

# 최신 정보를 반영한 Level 2 PSA 평가기술 개발 현황(KHNP-SOARCA Project)

2018. 10. 24(수)

황석원(swhwang1221@khnp.co.kr)

중앙연구원 안전기술센터 안전평가팀



# 목 차

---

- 1 연구추진 배경
  - 2 연구 목표
  - 3 연구개발 내용
  - 4 향후 계획
-

- ◆ 월성 1호기 스트레스테스트 안전개선 사항 이행
  - 후쿠시마 후속 대처설비 반영 및 미국 SOARCA Project 수준 연구 결과 제출
    - ✓ 원자력안전위원회 [안전개선사항 7-1, 12-1](#) 규제 요구사항
- ◆ 사고관리계획서 평가범위 및 [신규 안전목표 이행](#)을 위한 PSA Insights 제공
- ◆ PWR 대표 노형(신고리 3,4) 시범 분석을 통해 건설/가동원전 확대 적용을 위한 [최신 Level 2&3 PSA 기반기술 구축](#)
- ◆ PSA 법제화에 따른 “All Mode, All Scope” 평가요소 핵심기술 확보
  - 가동원전 PSR내 신규인자로 PSA 분야 포함 (2014. 11)
- ◆ [다수기 리스크\(Multi-Unit Risk\) 평가 확대 기반기술 확보](#)

## ◆ SOARCA (State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses)

- SOARCA 연구는 과거 수행된 WASH-1400(1975), NUREG-1150(1990)의 중대사고 결말 분석결과를 재확인하고, 개선하는 차원에서 수행
- 사고경위선정, 열전달 해석, 방사성물질 거동 등 개선된 연구결과와 사고결말에 대한 최신 방법론을 적용, 분석하여 그 결과를 2012년 1월에 발간(NUREG-1935)

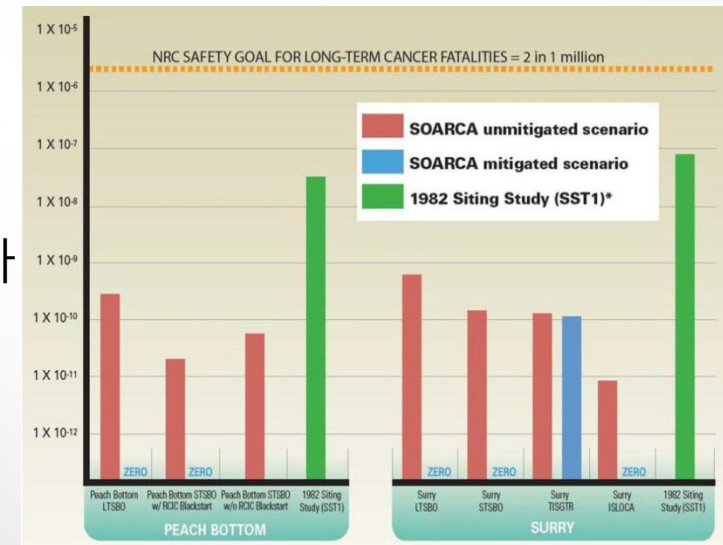
## ◆ SOARCA 분석결과

- NRC는 PWR(Surry) 및 BWR(Peach Bottom)에 대하여 영향이 큰 4가지 사고를 선정하고 중대사고 전개, 선원향 평가 및 소외결말 분석을 수행

1) 장기 SBO 사고	2) 단기 SBO 사고
3) 저압경계부 파단사고(S_LOCA)	4) 열적 원인에 의한 SGTR(TI_SGTR)

- 분석결과, 방사선원향 감소 결과로 인해 대중에게 미치는 건강영향은 과거 연구결과보다 매우 낮은 것으로 평가됨
  - ✓ 초기사망(Early Fatality) 리스크 : 없음
  - ✓ 후기 암사망(Latent Cancer Fatality) 리스크 :

