

2022年度 関西電力美浜発電所防災訓練シナリオに基づく解析

Analysis based on Mihama emergency exercise scenario of Kansai Electric Power Co., Inc. 2022

川崎 郁夫 (Ikuo Kawasaki) *1 高木 俊弥 (Toshiya Takaki) *1

北尾 卓己 (Takumi Kitao) *2 武部 創 (Hajime Takebe) *3

要約 2022年度に実施された関西電力美浜発電所防災訓練シナリオに基づく解析を実施した。事象発生とその後の工学的安全設備の多重故障、アクシデントマネジメント (AM) 等を想定した解析を実施し、得られた結果から特定事象発生時刻やプラント応答、AMの評価を実施した。今回のAMのうち、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水では、炉心への注水時間を延ばすため、恒設代替低圧注水ポンプの流量を定格流量の120m³/hから40m³/hに流量調整を実施した。注水流量120m³/hと40m³/hの2ケースの解析結果の比較により、流量調整を行うことで炉心への注水時間を約11時間延ばすことができ、炉心損傷までに約11時間の時間的余裕を得ることができた。この結果から、恒設代替低圧注水ポンプの流量調整による代替炉心注水が有効なAMであることが確認できた。

キーワード 防災訓練, アクシデントマネジメント, シナリオ解析, MAAP

Abstract An analysis was performed based on the Mihama emergency exercise scenario conducted in 2022 by Kansai Electric Power Co., Inc. The analysis assumed event occurrence and subsequent multiple failures of engineering safety equipment, accident management (AM), etc., and from the obtained results, the specific event occurrence time, plant response, and AM were evaluated. Among the current AM, the alternative core water injection using a permanent alternative low-pressure water injection pump was adjusted from the rated flow rate of 120m³/h to 40m³/h in order to extend the time for water injection into the core. Comparing the analysis results for the two rates of 120m³/h and 40m³/h showed that it was possible to extend the water injection time to the core by about 11 hours, and there was a time margin of about 11 hours before the core was damaged. From this result, it was confirmed that alternative core water injection by adjusting the flow rate of the alternative low-pressure water injection pump is an effective AM.

Keywords emergency exercise, accident management, scenario analysis, MAAP (Modular Accident Analysis Program)

1. はじめに

原子力安全の基本的な目的は、放射性物質に起因す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。その目的は5層からなる深層防護の考え方により達成される⁽¹⁾。その第5層にあたる災害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。

訓練は万が一の原子力発電所の事故を想定したものであり、あえて設計基準対象施設及び重大事故等対処設備等が故障等により機能せず、施設敷地緊急事態、全面緊急事態に至る事象が発生することを想定して行うこととしている。今回の美浜発電所防災訓練では、美浜3号機定格熱

出力一定運転中のところ、福井県嶺南地方を震源とした地震の発生により原子炉が緊急停止し、設備の故障が重なり、施設敷地緊急事態、全面緊急事態に至る訓練想定としている。

2. 訓練シナリオの概要

今回の訓練想定を踏まえた美浜3号機訓練シナリオの概要を表1に示す。

起因事象は地震による外部電源喪失、実施したアクシデントマネジメント (以下、AM という) はA余熱除去ポンプによる炉心注水および恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水である。

*1 (株) 原子力安全システム研究所 技術システム研究所

*2 (株) 原子力エンジニアリング

*3 関西電力 (株)

