

平成 21 年度福井県原子力防災総合訓練の プラント事象進展シナリオ解析

Plant Incident Progress Scenario Analysis for Nuclear Emergency Exercise of Fukui Pref. 2009

建部 恭成 (Yasumasa Tatebe)*¹ 南 則敏 (Noritoshi Minami)*² 吉田 至孝 (Yoshitaka Yoshida)*¹

要約 平成 21 年度に実施された福井県原子力防災総合訓練のシビアアクシデント事象進展シナリオ解析を実施するとともに、原災法に基づく特定事象発生時刻、主要事象発生時刻、AM 策を行った際のプラント応答等、事象進展の評価を実施した。その結果、(1) 原災法第 15 条該当事象まで約 7 時間、格納容器からアニュラス側への放射性物質の異常漏えい開始まで約 17 時間、事象終息まで約 46 時間であった。(2) 訓練シナリオでは、工学的安全設備の多重故障、多数の AM 策失敗を仮定しているが、格納容器閉じ込め機能を守る AM 策を実施すれば格納容器閉じ込め機能を長期にわたって維持できることを示した。(3) 緊急作業時の被ばく線量評価を実施した結果、格納容器スプレイ A 系統を作動させた場合には、当該系統のみならず他系統の格納容器スプレイ冷却器室、余熱除去系冷却器室での復旧作業も困難になることを示した。

キーワード 原子力防災訓練, PWR, シビアアクシデント, アクシデントマネジメント

Abstract Severe accident scenario was analyzed to assist the nuclear emergency exercise of Fukui prefecture. in 2009. The evolution of the postulated disaster was evaluated based on analysis result, including the time of the occurrence of specified events, response of the plant to the AM measures, etc. The evaluation results are as follows: (1) loss of core cooling took place about 7 hours after, abnormal leakage of fission products from containment vessel to the containment annulus started about 17 hours after and the disaster terminated about 46 hours after the initiation of the accident, (2) although multiple failures of the engineered safety system and failure of AM measures were postulated in the accident scenario, the integrity of the containment vessel could be maintained successfully for a long term, if the AM measures are taken to protect the containment vessel. (3) according to the evaluation of radiation dose rate during the emergency response assuming the operation of recirculation mode using containment spray A, the dose rate could be too high for the operators to work not only in the containment spray A area but also in the another containment spray heat exchanger and the residual heat removal system heat exchanger areas.

Keywords nuclear emergency exercise, PWR, severe accident, accident management

1. 緒言

原子力の安全確保活動の基本的な目的は、放射性物質に係る危険性を顕在化させない、すなわち放射線による有害な影響から人と環境を守ることにある。原子力の安全は 5 層からなる深層防護により達成される⁽¹⁾。その第 5 層にあたる緊急時対応については訓練が実施されなければならないとされる。

福井県では、原子力災害の発生および拡大を防止し、災害の復旧を図るための必要な対策について、防災関係機関がその有する全機能を有効に発揮して

必要な体制を確立するとともに、総合的かつ計画的な防災事務または業務の遂行により、住民の生命、身体および財産を原子力災害から保護することを目的として、福井県原子力防災計画を策定しており、この中で平成 11 年に施行された原子力災害対策特別措置法（以下、原災法という）に基づき訓練を実施する旨、計画されている⁽²⁾。

原子力事業者においては、原災法第 7 条第 1 項の規定に基づき、原子力施設ごとに原子力事業者防災業務計画を作成し、その 2 章第 7 節では、原子力事業者の原子力防災訓練の実施を規定し、国または地

* 1 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

* 2 元(株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所 現在 関西電力(株)

方公共団体が主催する訓練にも訓練計画策定に協力するとともに訓練実施に参画するとしている。

こうした背景のもと、福井県では、国、地方自治体、原子力事業者ならびに地域住民が一体となって毎年原子力防災訓練が実施されている。

原子力防災訓練の実施計画策定においては、県は関係市町、原子力事業者その他防災関係機関と連携して、具体的な防災訓練シナリオを作成するものとされている。

今回想定した事象進展シナリオでは、現実には起こり得ないと考えられるいくつかの機器故障や何段階もの安全装置の故障ならびに回避手順の失敗をあえて想定している。仮にこの事象が発生したとしても、実際のプラントでは何段階もの安全装置や回避手順が用意されており、大量の放射性物質が環境に放出される事象になることはない。

具体的な防災訓練シナリオを作成するにあたって、プラント事象進展シナリオは、『原子力事業者によって行われる災害事象の影響を緩和するための措置（以下、アクシデントマネジメント策、AM策という）を考慮し、事象終息へのプロセスを示すとともに事象進展中における環境への放出放射量を求める』うえで重要である。

(株)原子力安全システム研究所（以下、INSSという）では、原子力事業者より提示された訓練シナリオに基づいて、訓練シナリオの解析を実施しプラント事象進展評価を行うとともに各種防災システム用のデータ作成を行っている。

