

特定重大事故等対処施設等を考慮した緊急時活動 レベル(EAL)見直しに関する研究

中間評価 説明資料

令和5年4月

原子力規制庁長官官房技術基盤グループ
シビアアクシデント研究部門

目次

1. 背景・目的
2. 研究概要
3. 研究期間を通じた主要成果
4. まとめ
5. 成果の活用、成果の公表等
6. 成果目標に対する達成状況
7. 今後の展開

1. 背景・目的

原子力災害対策指針、原子力災害対策特別措置法等に係る規則等に関して、規制庁では、EAL等に関する中長期的な課題を整理した。

その中で、新規規制基準を踏まえてオンサイトにおけるEALとオフサイトにおける防護措置の全体の見直しが必要とされ、以下のような項目の検討の必要性が示された^{1,2}。

- ① 特定重大事故等対処施設等を考慮したEAL見直し
- ② 事故進展が非常に遅い場合におけるEAL及び防護措置の検討
- ③ EALのあるべき姿の検討

これまでに、規制庁では重大事故時における解析手法の整備を行っており、重大事故時の主要な事故シーケンスにおけるFPの特徴分析がなされた^{1,2}。しかしながら、この研究では緩和手段を考慮しない場合に代表されるFPの早期大量放出シナリオ、又はFPの放出を防止するための炉心損傷防止対策には失敗したが格納容器破損防止対策に成功した格納容器健全シナリオが主に取り扱われており、部分的な防止対策の失敗や部分的な緩和手段が考慮され格納容器破損に至るシナリオの解析手法の整備がなされていない。

そのため、オンサイトにおけるEALとオフサイトにおける防護措置の全体の見直しにおいて、オンサイトに関する知見の整理としては、上述のような重大事故の特徴分析手法の整備を行い、EAL見直しのための参考事故シナリオの特徴の分析を行うことが重要となる。

特定重大事故等対処施設等を考慮したシナリオを評価するための手法の整備、調査等を行い、事故進展の特徴分析及び着目すべき視点の整理を行うことにより、EALの見直しに資するための技術的な知見を取得すことを目的とする。

1. 原子力規制庁、「EAL等に関する課題の整理」, 第7回緊急時活動レベルの見直し等への対応に係る会合資料, 原子力規制庁緊急事案対策室 (2020)

2. 原子力規制庁、「EAL等に関する課題の整理, 別紙 中長期課題No.2について」, 第7回緊急時活動レベルの見直し等への対応に係る会合資料, 原子力規制庁緊急事案対策室 (2020)

1. 背景・目的

重大事故時における公衆被ばくに対する防護措置として避難、屋内退避及び安定ヨウ素剤服用が考えられるが、上述の重大事故のシナリオにおいて防護措置を行う対象の住民やタイミングを考慮することで、実施可能な防護措置の組合せは変化すると考えられる。

国際的な知見としては、防護措置の効果を分析する代表的な知見として、米国NRCにおける研究^{3,4}があり、確率論的環境影響評価コードMACCSを用いた評価が行われている。規制庁ではこれまでに、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構(JAEA)への委託作業により、環境影響評価コードOSCAAR^{5, 6, 7, 8}に最新知見を活用した屋内退避及び避難のモデル、ヨウ素の環境への放出に係るモデル等を反映し、被ばく低減効果を定量的に解析するためのモデル整備を進めてきた⁹。

オンサイトにおけるEALとオフサイトにおける防護措置の全体の見直しにおいて、防護措置に関する知見の整理としては、防護措置の判断の分岐点になり得る要素をオンサイトとオフサイトの両方から検討すること、運用上の介入レベル(OIL)の基準、それらに基づく実効的な防護措置の判断、予防的防護措置を準備する区域(PAZ)及び緊急防護措置を準備する区域(UPZ)に係る目安範囲も、EALの検討と併せて行うことが重要となる。

確率論的環境影響評価手法を用いた試解析を行い、防護措置の効果等に係る技術的知見を整理し、実効的な防護措置の実施を検討するための参考情報を取得することを目的とする。具体的には、防護措置の判断の分岐点になり得る要素をオンサイトとオフサイトの両方から検討し、より実効的な防護措置(避難、屋内退避、安定ヨウ素剤服用等)を検討するための参考情報を取得する。

3. N. Bixler, R. Gauntt, et al., "State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project", NUREG /CR-7110 (2013)
4. R. Sullivan, "Emergency Preparedness Significance Quantification Process: Proof of Concept", NUREG/CR-7160, SAND2012-3144P (2013)
5. Homma and Hato, "Uncertainty and sensitivity studies with the probabilistic accident consequence assessment code OSCAAR", (2005)
6. 本間ら, "軽水炉モデルプラントの広範な事故シナリオに対する環境影響評価", JAERI-Research 2000-060 (2000)
7. 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, "OSCAAR コードパッケージの使用マニュアル", JAEA-Testing 2020-001 (2020)
8. 木村ら, "安定ヨウ素剤服用による甲状腺被ばく低減係数データベースの開発(受託研究)", JAEA-Data/Code 2020-002 (2020)
9. 原子力規制庁, "緊急時活動レベル(EAL)に係るリスク情報活用等の研究", RREP-2020-2003, 原子力規制庁長官官房技術基盤グループ (2020)