表1 美浜3号機訓練シナリオの概要

主要事象
地震発生（震度6弱）
原子炉自動停止
外部電源喪失
A,B-非常用DG自動起動成功
A,B-CH/SIP起動
A-M/DAFWP起動失敗
B-M/DAFWP起動
T/DAFWP起動
一次冷却材小漏えい発生（0.1m ³ /h程度）
A-CH/SIP手動停止 （充てん抽出はB-CH/SIPで継続中）
T/DAFWP故障停止⇒警戒事象
B-非常用DG故障
B-M/DAFWP故障停止
B-CH/SIP故障停止
A-CH/SIP手動起動
一次冷却材漏えい口径拡大（5インチ相当）
SI信号発信
ECCS作動（Aトレンのみ）
A-CH/SIP故障停止
C-CH/SIP手動起動
A-RHRP起動
RWSTへの水補給開始
C-CH/SIP故障停止 ⇒施設敷地緊急事態事象（原災法第10条）
RWST水位低到達後、A-RHRP再循環切替実施
RWSTへの水補給停止
A-RHRP故障停止 ⇒全面緊急事態事象（原災法第15条）
恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水開始
RWST水位異常低による恒設代替低圧注水ポンプ停止 （代替炉心注水停止）
炉心損傷
原子炉容器破損
CV最高使用圧力の2倍到達

RHRP : 余熱除去ポンプ
RWST : 燃料取替用水タンク
原災法 : 原子力災害対策特別措置法
CV : 格納容器

美浜発電所3号機定格熱出力一定運転中のところ地震により原子炉自動停止する。外部電源喪失後、A,B非常用ディーゼル発電機が自動起動する。A,B充てん/高圧注入ポンプは起動に成功するが、A電動補助給水ポンプは起動に失敗する。また、一次冷却材漏えいの兆候（0.1m³/h程度）が確認される。

A充てん/高圧注入ポンプを手動停止する（充てん抽出はB充てん/高圧注入ポンプで継続中）。

タービン動補助給水ポンプの故障停止により警戒事象となる。

B非常用ディーゼル発電機が故障停止し、B電動補助給水ポンプ、B充てん/高圧注入ポンプが故障停止する。そのため、A充てん/高圧注入ポンプを手動起動する。

1次冷却材漏えい口径が拡大（5インチ相当）し、安全注入信号発信によりAトレンのみ非常用炉心冷却装置が作動する。A余熱除去ポンプは起動するが、運転中のA充てん/高圧注入ポンプが故障停止し、C充てん/高圧注入ポンプを手動起動して炉心注水を開始する。

燃料取替用水タンクへの水補給を開始する。

C充てん/高圧注入ポンプの故障停止により施設敷地緊急事態事象（原災法第10条）となる。

燃料取替用水タンク水位低になったら、A余熱除去ポンプの再循環切替（水源：燃料取替用水タンク→格納容器再循環サンプ）を開始する。

燃料取替用水タンクの補給ラインの手動弁の弁体が脱落し、タンクへの水補給を停止する。

A余熱除去ポンプの故障停止により全面緊急事態事象（原災法第15条）となる。

恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を開始する。

燃料取替用水タンク水位異常低になり、恒設代替低圧注水ポンプが停止し、代替炉心注水が停止する。それにより、原子炉容器水位が低下し、その後炉心損傷に至る。

また、原子炉容器破損後、格納容器の圧力が上昇し、格納容器最高使用圧力の2倍に到達する。

略語 DG : ディーゼル発電機
CH/SIP : 充てん/高圧注入ポンプ
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
SI : 安全注入
ECCS : 非常用炉心冷却装置

3. 訓練シナリオの解析結果

今回の訓練シナリオにおいて、AM で採用した恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水は、通常操作では定格流量 120m³/h で実施するが、炉心への注水時間を延ばすため、定格流量 120m³/h から 40m³/h に調整(減少率:2m³/min)することとした。

シビアアクシデント解析コード MAAP4⁽²⁾を用いた訓練シナリオ解析では、ケース 1 として定格流量 120m³/h で代替炉心注水した場合、ケース 2 として流量を 40m³/h に調整して代替炉心注水した場合の解析を実施した。ケース 1 とケース 2 の解析結果の比較は表 2 の通りであり、以下解析結果の概要を説明する。