USNRC 안전목표( $2.0E-06$ /년) 만족



### 시범 원전(월성1,신고리3,4)의 최신 기술 및 분석도구를 활용한 중대사고 및 소외결말 최적 평가기술 개발

#### 1단계. Level 2&3 PSA 최신 기술 벤치마킹 및 요소기술 개발

- 최신 분석기술 벤치마킹 (SNL : Sandia National Lab) 및 규제현안 대응방안 수립
- 최적 분석을 위한 Level 2 PSA 모델 개발 (사고경위 선정, 중대사고 대처설비 및 SAMG 반영 등)
- Level 2 PSA 코드(MELCOR/MAAP5/ISAAC) 입력모델 개발 : 사고 진행 및 방사선원향 거동 최적분석
- Level 3 PSA 코드(WinMACCS) 입력모델 개발 : 부지특성 기본입력, 음식섭취모델, 손실비용평가모델 등

#### 2단계. 시범원전 Level 2&3 PSA 최적분석 수행

- Level 2 PSA 모델 최적화 및 중대사고 분석코드 (MELCOR/MAAP5/ISAAC) 입력모델 최적화
- Level 3 PSA 코드 입력모델 최적화 (WinMACCS) : 방사선 비상대응 입력 모델 및 주민대응조치 영향 분석 등
- 소외결말 최적분석 (Population Dose, Early/Cancer Fatality Risk, CCDF 등)
- 중대사고 (MELCOR/MAAP5/ISAAC) 및 소외결말분석 코드 (WinMACCS) 모델링 검증 (SNL, FAI 전문가 활용)

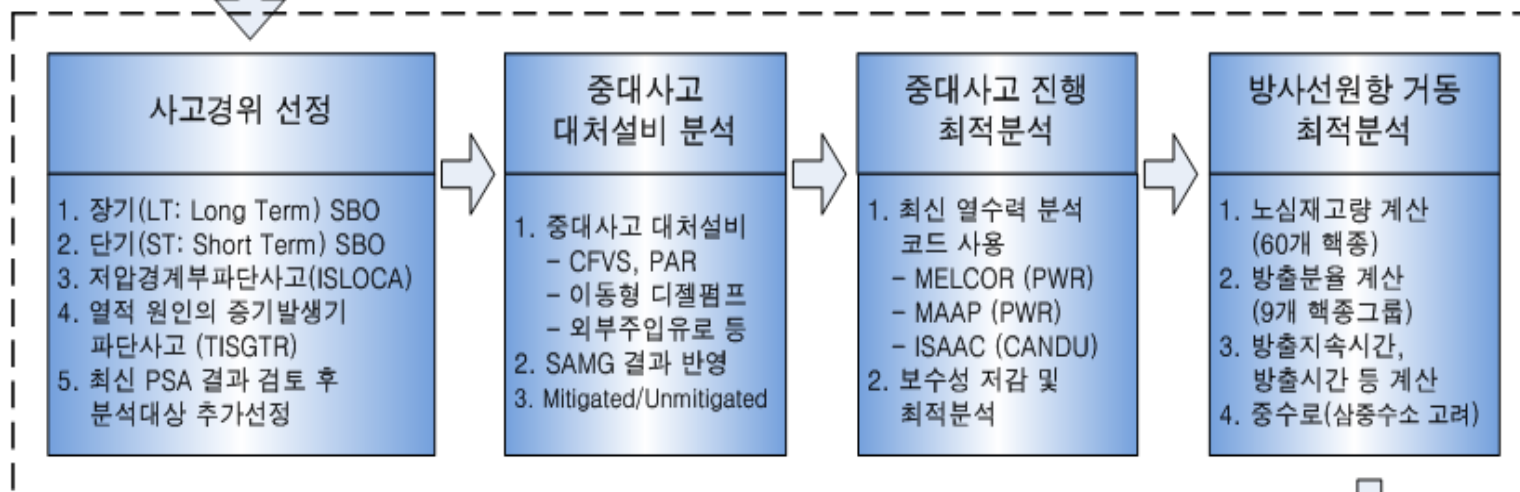
#### 3단계. 중대사고 대처설비 운영 개선방안 도출 및 규제 대응기술 확보