2. 研究概要

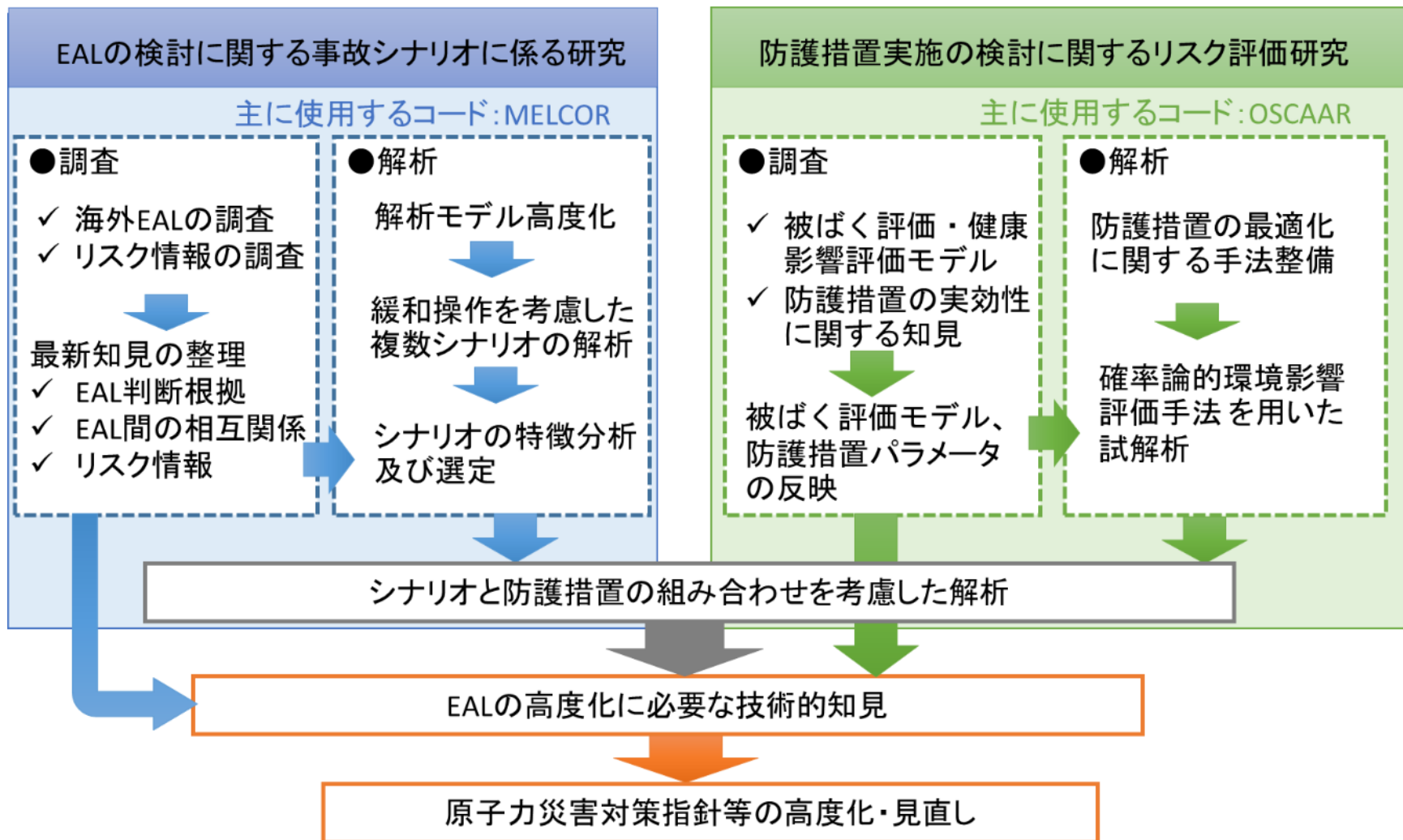


図 2.1 安全研究計画の概要

2. 研究概要

表 2.1本研究の全体行程

	R 3年度	R 4年度	R 5年度	R 6年度	R 7年度
(1)EAL の検討に関する事故シナリオに係る研究	解析モデルの高度化	試解析及びシナリオ選定手法の整備	シナリオの選定及び特徴分析手法の検討	シナリオと防護措置を考慮した解析及び特徴分析	EAL 判断に必要な技術的知見の取りまとめ
	EAL に関する調査				
(2)防護措置実施の検討に関するリスク評価研究	被ばく解析モデルの検討	防護措置に関する知見整理			EAL 判断に必要な技術的知見の取りまとめ
	防護措置の最適化に関する手法整備		確率論的環境影響評価手法を用いた試解析		

注) 一点破線 (- - -) については、JAEA による委託事業において実施したものまたは、実施予定のものである。

3. 研究期間を通じた主要成果(1/8)

EALの検討に関する事故シナリオに係る研究(調査)

EALの検討に資するための調査

現在の国内のECは、重篤度の低いものから順に、警戒事態(Alert:AL)、施設敷地緊急事態(Site area Emergency:SE)、全面緊急事態(General Emergency GE)に分けられている。

EALの見直しに関して、

- 同一EC内での異なるEALの補完性
 - 同一EAL内での複数の判断基準の整合性¹⁰
 - 核分裂生成物の障壁の喪失及びそのおそれに係るEAL判断基準の根拠¹¹
- について、海外事例を調査して取りまとめた。



- 我が国における設備基準、状態基準及び線量基準のEALは、設備の喪失状態に則った設備基準、原子炉の状態に則った状態基準及び測定された線量に則った線量基準のEALがある。
- 米国産業界のEAL作成ガイドライン¹⁰における、認識カテゴリS(システム異常)、認識カテゴリF(障壁の喪失)及び認識カテゴリA(異常な放射線レベル異常)のEALに類似している。
- 日本はAL/SE/GE21から25のような設備関係のEALが手厚く定められている。

10. NEI, "Development of Emergency Action Levels for Non-Passive Reactors," NEI 99-01, Rev.6, Nuclear Energy Institute (2012)

11. Robert J. Lutz, "Westinghouse Owners Group Core Damage Assessment Guidance," WCAP-14696-A Rev.1 (1999)

3. 研究期間を通じた主要成果(2/8)

EALの検討に関する事故シナリオに係る研究(特徴分析のための解析)

【評価の流れ】

防護措置を考慮しない解析により事故シナリオの特徴把握

事故シナリオと防護措置の組合せを考慮した解析

① 緩和手段を考慮したシナリオを含む事故シナリオの解析
(防護措置は考慮せず)

- ✓ 管理放出といった緩和手段の有無で事故進展を分類
- ✓ EALの発出から格納容器機能喪失までの時間、距離別の線量等の特徴を整理

② 事故シナリオと防護措置の組合せを考慮した解析

- ✓ 事故シナリオごとの防護措置の効果を整理
- ✓ 防護措置の判断の分岐点になる要素を整理

中間報告では、事故シナリオの分析において、防護措置を考慮しない解析での特徴分析までを実施した。

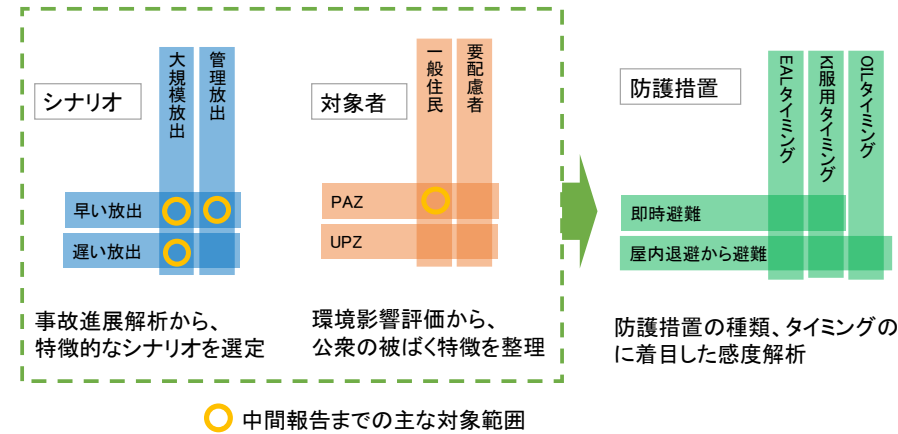


図 3.1.1 特徴分析における事故シナリオの対象範囲

OSCAAR	MACCS	FARCON
ヨウ素化学形態の違いを考慮した核種を評価	69核種を対象 (ヨウ素は代表形態)	重要核種に着目した評価
年間気象を考慮	年間気象を考慮	特定気象のみを評価
個人・集団の被ばくを評価	個人・集団の被ばくを評価	個人被ばくを評価
複雑な防護に対応したモデルにて評価	防護措置を簡便に評価	(高速での解析評価が可能)

