

平成 23 年度福井県原子力防災訓練の プラント事象進展シナリオ解析

Plant Incident Progress Scenario Analysis for the FY2011 Nuclear Emergency Exercise of Fukui Prefecture

川崎 郁夫 (Ikuo Kawasaki)*¹ 吉田 至孝 (Yoshitaka Yoshida)*¹ 建部 恭成 (Yasumasa Tatebe)*²
藤井 敬治 (Keiji Fujii)*³ 根岸 孝行 (Takayuki Negishi)*⁴

要約 平成 23 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および放射性物質放出を想定したシナリオ解析を実施し、災害事象進展ならびに災害事象の影響を緩和するための措置（アクシデントマネジメント策、AM 策）を講じた場合のプラント応答について評価を実施した。その結果、(1)原災法第 15 条該当事象まで約 2 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 21.4 時間、事象収束まで約 61.5 時間であり、緊急対策を実施するのに十分な時間的余裕があることが確認できた。(2) 1 次系高圧注入による冷却を実施した結果、炉心出口温度は約 960℃ から約 250℃ まで低下し、以降 240~250℃ で安定することを示した。また、格納容器スプレイ作動による格納容器冷却を実施した結果、格納容器最高使用圧力を超えていた格納容器圧力は最高使用圧力未満に低下し、格納容器外への放射性物質の異常漏えい停止および水素燃焼の可能性が無いことを示した。

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 A scenario analysis that assumed severe accident phenomena progress scenario and radionuclide release was carried out for the FY2011 nuclear emergency exercise of Fukui Prefecture. The scenario analysis was used to carry out an evaluation of nuclear power plant responses when measures, included in an accident management (AM) plan, were taken to relax the disaster phenomenon progress and the influence of the disaster phenomena. The following points were seen. (1) It was confirmed that there was time until abnormal radionuclide release to the environment started from spent uranium storage containers, approximately 21.4 hours, for the analysis scenario that assumed emergency measures for phenomena were carried out for approximately 61.5 hours. (2) By carrying out cooling by the primary system high pressure infusion, the core exit temperature fell from approximately 960 ° C to approximately 250 ° C and after that was stable at 240-250 ° C. In addition, by carrying out storage container cooling by the storage container spray operation, the best use pressure was obtained, and the storage container pressure decreased, showing that there was no possibility of an abnormal radionuclide leak outside the storage container facility and no possibility of a hydrogen explosion.

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

* 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 CSA ジャパン(株)

* 3 日本原子力発電(株) 敦賀発電所 安全管理室

* 4 原電情報システム(株) 解析事業部

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、いくつも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可能性は低い。

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、日本原子力発電(株)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、事象収束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、原電情報システム(株)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。

平成23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24年3月18日に若狭湾沖で地震が発生し、日本原子力発電(株)敦賀発電所2号機において、全交流電源喪失および原子炉冷却機能の喪失により炉心損傷に至り、排気筒から放射性物質が放出される恐れが生じたとの想定で行われた。その際に、福島第一原子力発電所事故の緊急対策(津波により「全交流電源」「海水冷却機能」「使用済燃料ピット冷却機能」を喪失したとしても炉心損傷、使用済燃料損傷の発生を防止できる対策)についても本防災訓練内で実施した。

本報では、日本原子力発電(株)敦賀発電所2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について報告する。

2. 事象進展シナリオの作成

原電情報システム(株)より提示された事象進展シナリオの条件は、福島第一原子力発電所事故を考慮して、起因事象は地震による外部電源喪失、その後全交流電源喪失に至るものとした。また、実践的な訓練を実施するため、工学的安全設備の多重故障を仮定し、炉心損傷のおそれがあるという事象を想定した。これらの条件を基にシビアアクシデント解析(MAAP4⁽⁴⁾)コードを用いて解析を実施した。