- 중대사고 및 소외결말 분석코드 검증 결과 반영
- 소외 리스크 척도 기준 개발 (중대사고 대처설비 평가, 규제현안 대응)
- 중대사고 대처설비 유효성 평가 및 운영 개선방안 도출
- 규제현안 대응 및 요구사항 이행 (PSA 법제화 및 월성1호기 ST 안전개선사항 이행)

## 2. 연구목표 개발방향 및 전략

시범원전(경수로/중수로)  
- 신고리3,4, 월성1

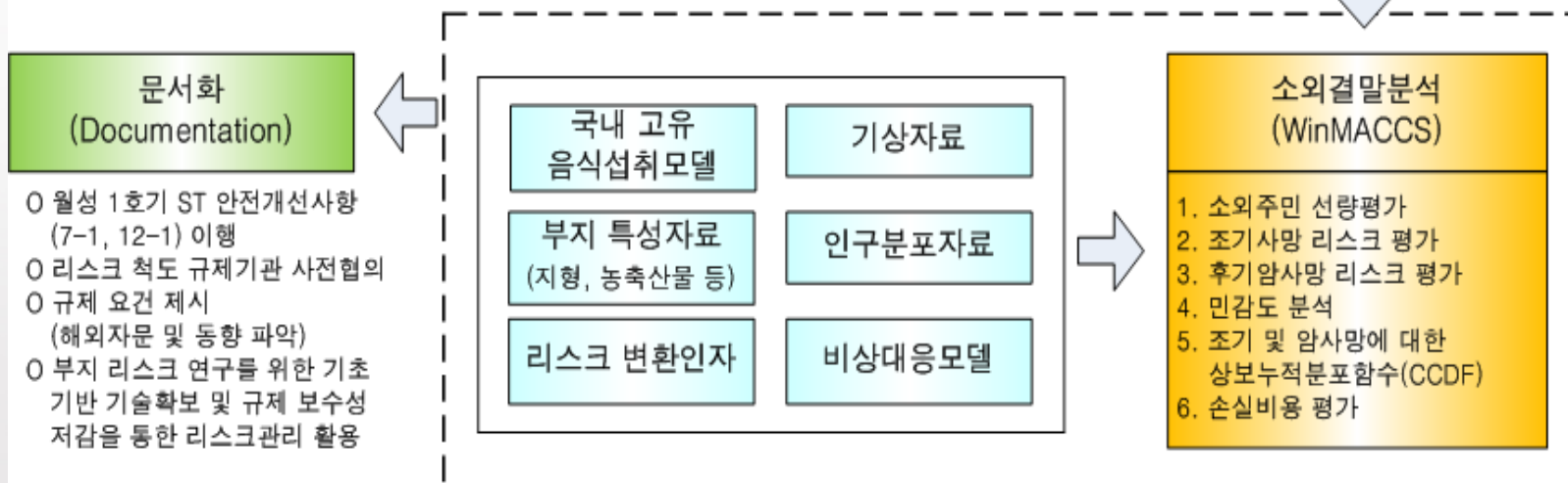
Level 2 PSA



코드 검증  
(객관성 확보)

MELCOR(SNL)  
MAAP/ISAAC(FAI)  
WinMACCS(SNL)

Level 3 PSA



### 3. 연구 개발 내용 분석대상 사고경위 선정

#### 분석대상 사고경위 선정

역 무 명	분석대상 사고경위 선정
수 행 배 경	<ul style="list-style-type: none"> <li>중대사고 진행 및 소외결말 분석을 위한 사고경위 선정</li> </ul>
수 행 실 적	<ul style="list-style-type: none"> <li>진행상태 : 완료</li> <li>사고경위 선정 시 고려사항               <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 미국 SOARCA 사고경위 선정 방법론</li> <li>✓ 국내 고유특성 및 PSA 수행결과 반영</li> </ul> </li> <li>사고경위 선정 기준               <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 월성 1호기 : SOARCA 사고 시나리오 선정기준 적용                   <ul style="list-style-type: none"> <li>▪ 일반사고경위 : 1.0E-06/년</li> <li>▪ 대량조기방출가능 사고경위 : 1.0E-07/년</li> </ul> </li> <li>✓ 신고리 3,4호기 : SOARCA 사고 시나리오 선정기준의 1/10 적용                   <ul style="list-style-type: none"> <li>▪ 일반사고경위 : 1.0E-07/년</li> <li>▪ 대량조기방출가능 사고경위 : 1.0E-08/년</li> </ul> </li> </ul> </li> </ul>