表 2 ケース 1 とケース 2 の解析結果の比較

主要事象	発生時刻	
	ケース 1	ケース 2
定格熱出力一定運転中	—	—
地震発生 (震度 6 弱) 原子炉自動停止 外部電源喪失 A,B-非常用 DG 自動起動成功 A,B-CH/SIP 起動 A-M/DAFWP 故障停止 B-M/DAFWP 起動 T/DAFWP 起動 一次冷却材小漏えい発生 (0.1m ³ /h 程度)	0:00	0:00
A-CH/SIP 手動停止 (充てん抽出は B-CH/SIP で継続中)	0:15	0:15
T/DAFWP 故障停止	1:00	1:00
B-非常用 DG 故障停止 B-M/DAFWP 故障停止 B-CH/SIP 故障停止 A-CH/SIP 手動起動	1:40	1:40
一次冷却材漏えい口径拡大 (5 インチ相当)	2:00	2:00
SI 信号発信 (CV 圧力高) ECCS 作動 (A トレンのみ) A-CH/SIP 故障停止 C-CH/SIP 手動起動 A-RHRP 起動	2:01	2:01
A-RHRP による炉心注水開始	2:21	2:21

RWST への水補給開始 (25m ³ /h)	2:25	2:25
C-CH/SIP 故障停止	2:30	2:30
RWST 水位低到達 A-RHRP 再循環切替開始	4:02	4:02
A-RHRP 再循環切替完了	4:10	4:10
RWST への水補給停止	18:45	18:45
A-RHRP 故障停止	19:30	19:30
恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水開始 (120m ³ /h)	19:35	19:35
恒設代替低圧注水ポンプの流量調整開始 (流量: 120m ³ /h→40m ³ /h、減少率: 2m ³ /min)	—	20:40
恒設代替低圧注水ポンプの流量調整終了	—	21:20
RWST 水位異常低による代替炉心注水停止	26:45	38:18
炉心露出	28:04	39:36
炉心出口温度 350°C超過	28:26	40:00
燃料被覆管破損	28:53	40:32
炉心損傷	29:04	40:44
下部ヘッドへの溶融物移動開始	31:26	43:57
原子炉容器破損	34:25	46:39
CV 最高使用圧力到達	54:42	52:41
CV 最高使用圧力の 2 倍到達	84:44	84:51

- 略語 DG : ディーゼル発電機
 CH/SIP : 充てん/高圧注入ポンプ
 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
 SI : 安全注入
 ECCS : 非常用炉心冷却装置
 RHRP : 余熱除去ポンプ
 RWST : 燃料取替用水タンク
 CV : 格納容器

3.1 ケース1の解析結果の概要

美浜発電所 3 号機定格熱出力一定運転中のところ地震が発生し、原子炉自動停止および外部電源が喪失した。このとき、A,B 非常用ディーゼル発電機の起動に成功し、A,B 充てん/高圧注入ポンプ、B 電動補助給水ポンプ、タービン

動補助給水ポンプは起動に成功したが、A 電動補助給水ポンプは起動に失敗した。また、一次冷却材漏えいの兆候が確認された。

15 分後に A 充てん/高圧注入ポンプを手動停止した（充てん抽出は B 充てん/高圧注入ポンプで継続中）。

1 時間 00 分後にタービン動補助給水ポンプが故障停止した。

1 時間 40 分後に B 非常用ディーゼル発電機が故障停止し、B 電動補助給水ポンプ、B 充てん/高圧注入ポンプが故障停止した。そのため、A 充てん/高圧注入ポンプを手動起動した。

2 時間 00 分後に 1 次冷却系統低温側配管において 1 次冷却材漏えい口径が拡大（5 インチ相当）した。

2 時間 01 分後に SI 信号が発信し、A トレンのみ ECCS が作動した。A 余熱除去ポンプは起動したが、運転中の A 充てん/高圧注入ポンプが故障停止し、C 充てん/高圧注入ポンプを手動起動して炉心注水を開始した。