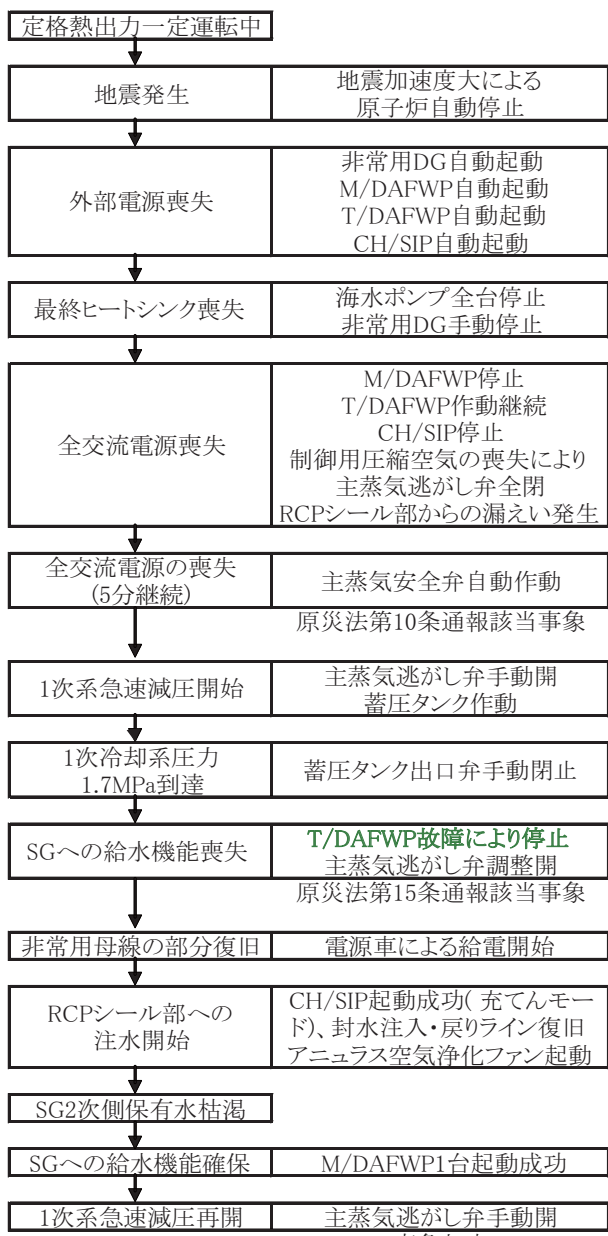
図1に訓練想定概要を示す。訓練は、地震により全交流電源喪失(原災法第10条)となり、給水系が停止(原災法第15条)し、その後給水系が起動して安定停止するという想定である。緑字で記した部分は失敗を仮定した工学的安全設備である。

2.1 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、1次冷却系圧力の経時変化を図2、図3に示し、事象進展シナリオの解析結果を以下に説明する。

【事象進展シナリオの解析結果】

日本原子力発電(株)敦賀発電所2号機定格熱出力一定運転中のところ、震度6強の地震が発生し、直後に地震加速度大により直ちに制御棒が全挿入されて原子炉が自動停止した。地震による鉄塔の倒壊、架線の切断によって外部電源を喪失したため、非常用ディーゼル発電機ならびに電動補助給水ポンプ、タービン動補



略語 DG : ディーゼル発電機
 M/DAFWP : 電動補助給水ポンプ
 T/DAFWP : タービン動補助給水ポンプ
 CH/SIP : 充てん/高压注入ポンプ
 RCP : 1次冷却材ポンプ
 SG : 蒸気発生器
 原災法 : 原子力災害対策特別措置法