図 3.1.2 環境影響評価コードの特徴

3. 研究期間を通じた主要成果(3/8)

EALの検討に関する事故シナリオに係る研究【MELCOR】

対象プラント：国内の代表BWR5

表 3.1.1 解析で考慮した緩和手段の組合せ

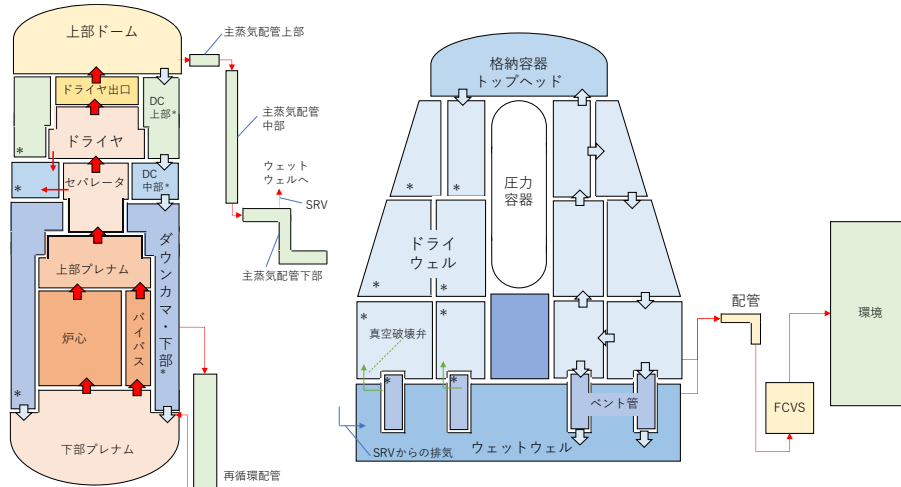


図 3.1.3 MELCORの解析モデルのノード図

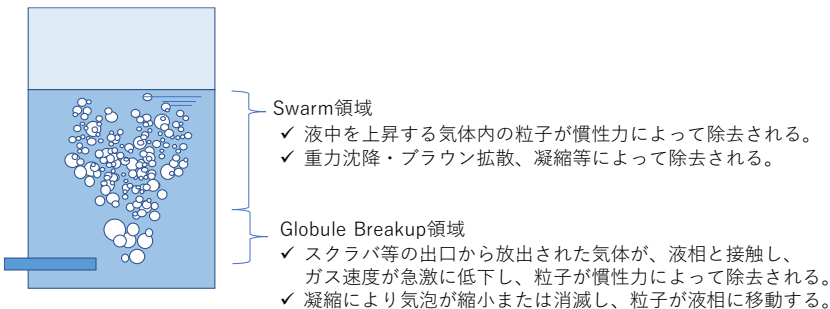


図 3.1.4 FCVSにおけるFP除去メカニズム

フィルタ付格納容器ベントシステム(FCVS)は、実験データ12を元に粒径別の除染係数(DF)のモデル化を行った。

代替再循環 スプレイ	再循環運転により、120 時間までは格納容器の雰囲気温度を維持できた。ただし、MCCI が継続するシナリオでは、格納容器圧力はMCCIで発生するガスによって上昇しているため、120 時間以上の計算で過圧破損する可能性がある。	24 時間以上の電源喪失のシナリオは結果として、過圧破損に至っている。
格納容器 下部注水 + FCVS	格納容器下部注水によってペDESTALのデブリを 120 時間まで冷却できていた。また、FCVS の動作によって格納容器の過圧、過温損傷は回避できた。	格納容器スプレイ等による除熱ができないことから、ベントまでの期間は短い。
格納容器 下部注水 + 外部水源 スプレイ	格納容器の圧力が上昇することで外部水源による格納容器スプレイが動作。格納容器スプレイが停止後、DW が過圧破損に至った。	外部注水による水位制限でスプレイが停止する。
格納容器 下部注水 + 外部水源 スプレイ + FCVS	格納容器の圧力が上昇することで外部水源による格納容器スプレイが動作。格納容器スプレイが停止後、FCVS が動作を開始。以降は過圧破損、過温破損を回避できた	外部注水による水位制限でスプレイが停止する。

3. 研究期間を通じた主要成果(4/8)

EALの検討に関する事故シナリオに係る研究【MELCOR】

基本シナリオ

起因事象:大破断LOCA+所内電源喪失(SBO)

ケース1:緩和操作なし

緩和操作なしのため、短時間で格納容器破損に至る。

ケース2:格納容器下部注水+外部水源スプレイ

外部水源による格納容器スプレイによって、格納容器温度、圧力の上昇が抑制されることで、格納容器内での環境へのFP放出の遅延、FPの除去等に期待できるが、外部水源を用いていることから注水制限によってスプレイが停止に至り、最終的に格納容器破損に至るシナリオである。なお、MCCI対策のための格納容器下部注水のみを行う。

ケース3:格納容器下部注水+FCVS

格納容器での緩和手段がなく、FCVSのみに期待するシナリオである。

格納容器スプレイ系を用いない。緩和手段のないケースとほぼ同様の格納容器温度、圧力の上昇が見込まれ、最終的にFCVSによるベントに至る。なお、MCCI対策のための格納容器下部注水のみを行う。