#### 시범원전 중대사고 분석코드 입력모델 개발 및 최적화

- APR1400 MELCOR 기본입력(Parameter File) 개발(완료)
- APR1400 MAAP5 기본입력(Parameter File) 개발(완료)
- CANDU MAAP-ISAAC 기본입력(Parameter File) 개발(완료)

#### 시범원전 중대사고 진행 및 방사선원항 거동 최적분석

- APR1400 중대사고 진행 및 방사선원항 거동 최적분석(MELCOR)(1차 해석 완료)
- APR1400 중대사고 진행 및 방사선원항 거동 최적분석(MAAP5)(1차 해석 완료)
- CANDU 중대사고 진행 및 방사선원항 거동 최적분석(MAAP-ISAAC)(계속)

#### 주요 사고경위 중대사고 분석결과 비교

- APR1400 MELCOR 및 MAAP5 코드 분석결과 비교(완료)



## 시범원전 중대사고 분석코드 입력모델 개발 및 최적화

역무명	APR1400 중대사고 분석코드 입력모델 개발
배경	<ul style="list-style-type: none"> <li>중대사고 진행 및 방사선원항 거동 최적 분석을 위한 APR1400 고유 설계특성 및 최신 중대사고 분석기술 반영               <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ APR1400 고유 설계특성 및 중대사고 대처설비/전략 검토 및 반영</li> <li>✓ 핵분열생성물 및 붕괴열과 관련한 최신 연구결과 확인 및 반영</li> </ul> </li> </ul>
내용	<ul style="list-style-type: none"> <li>수행내용               <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ MELCOR 전산코드 RCS 및 노심 모델 개발                   <ul style="list-style-type: none"> <li>- 고온관 및 증기발생기에서의 자연순환 유동 모의를 위한 모델 최적화</li> <li>- 실제적 노심 용융 진행 과정 모의</li> </ul> </li> <li>✓ MELCOR 및 MAAP5 전산코드 발전소 건물 모델 개발                   <ul style="list-style-type: none"> <li>- 핵분열생성물의 환경 방출 경로를 고려한 최적 모델 개발 (<u>ISLOCA 모의 포함</u>)</li> </ul> </li> <li>✓ 사고관리전략으로 고려할 수 있는 대부분의 설비 모델 개발                   <ul style="list-style-type: none"> <li>- 공학적안전설비 외 CFS, ECSBS, PAR, 이동형 펌프 등</li> </ul> </li> <li>✓ 최신 핵분열생성물 및 붕괴열 정량화 방법론 적용</li> </ul> </li> </ul>

## 시범원전 중대사고 분석코드 입력모델 개발 및 최적화

역무명	CANDU 중대사고 분석코드 입력모델 개발
배경	<ul style="list-style-type: none"> <li>중대사고 진행 및 방사선원향 거동 최적 분석을 위한 CANDU 원전 고유 설계특성 및 최신 중대사고 분석기술 반영               <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ CANDU 원전 고유 설계특성 및 중대사고 대처설비/전략 검토 및 반영</li> <li>✓ 중대사고 현상과 관련한 최신 연구결과 확인 및 반영</li> </ul> </li> </ul>
내용	<ul style="list-style-type: none"> <li>수행내용               <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 설계특성 및 최신 중대사고 분석기술을 반영한 입력모델 개정 및 보완</li> <li>✓ 최적화된 MAAP-ISAAC 입력모델 활용 중대사고 분석결과 영향 평가 (격납건물 및 칼란드리아 탱크 파손 등의 중대사고 현상 지연 또는 완화로 환경 방출 방사선원향 감소)</li> </ul> </li> </ul>