本報では、平成21年11月22日に関西電力(株)美浜発電所3号機を対象として実施された事象進展シナリオの結果から、プラント事象進展の評価、AM策を講じた場合のプラント応答評価ならびに緊急作業時の各作業区域の被ばく線量評価について報告する。

2. 訓練の概要

平成21年度福井県原子力防災総合訓練は、国、県、関係府市町、防災関係機関および地域住民が一体となって、緊急時における通信連絡体制の確立、緊急時医療活動等の災害対策の習熟と、防災関係機関相互の協力体制の強化を図るとともに、住民の原子力防災に対する理解の促進を図ることを目的として行われた⁽³⁾。

訓練は、『平成21年11月22日（日）に関西電力

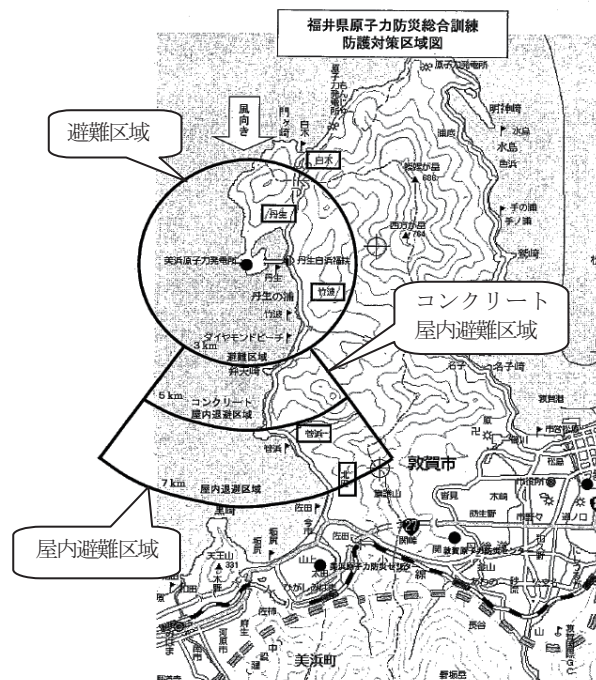


図1 訓練防護対策区域

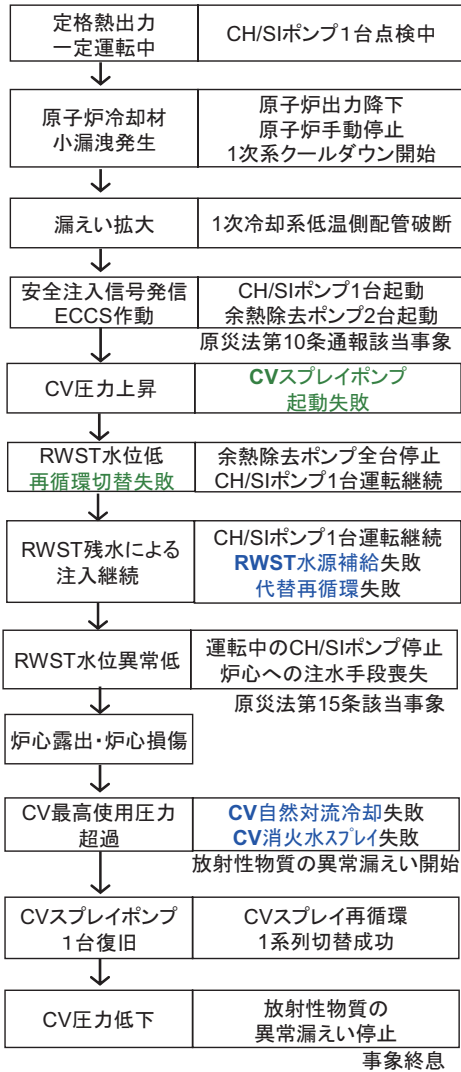
(株)美浜発電所3号機において、原子炉の運転中に1次冷却材の漏えい事象が発生し、工学的安全設備の機能喪失が生じることにより炉心が損傷し、格納容器排気筒から放射性物質が環境に放出され、周辺環境に影響を及ぼす恐れが生じた』と想定して行われた。

図1に示すように、避難区域は対象施設を中心とした半径3kmの範囲、コンクリート屋内退避区域、屋内退避区域はそれぞれ対象施設の風下に当たる半径5km、半径7kmの扇状の範囲が設定された。

3. 事象進展シナリオの作成

原子力事業者より提示された事象進展シナリオに基づき、現実的には起こり得ないと考えられる工学的安全設備の多重故障やプラント状態に対応して講じられる何段階ものAM策の失敗を仮定し、シビアアクシデント解析コードMAAP4⁽⁴⁾を用いて解析を実施した。