表 3.1.2 解析シナリオの基本シーケンス

記号	基本シーケンス
TQUV	過渡事象 (T) + 給水喪失 (Q) + 高圧注入失敗 (U) + 低圧注入失敗 (V)
S2QUV	小破断 LOCA (S2) + 給水喪失 (Q) + 高圧注入失敗 (U) + 低圧注入失敗 (V)
AE	大破断 LOCA (A) + 給水及び注水喪失 (E)
TQUX	過渡事象 (T) + 給水喪失 (Q) + 高圧注入失敗 (U) + 減圧失敗 (X)
TB(24h)	過渡事象・電源喪失 (TB) + 直流電源喪失 (24 時間後)
TB(8h)	過渡事象・電源喪失 (TB) + 直流電源喪失 (8 時間後)
S2B(24h)	小破断 LOCA (S2)・電源喪失 (B) + 直流電源喪失 (24 時間後)
S2B(8h)	小破断 LOCA (S2)・電源喪失 (B) + 直流電源喪失 (8 時間後)
TBU	過渡事象・電源喪失 (TB) + 高圧注入失敗 (U)
TW	過渡事象 (T) + 除熱機能喪失 (W)
S2W	小破断 LOCA (S2) + 除熱機能喪失 (W)
TC	過渡事象 (T) + 原子炉停止失敗 (C)
S2C	小破断 LOCA (S2) + 原子炉停止失敗 (C)
V	インターフェイスシステム LOCA

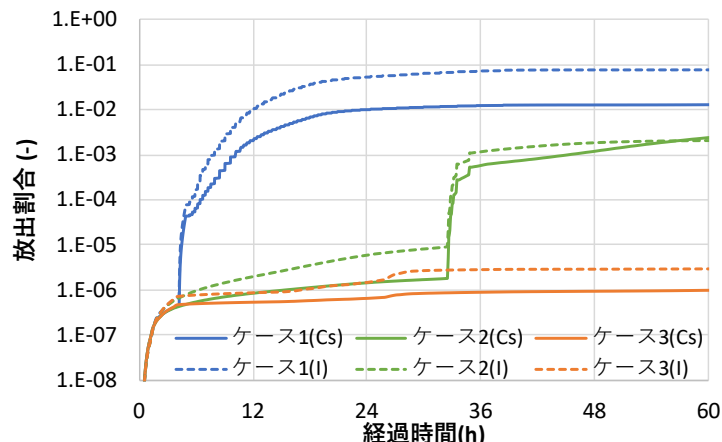


図 3.1.5 緩和手段の違いによるFP放出量の比較(大破断LOCAシナリオ)

3. 研究期間を通じた主要成果(5/8)

EALの検討に関する事故シナリオに係る研究【FARCON】

ソースチーム: MELCOR解析を参考に放出時期を変更した解析を実施
 代表シナリオ: 大破断LOCA+SBO+ECCS喪失のシナリオ
 緩和手段: 格納容器スプレイ及び下部注水等の緩和条件等を変更してFCVS作動タイミングを変化

環境影響評価コードFARCONを用いて、重要核種の被ばく
 の寄与について分析を行う。

環境影響評価コードFARCON

- ✓ 重要核種に着目した環境影響及び被ばく評価を簡易的に行うコード
- ✓ ガウスプルームモデル
- ✓ 風下中心軸状での評価
- ✓ 風向風速等を一定と仮定

表3.1.3 管理放出解析に関するシナリオ

フィルタバント種類	FCVS 作動時刻(h)					
DW 管理放出	5*	10	15*	20*	25	50
WW 管理放出	5	10	15*	20*	25	50*

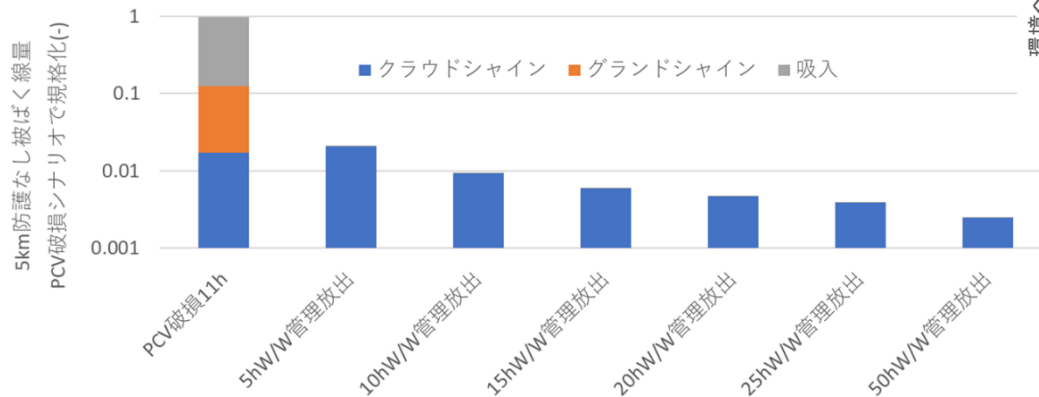


図3.1.7 時間変化に対する被ばく経路の割合(大破断LOCAシナリオ)

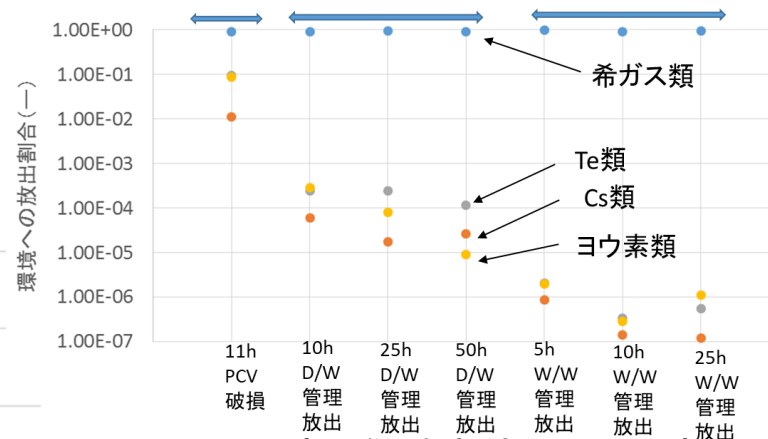


図3.1.6 事故進展解析結果による環境への放出割合(大破断LOCAシナリオ)

FCVSのDFの仮定
 エアロゾルに対して1000
 ガス状ヨウ素に対して100
 (粒径に依存せず一定)

3. 研究期間を通じた主要成果(6/8)

EALの検討に関する事故シナリオに係る研究【MACCS】

解析コード: WinMACCS バージョン3
 代表シナリオ: 大破断LOCA+ECCS喪失+SBOシナリオ
 放出形態: 格納容器破損、管理放出(WW/DW)
 放出時期: 早期放出(約半日)、晚期放出(約1日)

$$H(t) \propto \sum_i^n \sum_j^m (F_{INV}^i \times F_{REL}^i(t) \times F_{DCY}^i(t) \times F_{DCF}^{i,j} \times F_e^{i,j})$$

i : 核種 t : スクラムからの時間 H : 被ばく量
 F_{INV}^i : 初期インベントリ因子 (初期インベントリの割合)
 F_{REL}^i : 炉内からの放出割合因子 (DF効果による物理的低減)
 F_{DCY}^i : 核種別減衰割合因子
 $F_{DCF}^{i,j}$: 線量換算係数因子
 $F_e^{i,j}$: 環境影響等その他の因子
 j : 被ばく経路 n : 全体核種 m : 全被ばく経路