図1 訓練想定概要

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
0分	地震発生(震度6強) 地震加速度大による原子炉自動停止 外部電源喪失 非常用DG自動起動 M/DAFWP自動起動 T/DAFWP自動起動 CH/SIP自動起動
55分	海水ポンプ全台自動停止, 最終ヒートシンク喪失
1.0時間	非常用DG手動停止, 全交流電源喪失 M/DAFWP停止 T/DAFWP作動継続 制御用圧縮空気喪失, 主蒸気逃がし弁全閉 RCPシール部からの漏えい発生(1.5m ³ /h/台, 定格運転圧力において)
1.1時間	全交流電源の喪失(5分継続) 原災法第10条通報該当事象 主蒸気安全弁自動作動
1.3時間	主蒸気逃がし弁手動全開, 1次冷却系の急速減圧開始
1.4時間	原子炉圧力低安全注入信号発信(ECCS不動作)
1.5時間	蓄圧タンク作動
1.7時間	1次冷却材圧力1.7MPa到達 蓄圧タンク出口弁手動閉止 主蒸気逃がし弁調整開
2.0時間	T/DAFWP故障により停止(SG給水機能喪失) 原災法第15条該当事象 電源車による非常用母線の部分復旧, 各機器への給電準備開始
2.3時間	主蒸気逃がし弁調整開(炉心崩壊熱除去のため)
2.5時間	CH/SIP1台起動成功, RCP封水注入・戻りライン復旧 アニュラス空気浄化ファン起動
2.9時間	SG狭域水位0%未滿
7.0時間	SG保有水枯渇
8.7時間	炉心出口温度350℃超過
8.7時間	加圧器安全弁自動作動
9.2時間	M/DAFWP1台起動成功, SGへの給水機能確保
9.5時間	主蒸気逃がし弁手動全開, 1次冷却系の急速減圧再開
10.9時間	1次冷却系圧力0.7MPa到達
-	SG除熱機能の維持 事象収束

略語 DG : ディーゼル発電機
 M/DAFWP : 電動補助給水ポンプ
 T/DAFWP : タービン動補助給水ポンプ
 CH/SIP : 充てん/高压注入ポンプ
 RCP : 1次冷却材ポンプ
 SG : 蒸気発生器
 ECCS : 非常用炉心冷却装置
 原災法 : 原子力災害対策特別措置法

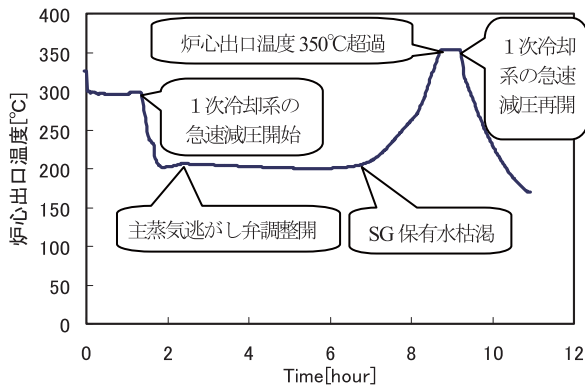


図2 炉心出口温度の経時変化

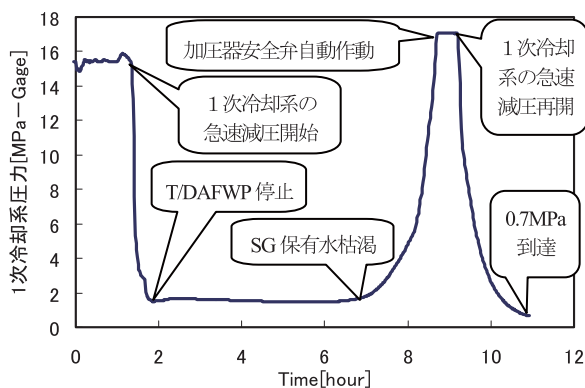


図3 1次冷却系圧力の経時変化

助給水ポンプ、充てん/高圧注入ポンプが自動起動した。約2分後に主蒸気逃がし弁が自動作動し1次冷却系は無負荷温度を維持した。

55分後に海水ポンプ全台が故障により自動停止したため最終ヒートシンクを喪失した。これにより1時間後に非常用ディーゼル発電機を手動停止し全交流電源喪失状態となった。全交流電源喪失に伴って電動補助給水ポンプが停止するが、タービン動補助給水ポンプは作動を継続して蒸気発生器への給水機能を維持した。主蒸気逃がし弁は全交流電源喪失による制御用圧縮空気の喪失により全閉(フェイルクローズ)となったため約1.1時間後には主蒸気安全弁が自動作動した。