図2に訓練想定概要を示す。緑字で記した部分は失敗を仮定した工学的安全設備、青字で記した部分は失敗を仮定したAM策である。



略語 CH/SIポンプ : 充てん/高圧注入ポンプ
 ECCS : 非常用炉心冷却装置
 RWST : 燃料取替用水タンク
 CV : 原子炉格納容器
 AM策 : アクシデントマネジメント策
 原災法 : 原子力災害対策特別措置法

図2 訓練想定の概要

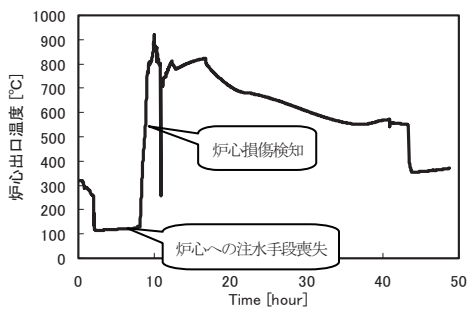


図3 炉心出口温度の経時変化

3.1 事象進展シナリオの解析結果

主要事象の発生時刻を表1に、プラント主要パラメータである炉心出口温度、格納容器内圧力の経時変化を図3、図4に示し、訓練シナリオの解析結果を以下に説明する。

表1 主要事象の発生時刻

経過時間	主要事象
事象発生前	定格熱出力一定運転中(CH/SIP1 台点検中)
0分	格納容器内に微小漏えい発生
30分	原子炉出力降下開始
45分	原子炉手動停止
1.0時間	タービンバイパス系による降温降圧操作開始
2.0時間	漏えい拡大・安全注入信号発信 原災法第10条通報該当事象 蓄圧器作動 格納容器圧力異常高信号発信 格納容器スプレイポンプ起動失敗
2.7時間	RWST 水位低・再循環切替失敗 RHRP 全台停止 CH/SIP1 台による注入継続
7.1時間	RWST 水位異常低・安全注入喪失 原災法第15条該当事象
8.3時間	炉心露出
8.8時間	炉心損傷
16.9時間	格納容器最高使用圧力超過 放射性物質の異常漏えい開始
40.8時間	格納容器スプレイ1系統復旧
45.8時間	格納容器内圧力低下・異常漏えい停止 事象終息

CH/SIP : 充てん/高圧注入ポンプ
 RWST : 燃料取替用水タンク
 RHRP : 余熱除去ポンプ

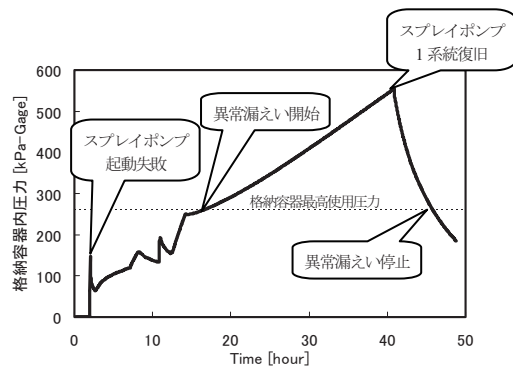


図4 格納容器内圧力の経時変化

【事象進展シナリオの解析結果】

定格熱出力一定運転中、充てん／高圧注入ポンプ1台を点検中のところ、原子炉冷却材の微小漏えいが格納容器内で発生した。漏えい率は徐々に増加し、約30分後に漏えい率が保安規定制限値を超過した。そのため、原子炉出力を手動で降下させ、約45分後に原子炉を手動停止した。

漏えい量の増加に伴い、残り1台の充てん／高圧注入ポンプを追加起動するも失敗し、さらに運転中の充てん／高圧注入ポンプの振動が大きくなったことから、タービンバイパス系を用いた1次系の降温降压操作を開始した。

降温降压操作中に漏えいが急激に拡大し、約2時間後に原子炉圧力低と加圧器水位低の一致による安全注入信号が発信し（原災法第10条通報該当事象^{*3}）、非常用炉心冷却装置とアニュラス循環排気ファンが起動した。漏えい拡大に伴い格納容器内圧力が上昇し、安全注入信号発信直後に格納容器圧カスプレイポンプ作動設定値に到達したが格納容器スプレイポンプの起動に失敗した。

非常用炉心冷却装置の作動に伴い、燃料取替用水タンク水位低に到達したが、再循環モードへの切替に失敗したため、余熱除去ポンプを全台停止し、充てん／高圧注入ポンプ1台のみ運転を継続させ、燃料取替用水タンクの残水を用いて炉心への注水を継続した。

その後、燃料取替用水タンク水位が異常低に到達したため、運転中の充てん／高圧注入ポンプが停止し、炉心への注水手段を全喪失した（原災法第15条該当事象^{*4}）。炉心への注水手段を喪失したため、炉心が露出し、その後炉心損傷に至った。