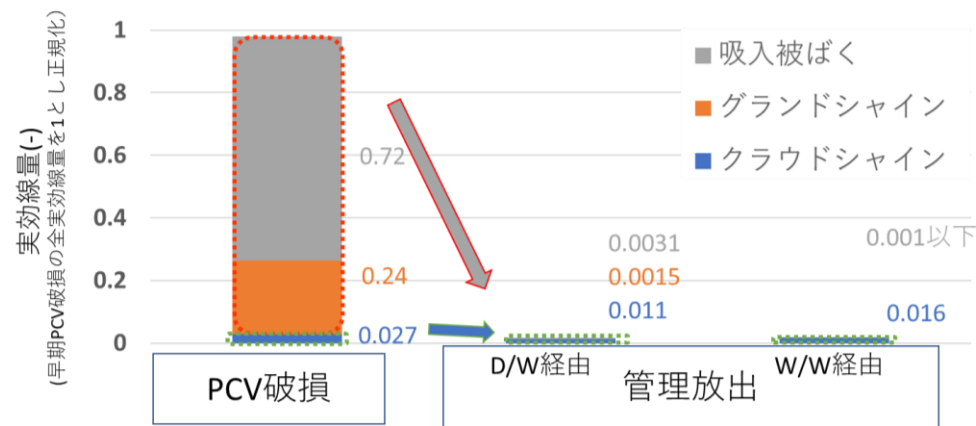


図3.1.8 格納容器破損の場合と管理放出の場合の被ばく線量の比較

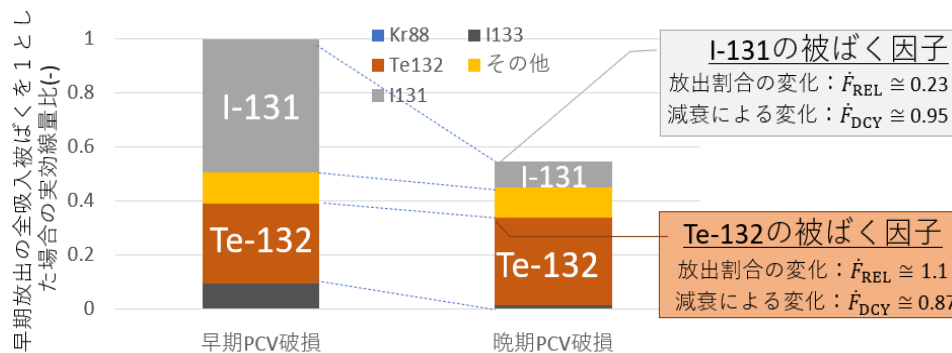


図3.1.9 早期格納容器破損シナリオと晚期格納容器破損シナリオの実効線量の比較

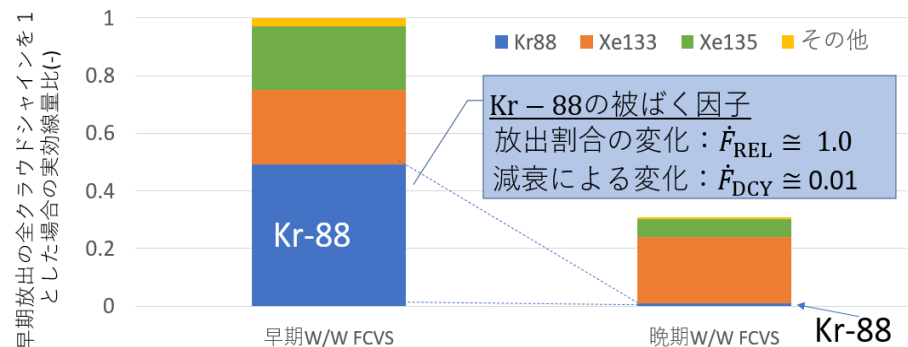


図3.1.10 早期管理放出シナリオと晚期管理放出シナリオの実効線量の比較

3. 研究期間を通じた主要成果(7/8)

防護措置実施の検討に関するリスク評価研究【OSCAAR】

【OSCAARの改良】

- ✓ 線量評価の累積被ばく量を時間単位の評価結果に改良
 - 時間ごとの被ばく（クラウドシャイン、吸入被ばく、早期グランドシャイン）
 - 年ごとの被ばく（長期グランドシャイン、再浮遊吸入被ばく、経口被ばく）
- ✓ 再浮遊による被ばくモデルの整備
 - 再浮遊粒子の粒子径別の浮遊モデルの整備
 - 再浮遊粒子の鉛直分布に基づく被ばく線量の計算