2 時間 21 分後に A 余熱除去ポンプによる炉心注水を開始した。

2 時間 25 分後に燃料取替用水タンクへの水補給を開始した（流量：25m³/h）。

2 時間 30 分後に C 充てん/高圧注入ポンプが故障停止した。

4 時間 02 分後に燃料取替用水タンク水位低になり、A 余熱除去ポンプの再循環切替（水源：燃料取替用水タンク→格納容器再循環サンプ）を開始し、4 時間 10 分後に再循環切替が完了した。

18 時間 45 分後に燃料取替用水タンクの補給ラインの手動弁の弁体が脱落し、タンクへの水補給を停止した。

19 時間 30 分後に A 余熱除去ポンプが故障停止した。

19 時間 35 分後に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を開始した（流量：120m³/h）。

26 時間 45 分後に燃料取替用水タンク水位異常低になり、恒設代替低圧注水ポンプが停止し、代替炉心注水が停止した。

28 時間 04 分後に炉心露出となり、28 時間 26 分後に炉心出口温度は 350°C を超過した。

28 時間 53 分後に燃料被覆管が破損し、29 時間 04 分後に炉心損傷に至った。

31 時間 26 分後に下部ヘッドへの熔融物移動開始し、34 時間 25 分後に原子炉容器破損に至った。

54 時間 42 分後に格納容器最高使用圧力、84 時間 44 分後に格納容器最高使用圧力の 2 倍に到達した。

3.2 ケース2の解析結果の概要

A 余熱除去ポンプ停止（19 時間 30 分）まではケース 1 の解析結果の概要と同じであり、それ以降は以下の通りである。

19 時間 35 分後に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を開始した（流量：120m³/h）。

20 時間 40 分後に炉心への注水時間を延ばすため、恒設代替低圧注水ポンプの流量調整を開始し、21 時間 20 分後に終了した（流量：120m³/h→40m³/h、調整レート：2m³/min）。

38 時間 18 分後に燃料取替用水タンク水位異常低になり、恒設代替低圧注水ポンプが停止し、代替炉心注水が停止した。

39 時間 36 分後に炉心露出となり、40 時間 00 分後に炉心出口温度は 350°C を超過した。

40 時間 32 分後に燃料被覆管が破損し、40 時間 44 分後に炉心損傷に至った。

43 時間 57 分後に下部ヘッドへの熔融物移動開始し、46 時間 39 分後に原子炉容器破損に至った。

52 時間 41 分後に格納容器最高使用圧力、84 時間 51 分後に格納容器最高使用圧力の 2 倍に到達した。

4. AMの評価結果

今回採用した AM のうち、代替炉心注水は高低圧注入系に接続した恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水タンクから 1 次冷却系統へ注水し、原子炉容器を冷却し、炉心熔融進展を抑制するものである。

この AM で期待される正の効果は、1 次冷却系統への注水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。

AM に用いられる設備の模式図を図 1 に示す。図中の赤字で示した設備が恒設代替低圧注水ポンプである。また、燃料取替用水タンク水位の比較グラフを図 2 に、原子炉容器水位の比較グラフを図 3 に、炉心出口温度の比較グラフを図 4 に示す。

恒設代替低圧注水ポンプの水源は燃料取替用水タンクであり、再循環切替後も水補給を継続実施して水位は 51.4%まで回復している。

燃料取替用水タンク水位異常低による恒設代替低圧注水ポンプ停止時刻は 26 時間 45 分から 38 時間 18 分になり、炉心への注水時間を約 11 時間延ばすことができた。