格納容器内圧力は1次冷却材の漏えいにより上昇し、最高使用圧力に到達した。この時点で格納容器からアニュラス側への異常漏えいが開始した。

最高使用圧力到達から24時間経過後に格納容器スプレイ1系統の復旧に成功し、再循環モードによる格納容器除熱を開始した。これにより格納容器内圧力は低下し最高使用圧力を下回ったため、異常漏えいは停止し事象は終息した。

訓練は事象終息までの約46時間のうち、主要ポイントを抜き出して約5時間に短縮して実施された。

3.2 放出放射エネルギー評価結果

3.1節で実施した訓練シナリオの解析結果からは、主要事象の発生時刻やプラント過渡応答の他に、炉内に存在する放射性物質の質量を1で規格化した1次系内、格納容器内ならびに周辺環境へ移行した放射性物質の質量割合を得ることができる。すなわち、放射性壊変を考慮した炉内に存在する放射性物質の質量（以下、炉内蓄積放射エネルギーとする）を定めれば、周辺環境へ移行した放射エネルギーを求めることができる。

訓練では、平均燃焼度30GWd/t（定期検査後約12ヶ月運転されたプラント状態（1/3取替平衡炉心）を想定）における希ガス15核種、ヨウ素10核種の炉内蓄積放射エネルギーをSADOSEシステム^{(5)~(7)}により求め、周辺環境への放出放射エネルギー評価を行った。

放射性物質の放出率を図5に、放射性物質放出量を図6に示す。

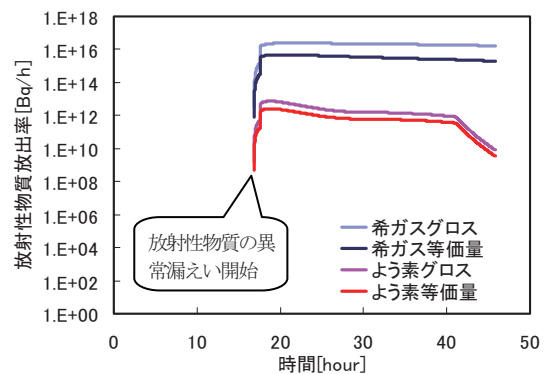


図5 放射性物質放出率

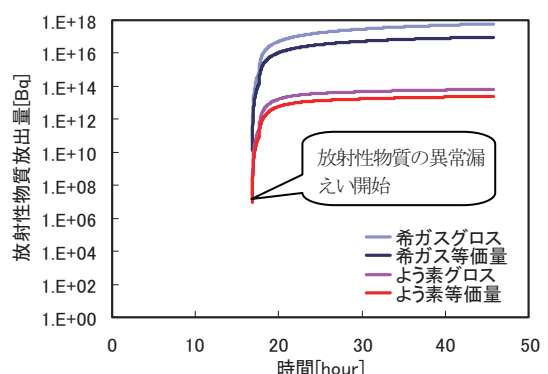


図6 放射性物質放出量

*3 原子炉の運転中に非常用炉心冷却装置の作動を必要とする原子炉冷却材の喪失が発生した

*4 原子炉の運転中に非常用炉心冷却装置の作動を必要とする原子炉冷却材の喪失が発生した場合において、全ての非常用炉心冷却装置の作動に失敗した

放出放射エネルギー評価の結果、希ガスは0.5MeV等価値で 9.48×10^{16} Bq、ヨウ素はI-131等価値で 2.30×10^{13} Bqとなった。この結果は、施設の安全評価において現実には起こり得ないとされる仮想事故時の放出放射エネルギー⁽⁸⁾と比較して、希ガスは1桁多く、ヨウ素は同等な放出量となっている。

表2に設置許可申請書記載の放出放射エネルギーとの比較結果を示す。

表2 美浜3号機 設置許可申請書記載値との比較結果

	事故の想定	希ガス放出量 [Bq]	ヨウ素放出量 [Bq]
重大事故	LOCA	$9.20E + 13$	$6.0E + 11$
	SGTR	$7.8E + 14$	$8.1E + 11$
仮想事故	LOCA	$4.6E + 15$	$2.9E + 13$
	SGTR	$3.1E + 15$	$3.3E + 12$
訓練シナリオ		$9.48E + 16$	$2.30E + 13$

LOCA：冷却材喪失事故 SGTR：蒸気発生器細管破損事故

3.3 各種防災システム用データの作成

現実的かつ一貫性のある防災訓練を実施するには、原子力災害時を想定した原子力施設の異常事象の進展を示す模擬パラメータ信号や放射線監視装置の指示値の変化を示すデータが必要である。

緊急時には、安全パラメータ表示システム（SPDS）より1分毎に送信される原子力施設のパラメータ信号を表示し、異常事象の進展状況が監視される。また、国の防災システムである緊急時迅速放射線影響予測ネットワークシステム（SPEEDIネットワークシステム）⁽⁹⁾や緊急時対策支援システム（ERSS）⁽¹⁰⁾が活用される。