全交流電源の喪失により補機冷却機能を喪失したため1次冷却材ポンプのシール部からの漏えいが発生した。その後、全ての交流電源を喪失した状態が5分継続したため1時間5分後に原災法第10条通報該当事象に至った。

約1.3時間後に主蒸気逃がし弁を手動で全開とし1次冷却系の急速減圧を開始した。これにより1次冷却系圧力、炉心冷却装置は起動しない。約1.5時間後に

1次冷却系圧力が蓄圧タンク作動設定圧力に到達したため蓄圧タンクが作動した。約1.7時間後には1次冷却系圧力が1.7MPaに到達したため蓄圧タンク出口弁を手動で閉止するとともに主蒸気逃がし弁を調整開とした。

2時間後にタービン動補助給水ポンプが故障により停止し蒸気発生器への給水機能を喪失(原災法第15条通報該当事象)した。このとき、電源車により非常用母線の部分復旧に成功したため各機器への給電の準備を開始した。約2.3時間後に主蒸気逃がし弁を炉心崩壊熱の除熱のため調整開とした。2.5時間後には充てん/高圧注入ポンプ1台への給電と消火水による機器冷却に成功したため、充てん/高圧注入ポンプを起動するとともに1次冷却材ポンプの封水注入・戻りラインを復旧した。このとき、アニュラス部における水素蓄積防止の観点からアニュラス空気浄化ファンを起動した。

蒸気発生器への給水機能を喪失したため蒸気発生器の保有水は減少傾向を示し、約2.9時間後に蒸気発生器狭域水位が0%未満に到達した。その後も蒸気発生器の保有水の減少は継続し、約7.0時間後には蒸気発生器の保有水が枯渇した。蒸気発生器の除熱機能の喪失により1次冷却系圧力・温度が上昇傾向を示し、約8.7時間後には炉心出口温度が350°Cを超過し直後に加圧器安全弁の自動作動に至った。

約9.2時間後には電動補助給水ポンプ1台への給電に成功したため蒸気発生器への給水を再開した。20分経過後に蒸気発生器広域水位が回復したため主蒸気逃がし弁を手動で全開とし、1次冷却系の急速減圧を再開した。これにより1次冷却系圧力、温度が低下し約10.9時間後には1次冷却系圧力が0.7MPaに到達した。

以降、電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水機能の確保と主蒸気逃がし弁からの蒸気放出によって、蒸気発生器の除熱機能が維持されることから、炉心の冷却は脅かされることなく事象は収束した。

訓練は事象収束までの約11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. 放射性物質放出を想定したシナリオ解析

訓練シナリオの参考として、訓練シナリオの原災法第15条事象発生以降、給水系が復旧せずに炉心が損傷して放射性物質が放出され、その後のAM策の実

施により放射性物質の放出停止に至るシナリオのプラント応答を解析した。

3.1 選定した AM 策

放射性物質が放出するシナリオでは、事象の進展に伴って加圧器安全弁開固着により 1 次冷却材が放出され、1 次冷却系保有水の減少および格納容器内圧力が上昇する。

このとき、1 次冷却系保有水の確保、格納容器内圧力を低下させるには、1 次冷却系統へ注水し炉心溶融進展を抑制する、格納容器内の水蒸気を凝縮する必要がある。

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、1 次系高压注入による冷却と格納容器スプレイ作動による格納容器冷却である。図 4 に AM 策に用いられる設備の模式図を示す。

図中の赤色で示した設備が充てん／高压注入ポンプ、青色で示した設備が格納容器スプレイポンプである。

1 次系高压注入による冷却は、充てん／高压注入ポンプでほう酸注入タンクから 1 次冷却系統へ注入し、原子炉容器を冷却し、炉心溶融進展を抑制するものである。

この AM 策で期待される正の効果は、1 次冷却系統への注入による原子炉容器および炉心の冷却である。

一方、懸念される負の効果は、注水継続による 1 次

冷却材の漏えいとそれに伴う格納容器内圧力の上昇である。

格納容器スプレイ作動による格納容器冷却は、再循環サンプル水を格納容器スプレイポンプにより格納容器スプレイヘッダ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。