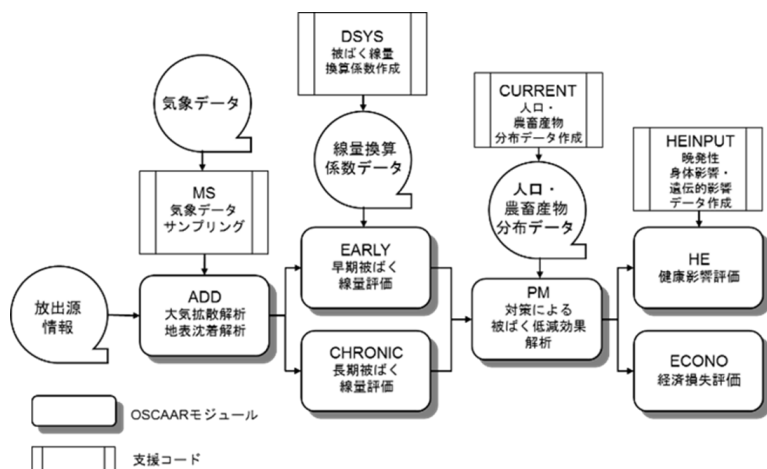


図3.2.1 OSCAARの概要

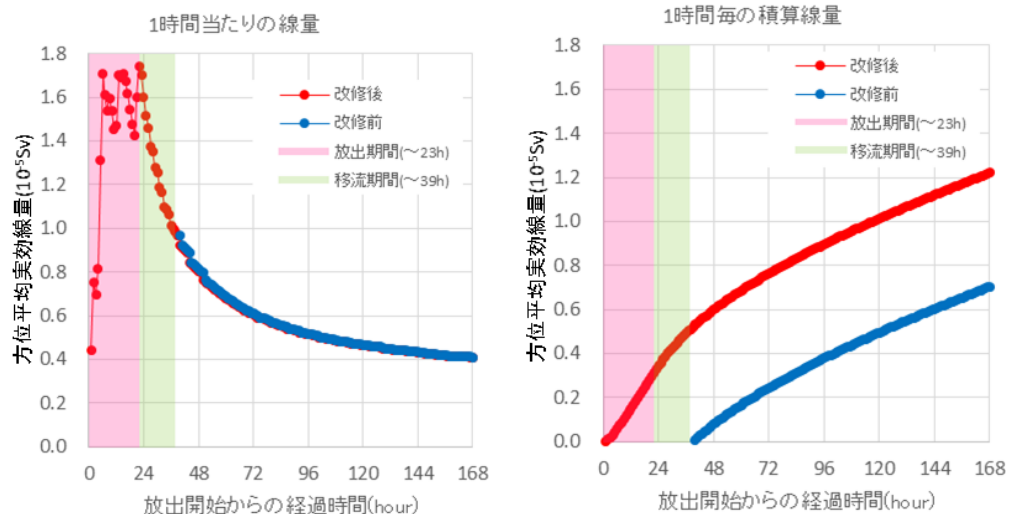


図 3.2.2 改良前後のグランドシャイン線量の比較(放出点から4.5km)

3. 研究期間を通じた主要成果(8/8)

防護措置実施の検討に関するリスク評価研究【OSCAAR】

【OSCAARの改良】

- ✓ 避難モデルの改良
 - 避難が完了していない人数の時間変化の計算モデルの整備
 - 広域避難計画で示されている避難経路に基づき、避難経路データを作成
- ✓ 改良した避難モデルを用いた試解析
 - 避難の有無、避難モデルの違いによる差異を評価
 - ケース1: 避難なし
 - ケース2: 放射状に直線で避難(直線避難)
 - ケース3: 移動データを作成した避難経路に沿って避難(経路避難)

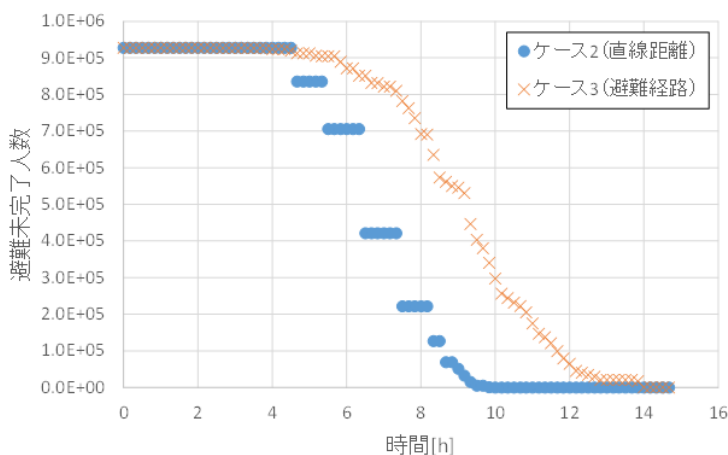


図 3.2.3 避難が完了していない人数(直線避難と経路避難)

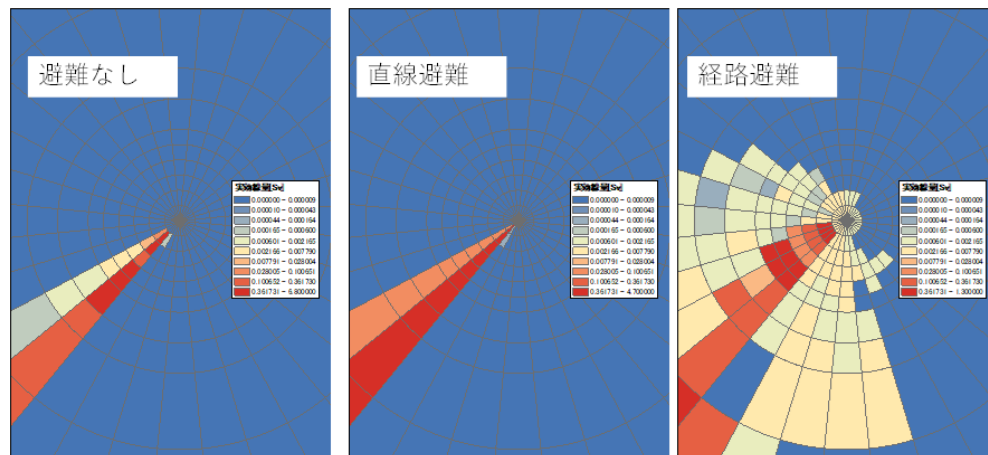


図3.2.4 共通の気象シーケンスにおける被ばく線量分布

出典)JAEA、「令和3年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費(被ばく解析手法の整備)事業」、令和4年3月16

4. まとめ(1/2)

EALの検討に関する事故シナリオに係る研究

- ✓ オンサイトにおけるEALとオフサイトにおける防護措置の全体の見直しに資するため、EALの補完性、判断基準の整合性、判断基準の根拠等について、海外事例を調査して取りまとめ、我が国との比較を行った。
- ✓ EAL見直しに資するための参考事故シナリオの事故進展解析及び環境影響評価を実施し、公衆被ばくの特徴分析を行った。解析では、全体解析には被ばくに重要な核種に着目したFARCON、詳細解析には米国SNLが開発したMACCSを用いて、公衆被ばくを評価した。特に、FP放出時期(スクラムから放出までの時間、早期/晩期)、FP放出の形態(格納容器破損、管理放出等)について、特徴を整理した。

主要な被ばくシナリオの特徴は以下のとおり。

- ① 管理放出では、格納容器破損時に比べ、吸入被ばくやグランドシャインの減少によって、クラウドシャインの寄与が相対的に大きくなる。
一週間程度の期間で評価した場合にはプルーム通過中の被ばくの影響が大きい。
- ② 管理放出と格納容器破損時について、影響が支配的な被ばく因子を定量的に示した
 - ・管理放出: 短半減期核種の減衰の影響が大きい(Kr-88の減衰の影響を定量化)
 - ・格納容器破損: 放出割合の影響が大きい

4. まとめ(2/2)