訓練時には、原子力施設の異常事象の進展を示す模擬パラメータ信号を用いてSPDSによる異常事象の進展状況の監視やSPEEDIネットワークシステム、ERSSの機能確認が行われる。

SPEEDIは放出放射エネルギー、訓練時の気象情報を入力データとして、公衆防護対策の実施範囲を決定する根拠の作成に活用されている。ERSSは原子力施設等の実データを入力データとして活用し、訓練時にはオフサイトセンター等へ情報提供が行われる。

訓練で使用する各種防災システム用のデータのうち、原子力施設の異常事象の進展を示す模擬パラメータ信号は、3.1節で得られた結果を物理量から観

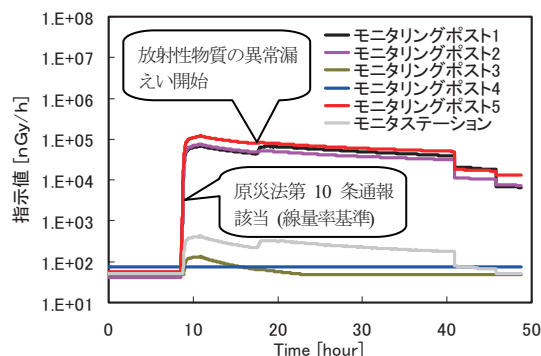


図7 作成した野外モニタの指示値模擬データ

測値へと適切に変換し、SPDSの送信間隔を考慮し1分単位のデータとして作成した。放射線監視装置の指示値模擬データは、3.2節の結果と訓練時の気象条件データを用いて緊急時環境影響評価システム⁽¹¹⁾により大気拡散計算を行い、放射性雲による放射線量を求め、SADOSEシステムより得られた格納容器を線源とする直接線およびスカイシャイン線による放射線量の結果と合わせて作成した。

図7に作成した放射線監視装置（野外モニタ）の指示値模擬データを示す。

計算結果によれば、炉心損傷と同時にモニタ指示値が上昇し、約9時間後にはモニタリングポスト2地点の指示値が $5\mu\text{Sv/h}$ を超過した。その後、格納容器から周辺環境への放射性物質の異常漏えいが始まるとともに線量率が上昇するが、各モニタリングポストにおける最大放射線量は $500\mu\text{Sv/h}$ を超過することはなかった。

これらの結果は、訓練時に参照されるSPDS模擬データ、SPEEDIネットワークシステムに用いられる入力データならびにERSSで用いられる模擬データとして提供された。

4. AM策を実施した際のプラント応答

訓練シナリオでは、現実的には起こり得ないと考えられる工学的安全設備の多重故障やプラント状態に対応して講じられる何段階ものAM策の失敗を仮定した。これにより炉心冷却機能ならびに格納容器閉じ込め機能を喪失したため周辺環境への放射性物質の放出に至った。

ここでは訓練シナリオの参考として、格納容器閉じ込め機能を守るAM策を実施した際のプラント応答を解析し、AM策の実施による正と負の効果につ

いて評価を行った。

4.1 選定した AM 策

訓練シナリオでは、事象の進展に伴って発生した水蒸気が格納容器内に充満し、準静的過圧によって格納容器の閉じ込め機能が脅かされている状態にある。格納容器の健全性は放射性物質の大量放出に直接関係し、周辺環境に重大な影響を及ぼす恐れがある。

このとき、準静的過圧を緩和し格納容器の閉じ込め機能を守るためには、格納容器内の水蒸気を凝縮させるか、キャビティに存在する冷却材を飽和温度未満に保ち、水蒸気の追加放出を抑制する必要がある。

そこで、格納容器閉じ込め機能を守るために選定した AM 策は、格納容器冷暖房ユニットによる冷却と消火水スプレイによる格納容器内注水である。図 8 に AM 策に用いられる設備の模式図を示す。

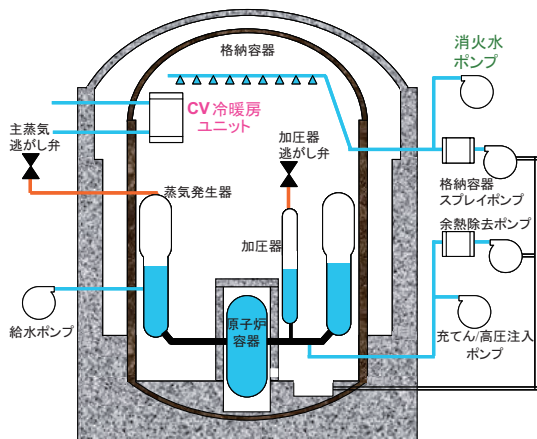


図 8 AM 策に用いられる設備の模式図 (代表的なドライ型 PWR プラントの例)