この 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格納容器内圧力上昇の抑制である。

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、溶融炉心-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。

3.2 解析結果と考察

放射性物質が放出するシナリオの解析結果で、SG 保有水枯渇以降の主要事象の発生時刻を表 2 に、プラント主要パラメータである炉心出口温度を図 5、1 次冷却系圧力の経時変化を図 6、格納容器内圧力の経時変化を図 7、格納容器内水素濃度割合の経時変化を図

表 2 主要事象の発生時刻 (SG 保有水枯渇以降)

経過時間	主要事象
7.0 時間	SG 保有水枯渇
8.7 時間	炉心出口温度 350℃ 超過
8.7 時間	加圧器安全弁自動作動
11.2 時間	被覆管破損
12.5 時間	炉心損傷 (格納容器エリアモニタ (高レンジ) が $1 \times 10^5 \text{mSv/h}$ を超過) 加圧器安全弁 1 基開固着 CH/SIP 停止
13.3 時間	CH/SIP1 台復旧 1 次系高压注入開始再開 (ECCS モード, ホウ酸注入タンクより)
14.6 時間	加圧器水位満水到達 1 次系高压注水再開 (充てんモード)
21.4 時間	CV 内圧力が格納容器最高使用圧力到達 CV からアニュラス部への異常漏えい開始
60.1 時間	高压再循環冷却開始 CV スプレイ格納容器冷却開始
61.5 時間	CV 内圧力格納容器最高使用圧力未満 CV からアニュラス部への異常漏えい停止 事象収束

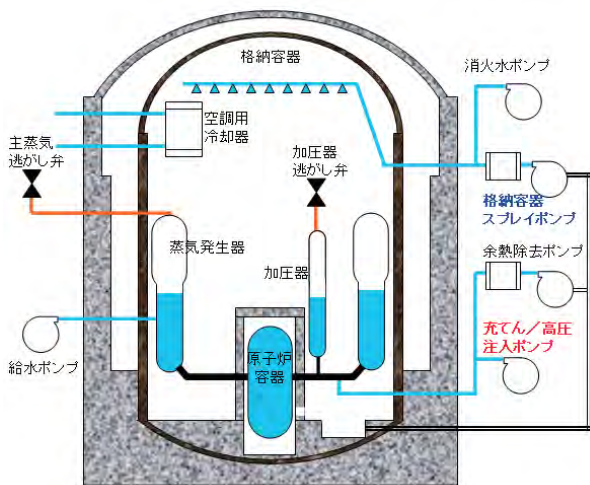


図 4 AM 策に用いられる設備の模式図 (代表的なドライ型 PWR プラントの例)