防護措置実施の検討に関するリスク評価研究

- ✓ EAL判断基準と防護措置の組合せが線量等に及ぼす影響を評価するための解析手法を整備することを目的として、確率論的環境影響評価コード OSCAARについて、モデルの改良及びパラメータの整備を実施した。
- ✓ 時系列情報に係る改良として、1時間当たりの空間線量率と経路別の被ばく線量を評価、出力できるようにした。また、長期被ばくでは50年まで1年間当たりの被ばく線量を評価・出力できるようにした。
- ✓ 防護措置評価に係る改良として、OSCAARメッシュにおける住民の避難経路を距離だけでなくその方位まで考慮できるようにした。また、そのために必要なデータの作成ツールを整備した。さらに粒子の沈着と再浮遊に関する被ばく評価モデルの精緻化のために、CDF解析を用いた再浮遊粒子挙動の分析を行った。その結果、粒子の再浮遊の再現には境界条件においていかに現実大気の擾乱を表現するかが課題となることを明らかにした。

5. 成果の活用、成果の公表等

5.1 プロジェクト期間内

海外調査に関する一部の成果は、「第 10 回緊急時活動レベルの見直し等への対応に係る会合」において活用を行った。

5.2 今後の見通し

事故シナリオ及び被ばく評価の特徴分析の結果は、EAL判断に必要な技術的知見として、EALの見直しに活用する予定である。

また、防護措置の効果等に係る技術的知見は、事象の規模や時間的推移に応じたUPZにおける避難の判断基準、空間放射線量率等で示されるOIL基準、それらに基づく実効的な防護措置の判断、PAZ及びUPZに係る目安範囲等の継続的な改善に活用する。

以上に加えて、現在、緊急時対応技術マニュアルの日本版作成が進められている。日本における緊急時対応技術マニュアルの作成の際には、FCVSのシナリオを新たに追加する必要がある。今後、これらの整備にフィルタベントを考慮した事故シナリオの計算を活用する予定である。

5.3 成果の公表

なし。今後、対外公表を行う予定。

6. 成果目標に対する達成状況

「EALの検討に関する事故シナリオに係る研究」に関する事項は、EALに関する調査については、計画どおり海外の調査を実施した。特徴分析のための解析については、防護措置を考慮しない場合における代表的なシナリオでの事故分析及び環境影響評価を実施し、事故進展の特徴分析計画どおりを達成した。

「防護措置実施の検討に関するリスク評価研究」に関する事項は、JAEAによる委託業務において確率論的環境影響評価コード OSCAARについて、モデルの改良及びパラメータの整備を計画どおり実施した。

7. 今後の展開

●EALの検討に関する事故シナリオに係る研究

令和4年度までに、防護措置を考慮しない場合について、代表的な事故シナリオの特徴分析を進めてきた。今後は、防護措置を考慮する場合についても、事故シナリオの特徴分析、防護措置の特徴整理を考慮した検討を進め、EALの見直し及び実効的な防護措置の判断の作成等に資するための知見を整理する。

●防護措置実施の検討に関するリスク評価研究

今後は、防護措置モデルの改良として屋内における核種の濃度と被ばく量の推定手法の改良及び実プラントにおける周辺住民の避難経路データの整備を進めるとともに、複数の事故シナリオにおける防護措置のタイミングの影響を分析する予定である。

以下、参考

参考. 研究期間を通じた主要成果

EALの検討に関する事故シナリオに係る研究

表 参1 我が国のEALと米国のEALの枠組みの比較

基準分類	類似分類	異常事象を判断するEAL (米国のみ)		警戒事態を判断するEAL		施設敷地緊急事態を判断するEAL		全面緊急事態を判断するEAL	
		EAL記号	起因条件	EAL記号	起因条件	EAL記号	起因条件	EAL記号	起因条件
設備	有			B/P① AL11	原子炉停止機能の異常 [原子炉停止機能の異常のおそれ]			B/P① GE11	原子炉停止機能の異常 [原子炉停止の失敗又は停止確認不能]
		SU5	自動又は手動（トリップ[PWR]/スクラム[BWR]）による原子炉停止に失敗	SA5	自動又は手動（トリップ[PWR]/スクラム[BWR]）による原子炉停止に失敗し、かつ引き続き原子炉制御盤での手動操作による原子炉停止が成功しない	SS5	原子炉停止不能により（炉心冷却[PWR]/RPV水位[BWR]）又はRCSの熱除去が脅かされる		
	有			B/P② AL21	原子炉冷却機能の異常（冷却材の漏えい） [原子炉冷却材の漏えい]	B/P① SE21	原子炉冷却機能の異常（冷却材の漏えい） [原子炉冷却材漏えいによる非常用炉心冷却装置作動]	B②/P② GE21	原子炉冷却機能の異常（冷却材の漏えい） [原子炉冷却材漏えい時における非常用炉心冷却装置による注水不能]
		SU4	15分以上にわたるRCS漏洩						
	無			B③ AL22	原子炉冷却機能の異常（給水機能の喪失） [原子炉給水機能の喪失]	B② SE22	原子炉冷却機能の異常（注水機能の喪失） [原子炉注水機能喪失のおそれ]	B③ GE22	原子炉冷却機能の異常（注水機能の喪失） [原子炉注水機能の喪失]
	無			B④ AL23	原子炉冷却機能の異常（残留熱除去機能喪失） [原子炉除熱機能の一部喪失]	B③ SE23	原子炉冷却機能の異常（残留熱除去機能喪失） [残留熱除去機能の喪失]	B⑤ GE23	原子炉冷却機能の異常（残留熱除去機能喪失） [残留熱除去機能喪失後の圧力制御機能喪失]
	無			P③ AL24	原子炉冷却機能の異常（給水機能の喪失） [蒸気発生器給水機能喪失のおそれ]	P② SE24	原子炉冷却機能の異常（給水機能の喪失） [蒸気発生器給水機能の喪失]	P③ GE24	原子炉冷却機能の異常（給水機能の喪失） [蒸気発生器給水機能喪失後の非常用炉心冷却装置注水不能]
	有			B⑤/P④ AL25	電源供給機能の異常（その1：交流電源喪失） [全交流電源喪失のおそれ]	B④/P③ SE25	電源供給機能の異常（その1：交流電源喪失） [全交流電源の30分以上喪失]	B⑥/P⑤ GE25	電源供給機能の異常（その1：交流電源喪失） [全交流電源の1時間以上喪失]
		SU1	非常用母線への全ての外部交流電源給電能力の15分以上の喪失	SA1	非常用母線への1つを除く全ての交流電源が15分以上にわたって喪失	SS1	非常用母線への全ての外部電源及び所内交流電源の15分以上の喪失	SG1	非常用母線への全ての外部電源及び所内交流電源の長時間の喪失
	有					B⑤/P④ SE27	電源供給機能の異常（その2：直流電源喪失） [直流電源の部分喪失]	B⑦/P⑥ GE27	電源供給機能の異常（その2：直流電源喪失） [全直流電源の5分以上喪失]
					SS8	全ての重要な直流電源の15分以上の喪失	SG8	全ての交流電源及び重要な直流電源が15分以上にわたって喪失	
状態	無						B⑧/P⑦ GE28	原子炉冷却機能の異常（炉心損傷の検出） [炉心損傷の検出]	