図中のピンク色で示した設備が格納容器冷暖房ユニット、緑色で示した設備が消火水ポンプである。

格納容器冷暖房ユニットによる冷却は、常用系の格納容器冷暖房ユニットに原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内の自然循環により水蒸気を凝縮させ格納容器内の雰囲気気を冷却するものである⁽¹²⁾。

格納容器内注水は、原水タンクの水を消火水ポンプにより格納容器スプレイヘッドからスプレイすることによって、崩壊熱を飽和蒸気に吸収させるとともに格納容器内に充満した水蒸気を凝縮し、格納容器内圧力の上昇を抑制するものである⁽¹²⁾。

ここで実施する AM 策で期待される正の効果は、格納容器内に充満した水蒸気を凝縮することによる準静的過圧の緩和と格納容器内の冷却である。

一方、懸念される負の効果は、格納容器内の水蒸気を凝縮させることによって、水-ジルコニウム反応や、熔融炉心-コンクリート反応 (MCCI 反応) などによって発生した水素の濃度が相対的に上昇し、高濃度で着火した場合には爆燃、爆轟により格納容器に大きな圧力負荷を与える可能性がある。また、格納容器注水では格納容器内の水位が上昇することにより重要計器が水没し、プラント状態の監視が不能となる可能性がある。

4.2 結果と考察

図 9 に格納容器内圧力の経時変化を、図 10 に格納容器内水素濃度割合の経時変化を示し、以下に各 AM 策の評価結果を説明する。

【格納容器冷暖房ユニットによる冷却】

本 AM 策では、格納容器内に充満した水蒸気を凝縮し、準静的過圧の緩和に成功している。これによ

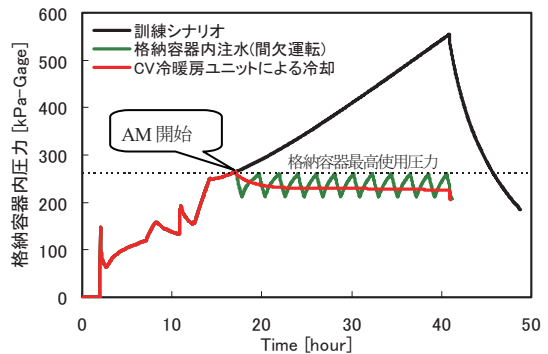


図 9 格納容器内圧力の経時変化

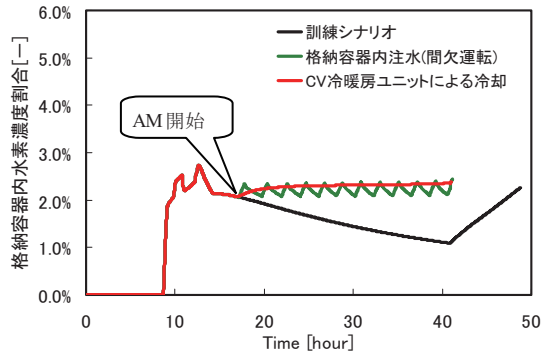


図 10 格納容器内水素濃度割合の経時変化

り AM 策実施以降は、格納容器内圧力は最高使用圧力未満に抑えられている。また、プラント応答は緩やかであり、格納容器に過度の負荷を与えない。

格納容器内水素濃度割合は水蒸気の凝縮により水素濃度がやや上昇するものの最高値は約 2.5vol% であり、水素燃焼の可能性はない。

本 AM 策は原子炉補機冷却水の冷却機能が維持される限り有効であることから、長期にわたった格納容器の閉じ込め機能の維持が期待できる。

【格納容器注水（間欠運転）】

本 AM 策では、消火水を格納容器内にスプレーすることによって格納容器内に充満した水蒸気を凝縮し、準静的過圧の緩和に成功している。これにより AM 策実施以降は、格納容器内圧力は最高使用圧力未満に抑えられている。

格納容器内水位は消火水の注水によって上昇するが、間欠的に注水するため格納容器内水位の上昇は遅く、24 時間経過後においても重要計器の水没を回避するために設定された注水制限値に到達しない。

格納容器内水素濃度割合は水蒸気の凝縮により水素濃度がやや上昇するものの最高値は約 2.5vol% であり、水素燃焼の可能性はない。

本 AM 策を実施すれば、格納容器内圧力の上昇を抑制し、格納容器閉じ込め機能が脅かされるタイミングを 24 時間程度は遅延できる結果となった。なお、WASH-1400⁽¹³⁾によれば、ポンプ、弁の平均修理時間はそれぞれ 19 時間、7 時間と見積もられており、格納容器内注水によって得られた遅延時間内に再循環システムの復旧が見込めれば、再循環運転による格納容器除熱を確立させることにより、長期にわたる格納容器の閉じ込め機能の維持につなげることが可能である。