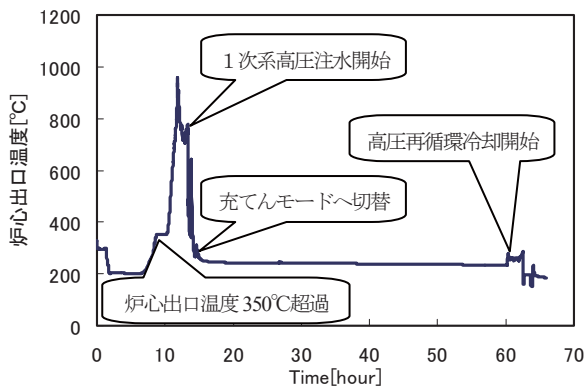


図5 炉心出口温度の経時変化

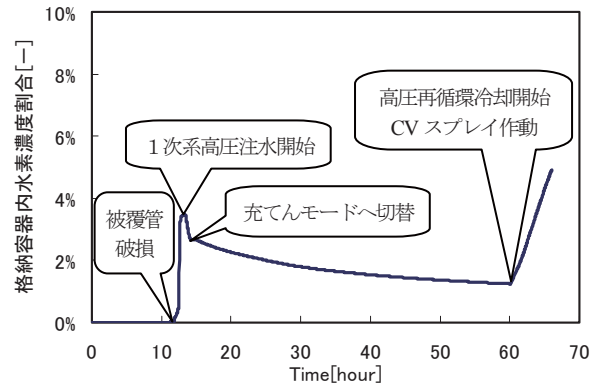


図8 格納容器内水素濃度割合の経時変化

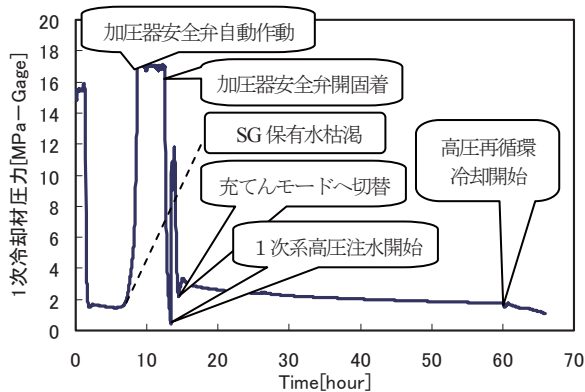


図6 1次冷却系圧力の経時変化

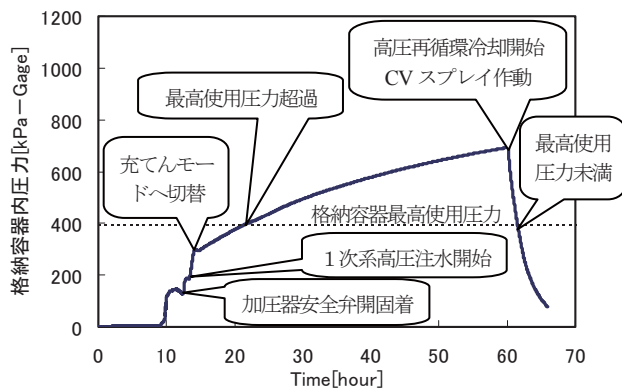


図7 格納容器内圧力の経時変化

8に示し、事象進展シナリオの解析結果を以下に説明する。

【SG 保有水枯渇～炉心損傷】

蒸気発生器への給水機能を喪失したため蒸気発生器

の保有水は減少し、約7.0時間後には蒸気発生器の保有水が枯渇した。蒸気発生器の除熱機能の喪失により1次冷却系圧力・温度が上昇傾向を示し、約8.7時間後には炉心出口温度が350°Cを超過し直後に加圧器安全弁の自動作動に至った。

加圧器安全弁からの1次冷却材の放出が継続することから1次冷却系保有水は減少し、約11.2時間後には被覆管が破損し約12.5時間後には格納容器エアモニタ(高レンジ)が 1×10^5 mSv/hを超過したため炉心が損傷したと判断した。このとき加圧器安全弁1基が開固着し、運転中の充てん/高压注入ポンプが停止した。

【1次系高压注入による冷却】

約13.3時間後に充てん/高压注入ポンプ1台が復旧したため、ECCSモードでホウ酸注入タンクより1次系高压注入を開始した。約14.6時間後に加圧器水位が満水に達したため充てん/高压注入ポンプを充てんモードに切り替えて1次系高压注水を継続した。この結果、炉心出口温度は約960°Cから約250°Cまで低下し、以降240~250°Cで安定した。

加圧器安全弁からの1次冷却材の放出が継続することから格納容器内圧力は上昇傾向を示し、約21.4時間後に最高使用圧力392kPaを超過し格納容器からアンユラス部への異常漏えいが開始した。

【格納容器スプレー作動による格納容器冷却】

約60.1時間後に海水ポンプ1台、補機冷却水ポンプ1台の起動に成功し、非常用ディーゼル発電機1台を起動した。これにより電源、機器冷却水ならびに最終ヒートシンクを確保できたため格納容器スプレーポンプ1台、余熱除去ポンプ1台を手動で起動し、格納

容器スプレイによる格納容器冷却を開始するとともに、余熱除去ポンプのブースティングにより高压再循環冷却を開始した。これにより格納容器内に充満した水蒸気を凝縮し、格納容器内圧力は低下傾向を示し、約 61.5 時間後に格納容器内圧力は最高使用圧力未満に低下した。

