14 (<0.1)	2.202E-08 (98.6) 4.676E-11 (0.2) 2.942E-14 (<0.1)	5.688E-07 (97.1) 0 (0) 1.381E-08 (2.4)
용기내부 용융물 보존 (MELTSTOP)	MELTSTOP HV RUPTURE CFBRB	3.38E-07 (31.1) 7.07E-07 (65.0) 1.83E-08 (1.7)	1.695E-08 (22.4) 5.612E-08 (74.3) 1.405E-09 (1.9)	4.738E-09 (21.2) 1.517E-08 (67.9) 2.116E-09 (9.5)	2.559E-07 (43.7) 2.845E-07 (48.6) 2.843E-08 (4.9)
격납건물 파손시점 (TIME-CF)	NO CF EARLY LATE BMT	6.79E-07 (62.5) 4.95E-09 (0.5) 1.94E-08 (1.8) 4.67E-09 (0.4)	5.081E-08 (67.2) 1.041E-09 (1.4) 3.663E-09 (4.9) 6.043E-10 (0.8)	1.376E-08 (61.6) 2.878E-10 (1.3) 9.563E-10 (4.3) 1.637E-10 (0.7)	2.487E-07 (42.4) 4.455E-10 (0.1) 3.302E-08 (5.6) 2.341E-09 (0.4)
격납건물 파손유형 (MODE-CF)	LEAK RUPTURE	1.281E-08 (1.2) 1.156E-08 (1.1)	2.625E-09 (3.5) 2.079E-09 (2.8)	6.978E-10 (3.1) 5.464E-10 (2.5)	1.705E-08 (2.9) 1.642E-08 (2.8)
격납건물살수계통 (CSS)	CS NO CS	1.429E-09 (0.1) 2.294E-08 (2.1)	5.274E-11 (0.1) 4.652E-09 (6.2)	1.491E-11 (0.1) 1.229E-09 (5.5)	4.723E-09 (0.8) 2.875E-08 (4.9)
용융물 냉각가능성 (DBCOOL)	COOL NOCOOL NOCOOL-W NOCOOL-D	9.569E-09 (0.9) 3.165E-10 (<0.1) 9.536E-09 (0.9) 1.24E-13 (<0.1)	1.822E-09 (2.4) 2.006E-11 (<0.1) 1.821E-09 (2.4) 3.294E-14 (<0.1)	4.756E-10 (2.1) 5.400E-12 (<0.1) 4.752E-10 (2.1) 9.045E-15 (<0.1)	1.510E-08 (2.6) 3.766E-09 (0.6) 1.415E-08 (2.4) 1.143E-13 (<0.1)
환형공간퍼지 계통 (APS)	APS NO APS	9.057E-07 (83.3) 1.112E-07 (10.2)	3.908E-08 (51.7) 2.868E-08 (38)	1.051E-08 (47.1) 7.992E-09 (35.8)	5.037E-07 (86.0) 8.427E-10 (0.1)
합계	RCF	1.087E-06	7.556E-08	2.233E-08	5.86E-07