■ NEIカテゴリ「S:システム異常」 青文字:日本における具体的なEAL 緑文字:原災指針による分類

参考. 研究期間を通じた主要成果

EALの検討に関する事故シナリオに係る研究

表 参2 我が国のEALと米国のEALの枠組みの比較

基準分類	異常事象を判断するEAL (米国のみ)		警戒事態を判断するEAL		施設敷地緊急事態を判断するEAL		全面緊急事態を判断するEAL		
	EAL記号	起因条件	EAL記号	起因条件	EAL記号	起因条件	EAL記号	起因条件	
設備	有	HU4	プラントの安全性レベルを低下させる可能性のある火災	HA5	通常のプラント運転、クールダウンあるいは停止に必要な機器へのアクセスを妨げるガス放出	B⑩/P⑨ SE53	火災又は溢水の発生 [火災・溢水による安全機能の一部喪失]		
		無	SU3	原子炉冷却材放射能濃度が制限値を超過					
	無	SU7	格納容器隔離に失敗又は格納容器圧力制御の喪失 [PWR]						
	状態	有			B⑪/P⑩ AL42	障壁の喪失 [単一障壁の喪失又は喪失可能性]	B⑪/P⑩ SE41	原子炉格納容器機能の異常 [格納容器健全性喪失のおそれ]	B/P④ GE41
				B⑫/P⑪ SE43	障壁の喪失 [2つの障壁の喪失又は喪失可能性]	B⑫/P⑪ SE42	原子炉格納容器圧力逃がし装置の使用 [原子炉格納容器圧力逃し装置の使用]		
			FA1	燃料被覆管あるいはRCS障壁のいずれかの喪失又は喪失の可能性	FS1	燃料被覆管、RCS、格納容器のいずれか2つの障壁の喪失又は喪失の可能性	FG1	燃料被覆管、RCS、格納容器のいずれか2つの障壁の喪失及び3つ目の障壁の喪失又は喪失の可能性	
					B⑬/P⑬ SE(右記)	放射線量等の検出 [放射線量等の検出] (1)敷地境界付近の放射線量の上昇(SE01), (2)通常放出経路で気体放射性物質放出(SE02), (3)通常放出経路で液体放射性物質放出(SE03), (4),(5)火災爆発等による管理区域外での放射線の放出(SE04,SE05), (6)施設内臨界事故のおそれ(SE06)	B⑬/P⑬ GE(右記)	放射線量等の検出 [放射線量等の検出] (1)敷地境界付近の放射線量の上昇(GE01), (2)通常放出経路で気体放射性物質放出(GE02), (3)通常放出経路で液体放射性物質放出(GE03), (4),(5)火災爆発等による管理区域外での放射線の異常放出(GE04,GE05), (6)施設内臨界事故の発生(GE06)	
線量等	有	AU1	気体又は液体放射性物質の放出が60分以上にわたって(サイト固有の放出管理文書)の制限値を上回る	AA1	気体又は液体放射性物質の放出により敷地外線量が10 mrem TEDE又は50 mrem甲状腺CDEを上回る	AS1	気体放射性物質の放出により敷地外線量が100 mrem TEDE又は500 mrem甲状腺CDEを上回る	AG1	気体放射性物質の放出により敷地外線量が1,000 mrem TEDE又は5,000 mrem甲状腺CDEを上回る

参考. 研究期間を通じた主要成果

EALの検討に関する事故シナリオに係る研究【MELCOR】

基本シーケンスに対する緩和操作を考慮した事故進展解析を実施した。
解析結果については、管理放出を含む格納容器機能喪失モードを整理した。

表 参3 解析シナリオの基本シーケンス

記号	基本シーケンス
TQUV	過渡事象 (T) + 給水喪失 (Q) + 高圧注入失敗 (U) + 低圧注入失敗 (V)
S2QUV	小破断 LOCA (S2) + 給水喪失 (Q) + 高圧注入失敗 (U) + 低圧注入失敗 (V)
AE	大破断 LOCA (A) + 給水及び注水喪失 (E)
TQUX	過渡事象 (T) + 給水喪失 (Q) + 高圧注入失敗 (U) + 減圧失敗 (X)
TB(24h)	過渡事象・電源喪失 (TB) + 直流電源喪失 (24 時間後)
TB(8h)	過渡事象・電源喪失 (TB) + 直流電源喪失 (8 時間後)
S2B(24h)	小破断 LOCA (S2) ・ 電源喪失 (B) + 直流電源喪失 (24 時間後)
S2B(8h)	小破断 LOCA (S2) ・ 電源喪失 (B) + 直流電源喪失 (8 時間後)
TBU	過渡事象・電源喪失 (TB) + 高圧注入失敗 (U)
TW	過渡事象 (T) + 除熱機能喪失 (W)
S2W	小破断 LOCA (S2) + 除熱機能喪失 (W)
TC	過渡事象 (T) + 原子炉停止失敗 (C)
S2C	小破断 LOCA (S2) + 原子炉停止失敗 (C)
V	インターフェイスシステム LOCA

表 参4 解析結果の概要(格納容器機能喪失モード)

	緩和なし	代替再循環スプレイ	格納容器下部注水+FCVS	格納容器下部注水+外部水源スプレイ	格納容器下部注水+外部水源スプレイ+FCVS	代替再循環炉心注水
TQUV	τ	ψ	ϕ	δ	N/A	ψ
S2QUV	τ	ψ	ϕ	δ	N/A	ψ
AE	τ	ψ	ϕ	δ	ϕ	ψ
TQUX	τ	ψ	ϕ	δ	ϕ	N/A
TB(24h)	δ	δ	ϕ	δ	N/A	N/A
TB(8h)	δ	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A
S2B(24h)	δ	δ	ϕ	δ	N/A	ψ
S2B(8h)	δ	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A
TBU	τ	ψ	ϕ	δ	N/A	N/A
TW	θ	N/A	ϕ	θ	N/A	N/A
S2W	θ	N/A	N/A	θ	N/A	θ
TC	θ	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A
S2C	θ	N/A	N/A	N/A	N/A	θ
V	v	N/A	N/A	N/A	N/A	N/A

δ : 過圧破損 τ : 過温破損 θ : 先行破損
 ψ : 健全 ϕ : ベント成功 v : IS-LOCA