5. 緊急作業時の被ばく線量評価

原子力災害時には、機器の復旧作業や AM 時の現場操作等に伴って従業員が現場に立ち入る。その際、炉心損傷後に再循環システムを起動させた場合は、格納容器再循環サンプ水中に溶け込んだ放射性物質が冷却材とともに格納容器から周辺建屋へ持ち出され、再循環システムの機器、配管が線源となり、周辺建屋で活動している従業員が被ばくをする恐れがある。図 11 に再循環系統（余熱除去系統）の模式図を示す。

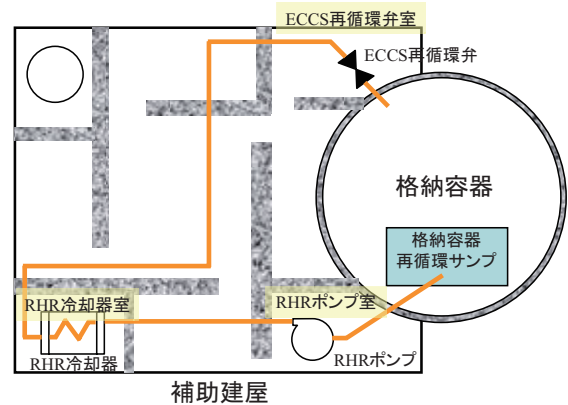


図 11 再循環系統（余熱除去系統）の模式図

こうした背景から、周辺建屋で活動している従業員の被ばく線量を評価し、原子力安全委員会の指針で定められた防災業務関係者の防護指針の線量限度⁽¹⁴⁾を超過しないかどうかを確認しておくことは、労働安全の観点から重要である。

また、各作業区域の線量率を評価しておくことにより、従業員への注意喚起や、被ばく線量をできる限り少なくする作業計画のための参考情報ならびに滞在可能時間のめやす等、有益な情報を提供することができる。

事象進展シナリオでは、格納容器スプレー 1 系列の復旧・再循環運転により格納容器除熱を確立し、事態の収束が図られるが、シビアアクシデント時には再循環運転を行った設備は強い放射線源となるため、一度故障すると修理は困難となる。このため、復旧に成功した系統の代替として、他系統の格納容器スプレーや余熱除去系統、充てん／高圧注入系統においても復旧作業が行われると考えられる。

そこで、格納容器スプレー系統、余熱除去系統ならびに充てん／高圧注入系統を評価対象区域とし、SADOSE システムを用いて各作業区域の被ばく線量評価を行った。

5.1 結果と考察

図 12 に格納容器スプレー A 系を復旧させた場合の余熱除去系統各区域における線量率の例を、表 3 に格納容器スプレー A 系、B 系を起動させた場合の各作業区域の線量率評価結果を示す。

格納容器からアニュラス側への異常漏えいが開始するとともに各区域の線量率が上昇するが、このときの線量率は 1×10^{-4} mSv/h のオーダーと低く、

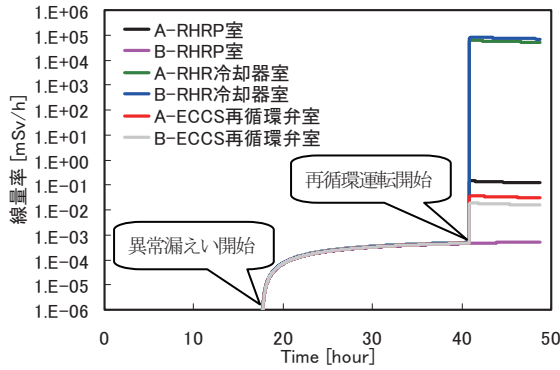


図 12 余熱除去系統の各区域における線量率

表 3 緊急作業時の被ばく線量評価結果

作業場所	作業区域	CV スプレ イ A 系復旧	CV スプレ イ B 系復旧
充てん/ 高压注入 系統	A-CH/SIP 室	○	○
	B-CH/SIP 室	○	○
	C-CH/SIP 室	○	○
格納容器 スプレイ 系統	A-CS 冷却器室	×	×
	B-CS 冷却器室	×	×
	A-CSP 再循環弁室	×	○
	B-CSP 再循環弁室	○	×
	A-CSP 室	×	○
	B-CSP 室	×	○
	C-CSP 室	○	×
	D-CSP 室	○	×
余熱除去 系統	A-RHRP 室	○	○
	B-RHRP 室	○	○
	A-RHR 冷却器室	×	×
	B-RHR 冷却器室	×	×
	A-ECCS 再循環弁室	○	○
	B-ECCS 再循環弁室	○	○

○ : 10mSv/h 未満 △ : 10~100mSv/h × : 100mSv/h 超過

CH/SIP : 充てん/高压注入ポンプ
 CSP : 格納容器スプレイポンプ
 RHR : 余熱除去系
 RHRP : 余熱除去ポンプ

復旧作業の支障とはならない。

その後、格納容器スプレイ A 系を作動させると、再循環サンプル水中に溶け込んだ放射性物質が冷却材とともに格納容器から周辺建屋へ持ち出されることから、各作業区域の線量率が大幅に上昇する。余熱除去系冷却器室においては線量率が 1×10^5 mSv/h のオーダーとなり、数秒で緊急作業時の線量限度を超過するため作業は困難である。