표 3-4에 각 방출군 변수에서 차지하는 방출군 빈도 (RCF)가 각각 운전모드 초기사건에 따라 주어졌다: (1) 전출력 내부사건들이 초기사건인 경우, 노심손상빈도 기여도에 따르면, 전출력 내부사건 노심손상빈도 $1.09E-06$ /yr의 약 1.2 %가 부분파손 (Leak) 사고경위, 약 1.1 %가 완전파손 (Rupture) 사고경위로 평가되었다. 이러한 파손유형들은 원자로압력용기 (RPV)가 파손되는 사고경위를 가운데 조기파손 및 후기파손 사고경위들에서만 고려되었다; (2) 전출력 내부사건 노심손상 사고경위들의 약 31 %가 용기내 용융물보존 (즉, 변수값 MELTSTOP) 사고경위들, 약 65 %가 RPV 파손되는 사고경위들, 및 약 2 %가 압력용기 파손전 격납건물 파손 (CFBRB) 사고경위들로 평가되었다. 이러한 사고경위들은 격납건물 격리성공인 약 98 % 사고경위들에서만 고려되었다; (3) 전출력 내부사건 노심손상 사고경위들의 약 0.1 %가 CS 작동되는 사고경위들, 약 2.1 %가 CS 미작동되는 사고경위들로 평가되었다. CS의 작동여부는 조기파손 및 후기파손 사고경위들에서만 고려되었다; (4) 전출력 내부사건 노심손상 사고경위들의 약 0.9 %가 각각 원자로공동내 용융물 냉각가능 (즉, 변수값 COOL) 및 용융물 침수비냉각 (즉, 변수값 NOCOOL-W) 되는 사고경위들이고, 침수(건조) 비냉각 및 건조비냉각 사고경위들은 각각 0.1 %에도 미치지 못한다고 평가되었다. 이러한 용융물 냉각가능성 유형들은 후기파손 사고경위들에만 영향을 주었다; (5) 전출력 내부사건 노심손상 사고경위들의 약 83.3 %가 APS 작동되는 사고경위들, 약 10.2 %가 APS 미작동되는 사고경위들로 평가되었다. APS의 작동여부는 단지 격납건물 건전성이 유지되면서 설계누출률 (즉, 0.5 v/o /day)로 방출되는 93.5 %의 사고경위들에만 영향을 끼쳤다. 변수값들 MELTSTOP 및 NO CF에 해당하는 약 93.6 %의 사고경위들이 격납건물 건전성이 유지되는 사고경위들이다.

4 결론

APWR 기본설계 단계의 Level-2 PSA 모델링 제한에도 불구하고, 격납건물 반응 분석 결과에 따르면, 격납건물 파손빈도는 APWR 기본요건 (Top-tier requirement)에서 제시된 CFF 요건 ($1.0E-6$ /yr 이하)이 만족되었으며 확률론적 격납건물 성능목표 (0.1 미만의 CCFP) [16; 17]가 도달되었다. 그러므로 안전성 목표가 만족되는 정도로 APWR 기본설계의 정량적 안전성이 얻어졌다. 또한, 다른 원전들의 Level-2 PSA 모델링 결과들과의 비교에 따르면, 방사선원항 방출 사고경위들에 취약한 기본설계 측면들과 관련되어 정성적 안전성 수준이 파악되었다.

마지막으로, 중대사고 취약점을 감소시키기 위하여 몇가지 권고사항이 제시될 수 있다: (1) 후기파손을 이끄는 격납건물 열제거 상실을 낮추는 조치가 개발되어야 한다; (2) SGTR-유발 우회에 기인한 핵분열생성을 직접방출을 감소시키는 노력이 경주되어야 한다.

감사의 글

저자는 이 자리를 빌어 꾸준한 토론에 대하여 임학규 박사님에게, 평소의 관심 및 격려에 대하여 최영상님에게 깊이 감사드립니다. 또한 자료제공에 장정범 박사님, 이병철 박사님에게 감사드립니다.

참고문헌

- [1] IAEA, IAEA Safety Series No. 50-P-8, 1995.
- [2] KOPEC, KNGR level 2 PSA report, Rev. 0, N-001-END419-001, Feb. 1999.
- [3] KEPRI, The third safety assessment report, TR.95ZJ16.S1999.177, Feb. 1999. (In Korean)
- [4] KEPSCO, Ulchin units 3&4 final probabilistic safety assessment report, Rev. 0, Vol. 5, 1997.
- [5] ABB-CE, CESSAR-DC, "System 80+ standard design," June 1993.
- [6] Chang, C. B., Private communication, April 1999.
- [7] Khatib-Rahbar, M. et al., Nuclear Engineering and Design Vol. 162 (2-3), 175-203, 1996.
- [8] EPRI, Advanced light water reactor utility requirements document Vol. II, Rev.7, Palo Alto, Dec. 1995.
- [9] Ahn, K. I. et al., Journal of the Korean Nuclear Society 26 (4), 611-626, 1994. (In Korean)