### 3. 연구 개발 내용

#### 시범원전 중대사고 분석코드 입력모델 개발 및 최적화

역무명	CANDU 중대사고 분석코드 입력모델 개발	
수행실적	<ul style="list-style-type: none"> <li>설계특성 및 최신 중대사고 분석기술을 반영한 입력모델 개정 및 보완                             <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ CANDU 원전 고유 설계특성 및 최신 중대사고 분석기술(FAI 기술자문 등) 반영</li> <li>✓ ISLOCA 및 격납건물 Airlock Seal 파손 시 보조건물 내 침착 효과 반영</li> </ul> </li> </ul>	
분야	개정/추가 입력변수 개수	비고
1차계통	319	고유 설계특성 반영
2차계통	72	고유 설계특성 반영
칼란드리아 탱크	59	고유 설계특성 반영
안전계통	86	고유 설계특성 반영
원자로건물	428	고유 설계특성 반영
보조건물	1047	ISLOCA 및 격납건물 Airlock Seal 파손 모의를 위한 11개 격실 추가 (13+11=24 격실)
기타	2	FAI 자문결과 반영 (FPRAT, ENT0)
합계	2013	996(개정) + 1047(추가)

## 시범원전 중대사고 분석코드 입력모델 개발 및 최적화

### CANDU 중대사고 분석코드 입력모델 개발

- 최적화된 MAAP-ISAAC 입력모델 활용 중대사고 분석결과 영향 평가
  - ✓ CANDU 원전 중대사고 최적평가 시 격납건물 및 칼란드리아 탱크 파손 등의 중대사고 현상 지연 또는 완화로 환경방출 방사선원향 감소

대상사고	기존 입력모델 (사고관리전략 미고려, 사고발생 72 시간 기준)		최적화된 입력모델 (사고관리전략 미고려, 사고발생 72 시간 기준)	
	Airlock Seal 파손(hr)	칼란드리아 탱크 파손(hr)	Airlock Seal 파손(hr)	칼란드리아 탱크 파손(hr)
1번 사고	9.86	45.02	21.27	52.54
2번 사고	15.58	36.38	23.13	44.16
3번 사고	9.16	40.18	23.86	49.65
4번 사고	40.20	40.14	51.18	50.85
5번 사고	20.77	35.93	45.28	45.22

## 시범원전 중대사고 진행 및 방사선원항 거동 최적분석

### APR1400 중대사고 진행 및 방사선원항 거동 최적분석

- APR1400 사고 시나리오 정의
  - ✓ 신고리3,4호기 전출력 내부사건 및 외부사건 PSA 결과 적용
  - ✓ MACST의 Phase 2(사고후 8~72시간) 전략 적용
    - 소용량 이동형 발전차, 이동형 펌프차, CFS, ECSBS 등
    - Phase 1(사고후 8시간까지) 전략 실패 가정

사고경위	사고경위 설명	사고관리전략
SBO_025	TD-AFW 8시간 기동 후 배터리 고갈로 정지	소용량 이동형 발전차 + TD-AFW
SSBO_001	지진유발 SBO로서 모든 안전설비 실패	CFS + ECSBS
SSBO_001(TI)	SSBO_001 + TI-SGTR 발생 가정(민감도평가)	CFS + ECSBS
SLOOP_005	Feed & Bleed 운전 실패	이동형 펌프차 + 1차측 비상냉각수
SLOOP_004	IRWST 수원 온도 상승에 따른 SI 정지	이동형 펌프차 + 1차측 비상냉각수
SLOCA_020	정지냉각운전 실패	CFS + ECSBS
ISLOCA	IRWST 재충수 실패에 따른 SI 정지	CFS + ECSBS
SGTR_032	모든 안전설비 실패	CFS + ECSBS
SGTR_010	SG 격리 실패 및 IRWST 재충수 실패에 따른 SI 정지	POSRV 개방 + 이동형 펌프차