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異常漏えい停止時の水素濃度は約 2.0vol% であり、水素燃焼の可能性はない。

以後、格納容器スプレイによる格納容器閉じ込め機能の維持および高压再循環冷却による炉心冷却の維持により事象は収束した。

3.3 放出放射エネルギー評価結果

放射性物質が放出する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。

ここでは、炉心平均燃焼度 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 9 に、放射性物質放出量を図 10 に示す。

放出放射エネルギー評価の結果、希ガスは 0.5MeV 等価値で 1.24×10^{17} [Bq]、ヨウ素は I-131 等価値で 1.01

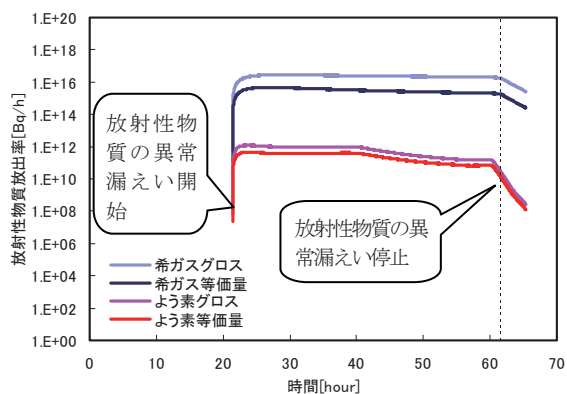


図 9 放射性物質放出率

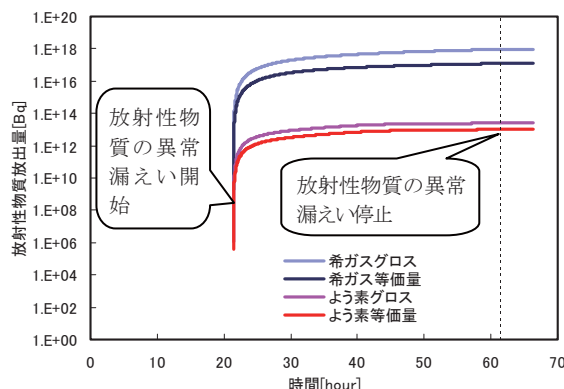


図 10 放射性物質放出量

表 3 敦賀発電所 2 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]
	仮想事故	LOCA	5.8E + 15
	SGTR	2.3E + 15	2.1E + 12
訓練シナリオ		1.24E + 17	1.01E + 13

LOCA:冷却材喪失事故 SGTR:蒸気発生器細管破損事故

$\times 10^{13}$ [Bq]となった。この結果は、施設の安全評価における仮想事故時の放出放射エネルギー⁽⁸⁾と比較して、希ガスは仮想事故より解析条件が厳しいため(設計漏えい率の 100 倍を想定) 2 桁多く、ヨウ素は同等な放出量となっている。

表 3 に敦賀発電所 2 号機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。

4. 結言

平成 24 年 3 月 18 日に日本原子力発電(株)敦賀発電所 2 号機を対象として実施された訓練シナリオおよび放射性物質放出を想定したシナリオ解析の結果から、災害事象進展ならびに AM 策を講じた場合のプラント応答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) シビアアクシデント解析(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 2 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 21.4 時間、事象収束まで約 61.5 時間であった。この結果から、緊急対策を実施するのに十分な時間的

余裕があることが確認できた。

- (2) 1次系高圧注入による冷却を実施した結果、炉心出口温度は約960℃から約250℃まで低下し、以降240～250℃で安定することを示した。また、格納容器スプレイ作動による格納容器冷却を実施した結果、格納容器最高使用圧力を超えていた格納容器圧力は最高使用圧力未満に低下し、格納容器外への放射性物質の異常漏えい停止および水素燃焼の可能性が無いことを示した。

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", (2011).
- (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/fukuui/h23/pdf/01.pdf>, (2012).
- (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) 日本原子力発電(株), "敦賀発電所原子炉設置許可申請書(2号炉)添付書類十4章 重大事故及び仮想事故の解析", (2005).