- [10] Ahn, K. I. et al., Journal of the Korean Nuclear Society Vol. 30 (1), 58-74, 1998.
- [11] Fauske & Associates, Inc., MAAP 4: Modular accident analysis program, User's manual, May 1994.
- [12] KAERI, CONPAS 1.0 code package user manual, KAERI/TR-651/96, April 1996. (In Korean)
- [13] AP600 probabilistic risk assessment, DE-AC03-90SF18495, September 1996.
- [14] USNRC, NUREG-1150, 1989.
- [15] USNRC, Chapter 19 Severe accidents, NUREG-1462, Vol. 2, February 1994.
- [16] KEPCO, Korean utility requirements document (KURD), KEPCO/KAERI, June 1998.
- [17] USNRC, SECY-93-087, April 2, 1993.

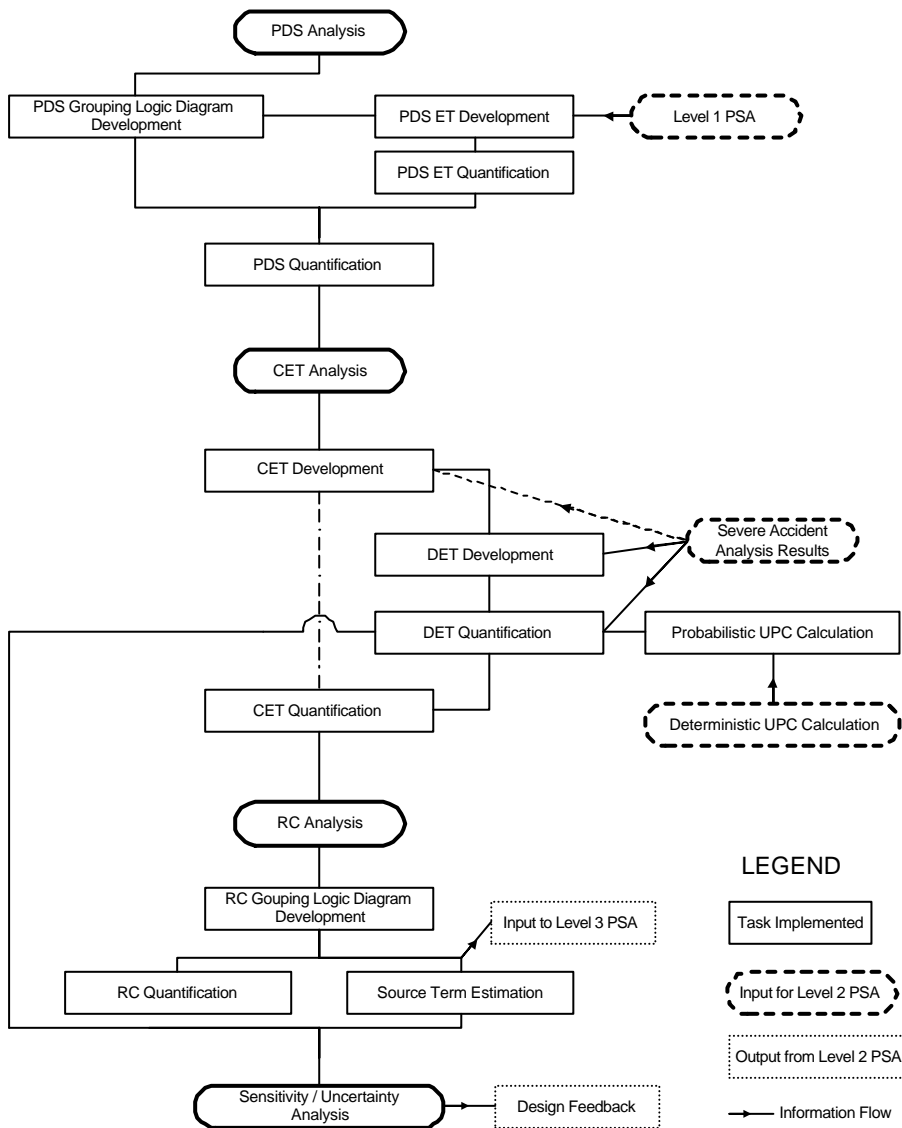


그림 1-1 APWR PSA 레벨 2 업무 연계