#### 시범원전 중대사고 진행 및 방사선원항 거동 최적분석

##### APR1400 중대사고 진행 및 방사선원항 거동 최적분석

- APR1400 중대사고 방사선원항 거동 분석
  - ✓ 원자로건물 격리 성공 시 Cs-137의 환경방출 < 100 TBq
    - CFS 및 ECSBS를 통한 사고관리전략으로 약 50% 환경방출 감소
  - ✓ (민감도분석) 미국 SOARCA Project에서 수행한 TI-SGTR 발생 가능성 검토
- APR1400 중대사고 방사선원항 거동 분석
  - ✓ 세정, 격실 침적, 여과기 침적, 배관 침적 등의 효과에 의해 상당량의 핵분열생성물이 보조건물 내에 잔류함

## 시범원전 중대사고 진행 및 방사선원향 거동 최적분석

역 무 명	CANDU 중대사고 진행 및 방사선원향 거동 최적분석
배 경	<ul style="list-style-type: none"> <li>Level 2 PSA 모델 최적화 및 PSA 안전목표 달성을 위한 중대사고 최적분석 <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 최적 중대사고 분석 결과를 반영한 현실적(Realistic) Level 2 PSA 모델 개발</li> <li>✓ PSA 법제화에 따른 확률론적 안전목표 달성</li> </ul> </li> <li>중대사고 대처설비 유효성 평가 및 운영 개선방안 도출</li> </ul>
내 용	<ul style="list-style-type: none"> <li>수행내용 <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 10개 선정 사고경위에 대한 중대사고 진행 및 방사선원향 거동 최적분석</li> <li>✓ 중대사고 대처설비 유효성 확인 및 중대사고 기술현안 도출</li> <li>✓ 격납건물 우회사고 환경방출 방사선원 저감 방안 모색(SAMG 개선(안) 도출)</li> </ul> </li> <li>향후계획 : 사고 시나리오별 상세 중대사고 진행분석 및 방사선원향 분석 <ul style="list-style-type: none"> <li>✓ 중대사고 기술현안 해결방안 모색(FAI 등 전문가 그룹 기술자문 활용) 및 반영 <ul style="list-style-type: none"> <li>- ISLOCA 사고 시 배관 침착효과 등에 의한 방사선원향 방출 저감 효과</li> <li>- SGTR 사고 시 2차측 냉각수 주입에 의한 Scrubbing 효과 등</li> </ul> </li> <li>✓ 소외결말분석을 위한 방사선원향 최적 분석 수행</li> </ul> </li> </ul>

#### 주요 사고경위 중대사고 분석결과 비교

##### APR1400 MELCOR 및 MAAP5 코드 분석결과 비교

- 중대사고 최적 해석 방법론에 대한 기술 배경의 확장
  - ✓ MELCOR 및 MAAP5 전산코드 분석 결과를 비교하여 기술적 배경 축적
- 수행내용
  - ✓ 확률론적 관점에서 빈도가 높은 SBO\_025 사고경위와 조기대량방출을 유발할 수 있는 ISLOCA 사고경위를 선정
  - ✓ 전반적인 발전소 거동 측면에서는 MELCOR 및 MAAP5 전산코드가 유사한 거동을 보이지만, 최적 분석 관점에서 일부 차이점이 있음
    - 고압사고 시 RCS 내에서의 자연순환 유동에 차이점을 나타내며, 이에 따라 고온관, 가압기 밀림관 및 증기발생기 세관의 크립 파손 등의 거동을 다르게 모의함
  - ✓ 특히 노심용융물, 원자로건물 및 보조건물 내에서의 핵분열생성물 거동에 상당한 차이를 보임



## 美 Sandia National Laboratories 공동연구

### APR1400 노형 MELCOR 및 WinMACCS 코드 기술자문

- 중대사고 분석코드(MELCOR) 최적분석 모델 개발 기술자문 및 검증
- 소외결말분석코드(WinMACCS) 최적분석 모델 개발 기술자문 및 검증
- 진행상태 : 계속
- 수행내용
  - ✓ 미국 SOARCA Project Benchmarking 지원 및 MELCOR/WinMACCS 코드 OJP
  - ✓ Accident Scenario, MELCOR, WinMACCS Technical Support (Q&A Sheet)
    - Accident Scenario Selection : 4건
    - MELCOR Code 모델 개발 : 23건
    - WinMACCS Code 모델 개발 : 41건
- 향후계획
  - ✓ CSARP Program 가입을 통한 분석코드 사용권 확보
  - ✓ MELCOR 및 WinMACCS 모델 개발 기술지원(계속)
  - ✓ 최종 평가모델에 대한 자문 및 검증(V&V)