充てん/高压注入系統では、いずれの区域も線量率が低く、作業が可能である。

格納容器スプレイ系統では、作動系統とは別系統の区域の復旧作業が可能である。ただし、冷却器は A, B 系統とも同室に設置されているため、線量率が高く、作業は困難である。

余熱除去系統では、冷却器室を除いて作業が可能である。冷却器室は格納容器スプレイ配管が貫通しているため線量率が高く、復旧作業が困難である。

格納容器スプレイ A 系あるいは B 系を復旧させた場合の被ばく線量評価結果には差異は無く、格納容器スプレイ 1 系統のみを復旧させ、再循環運転を実施した後にその系統が故障した場合は、その代替となる他方の格納容器スプレイ系、余熱除去系統の作業区域に高線量率の区域が出現することから、復旧作業の困難が予測される。

6. 結言

平成 21 年 11 月 22 日に関西電力(株)美浜発電所 3 号機を対象として実施された訓練シナリオ解析の結果から、災害事象進展、AM 策を講じた場合のプラント応答ならびに緊急作業時の各作業区域の被ばく線量について評価を実施した。その結果、以下に示す知見が得られた。

- (1) MAAP4 コードを用いて訓練シナリオの事象進展を評価した結果、事象発生から炉心冷却機能の全喪失に至る（原災法第 15 条該当事象）まで約 7 時間、格納容器から環境への放射性物質の異常漏えい開始まで約 17 時間、事象終息まで約 46 時間であった。
- (2) 格納容器閉じ込め機能を守る AM 策を実施した結果、格納容器冷暖房ユニットによる冷却では、長期にわたって閉じ込め機能を維持できること、水素燃焼の可能性が無いことを示した。格納容器内注水（間欠運転）では、格納容器閉じ込め機能が脅かされるタイミングを 24 時間程度遅延でき、この間に再循環系統の復旧が見込めれば、再循環運転による格納容器除熱を確立させることによって、長期にわたる格納容器の閉じ込め機能の維持につなげることが可能であること、水素燃焼の可能性は無いことを示した。
- (3) 緊急作業時の被ばく線量評価を実施した結果、格納容器スプレイ A 系統を作動させた場合には、当該系統のみでなく、他系統の格納容器スプレイ冷却器室と余熱除去系統の冷却器室での作業も困難になることを示した。

文献

- (1) IAEA, “Basic Safety Principles Nuclear Power Plants 75-INSAG-3 Rev.1”, INSAG-12, (1999).
- (2) 福井県防災会議, “福井県原子力防災計画”, (2006).
- (3) 文部科学省原子力安全課, “環境防災 N ネット”, <http://www.bousai.ne.jp/vis/kunren/fukui/h21/pdf/01.pdf>, (2010).
- (4) Electric Power Research Institute (EPRI), “Modular Accident Analysis Program, MAAP User’s Manual”, (1994).
- (5) 吉田至孝, 入江隆, 郡山民男, 工藤清一, 西村和哉, “シビアアクシデント時の発電所内被ばく線量評価手法の検討”, INSS Journal, Vol. 8, P. 174 (2001).
- (6) 吉田至孝, 入江隆, 郡山民男, 工藤清一, 西村和哉, “シビアアクシデント時原子力発電所内被ばく線量評価手法の検討”, 日本原子力学会和文論文誌, Vol. 1, pp. 85-95 (2002).
- (7) 恩田隆司, 吉田至孝, 工藤清一, 西村和哉, “シビアアクシデント時原子力発電所内線量評価システムの改良”, INSS Journal, Vol. 10, p. 241 (2003).
- (8) 関西電力(株), “美浜発電所 3 号炉 原子炉設置許可申請書添付書類十 4 章 重大事故及び仮想事故の解析”, (2004).
- (9) 文部科学省原子力安全課, “SPEEDI”, <http://www.bousai.ne.jp/>.
- (10) 独立行政法人原子力安全基盤機構, “ERSS (緊急時対策支援システム)”, <http://www.jnes.go.jp/bousaipage/system/erss-1.htm>.
- (11) 日本エヌ・ユー・エス(株), “緊急時環境影響評価システム”, <http://www.janus.co.jp/energy/air/emerge.html>.
- (12) 経済産業省原子力安全・保安院, “軽水型原子力発電所におけるアクシデントマネジメントの整備結果について”, (2002).
- (13) USNRC, “Reactor Safety Study, An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants”, WASH-1400 (NUREG-75/014), (1975).
- (14) 原子力委員会, “原子力施設等の防災対策について”, 昭和 55 年 6 月