KHNP SOARCA Project Q&A Sheet <sup>4)</sup>			
Q&A No.:	MACCS-001.	Q&A Field:	Atmospheric Dispersion.
Question:	Juyub KIM (FNC).	Question Date:	07/28/2017.
Answer:	XXXX (SNL).	Answer Date:	XXXXXXXXXX.
Doc. Control:	Seokwon HWANG (KHNP).	Doc. Status:	Ongoing.

Note: This Q & A Sheet can be attached to the benchmarking report of KHNP, KAERI and FNC in the future..

[Question]<sup>4)</sup>

On page 4-11 of the NUREG/CR-7009 report (i.e. MACCS Best Practices as Applied in the SOARCA Project), you will find:..

"The SOARCA project used the MACCS diurnal mixing height model. This model allows for two values of mixing height for each of the four seasons of the year. The first of these two values corresponds to the morning (minimum) mixing height and the second to the afternoon (maximum) mixing height. The start day of each weather sequence determines the season in which that sequence lies."..

According to Section 4.2.8.2 "Mixing Height Option" of the WinMACCS User's Guide, ..

"If the box Adjust mixing height based on time of day is unchecked, the original model is employed. The meteorological file contains 2 sets of 4 values of maximum mixing height at the end of the file. The first set is the morning mixing height values for each of the four seasons. The second set is afternoon mixing height values for each of the four seasons. Only the second set of values is used when this option is chosen. That is, the mixing height only depends on the season for which the calculation is performed."..

7.0	6.5	6.0	5.0	10.54	18.90	19.24	14.12
Morning winter	Morning spring	Morning summer	Morning autumn	Afternoon winter	Afternoon spring	Afternoon summer	Afternoon autumn

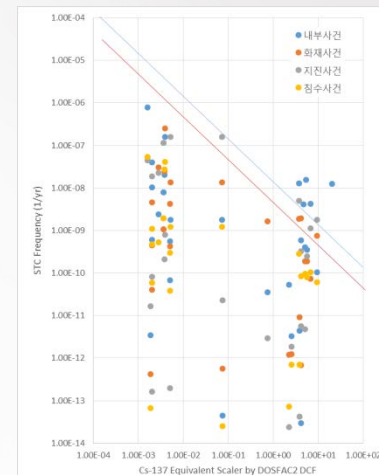
The time of sunrise and sunset is calculated by the latitude and longitude on the Site Location form. Does this calculation consider the variation of sunrise and sunset time by season at the specific location?..

Also, how WinMACCS determine the season of calculation period? If it is determined by the specific date, can user change the reference date?..

# 3. 연구 개발 내용

## 리스크 척도(Risk Measures)

- 리스크척도: 사고결말을 정량적으로 나타내기 위한 리스크 지표
- 주요 리스크척도
  - 초기사망 리스크: 안전목표
  - 암사망 리스크: 안전목표
  - Cs-137 100TBq 이상의 사고빈도: 신규 안전목표
  - **선량환산지표(신개발 척도): 사고시 누출 방사선총량지표**
    - INES스케일과 유사하나 원전고유특성에 맞는 단순사고결말 지표로 개발
    - 활용 방식에 따라 유연한 대처 가능
    - 단순한 계산 방식으로 적용과 활용이 간단함
- 리스크척도 활용
  - 신규 법령에서 제시하고 있는 안전 목표의 만족 여부 확인
  - 최신기술을 적용한 사고결말을 활용하여 중대사고 대처설비 적절성/효과성 검증과 효율적인 운영방안 제시에 활용
- 적용 및 활용 방안 수립(향후 계획)
  - MELCOR/MAAP 선원항 분석결과를 이용한 선량환산지표 적합성분석예정
  - 주요 중대사고 대처설비에 적용에 따른 사고결말의 영향 분석
  - 최적의 운영방안 도출을 위한 리스크저감 지표로 활용 예정



Cs-137 Equivalent (Acute Effect)

**INES**  
THE INTERNATIONAL NUCLEAR AND RADIOLOGICAL EVENT SCALE

GENERAL DESCRIPTION OF INES LEVELS			
INES Level	People and Environment	Radiological Hazards and Control	Defence in Depth
<b>Major Accident</b> Level 7	Extensive release of radioactive material into the environment, with significant health and environmental consequences.	Extensive release of radioactive material into the environment, with significant health and environmental consequences.	Extensive release of radioactive material into the environment, with significant health and environmental consequences.
<b>Accident with Major Consequences</b> Level 6	Extensive release of radioactive material into the environment, with significant health and environmental consequences.	Extensive release of radioactive material into the environment, with significant health and environmental consequences.	Extensive release of radioactive material into the environment, with significant health and environmental consequences.
<b>Accident with Minor Consequences</b> Level 5	Extensive release of radioactive material into the environment, with significant health and environmental consequences.	Extensive release of radioactive material into the environment, with significant health and environmental consequences.	Extensive release of radioactive material into the environment, with significant health and environmental consequences.
<b>Accident with Local Consequences</b> Level 4	Extensive release of radioactive material into the environment, with significant health and environmental consequences.	Extensive release of radioactive material into the environment, with significant health and environmental consequences.	Extensive release of radioactive material into the environment, with significant health and environmental consequences.
<b>Significant Event</b> Level 3	Extensive release of radioactive material into the environment, with significant health and environmental consequences.	Extensive release of radioactive material into the environment, with significant health and environmental consequences.	Extensive release of radioactive material into the environment, with significant health and environmental consequences.
<b>Incident</b> Level 2	Extensive release of radioactive material into the environment, with significant health and environmental consequences.	Extensive release of radioactive material into the environment, with significant health and environmental consequences.	Extensive release of radioactive material into the environment, with significant health and environmental consequences.
<b>Anomaly</b> Level 1	Extensive release of radioactive material into the environment, with significant health and environmental consequences.	Extensive release of radioactive material into the environment, with significant health and environmental consequences.	Extensive release of radioactive material into the environment, with significant health and environmental consequences.

**NO SAFETY SIGNIFICANCE (Below Scale/Level 0)**

### 시범원전 중대사고 및 대처설비 최적분석

시범원전 중대사고 진행 및 방사선원항 최적분석(MELCOR/MAAP5/ISAAC)

중대사고 대처설비 최적 투입시간 및 유효성 평가

시범원전 중대사고 분석코드(MELCOR, MAAP5, MAAP-ISAAC) 모델링 검증

사고관리지침서(AMP) 개발 Insights 제공 / Level 2 PSA 추가 개선사항 도출

### 시범원전 소외결말 최적분석

시범원전 선정 사고경위에 대한 방사선원항 입력모델 개발

부지특성을 고려한 Level 3 PSA 입력모델(비상대응, 음식섭취모델 등) 개발

소외결말 최적분석 수행 (주요 국내 고유 Parameter 적용)

시범원전 소외결말 분석코드(WinMACCS) 모델링 검증

다수기 리스크, DEC(Level 3 PSA)로의 Insights 제공 및 활용

### 규제현안 대응 및 활용

월성 1호기 ST 안전개선사항(7-1, 12-1) 이행 (CANDU 노형 활용 및 적용)

경수로원전 선제적 규제 대응 및 PSA 현안과제 기술지원

신규 리스크 척도 기준 수립 및 최적분석(추후 규제기관 설명 및 제안)

### LEVEL 2&3 PSA 결과 타 원전 적용성 검토

PSA 활용을 위한 중대사고 및 소외결말분석 코드 장기 개선방안 도출

Level 2&3 PSA 최적분석 결과 확대 적용방안 도출 (리스크 저감)

**THANK  
YOU**