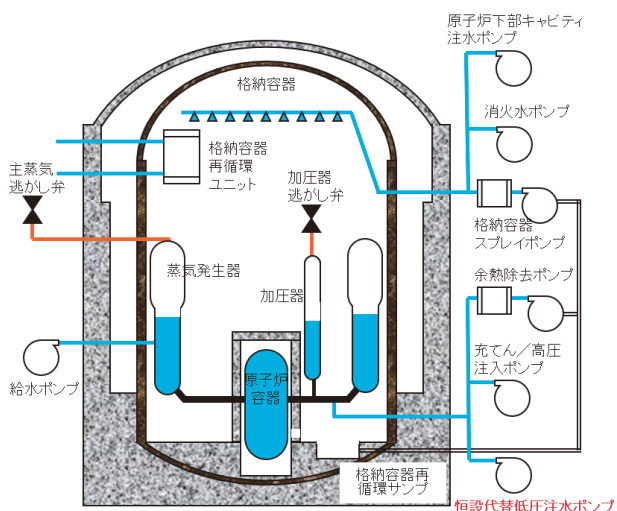


図1 AMに用いられる設備の模式図

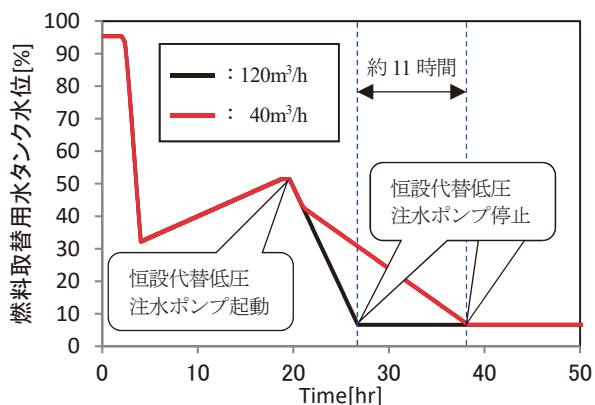


図2 燃料取替用水タンク水位の比較

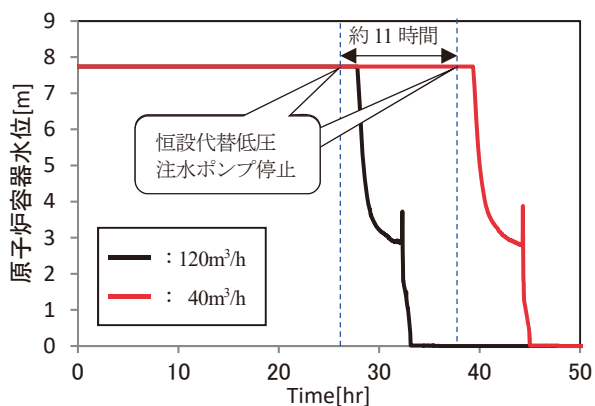


図3 原子炉容器水位の比較

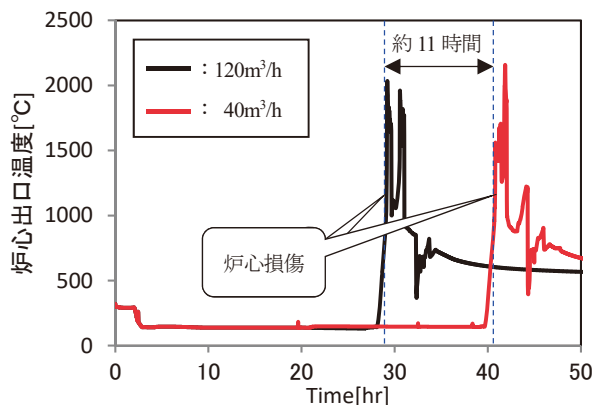


図4 炉心出口温度の比較

これにより、炉心損傷時刻は29時間04分から40時間44分になり、炉心損傷までに約11時間の時間的余裕ができた。この結果から、恒設代替低圧注水ポンプの流量調整による代替炉心注水が有効なAMであることが確認できた。なお、原子炉容器破損後の格納容器圧力上昇については、格納容器の体積が大きいことからあまり影響がなく、格納容器最高使用圧力の2倍到達時刻はほぼ同じになることが分かった。

5. おわりに

2022年度に実施された関西電力美浜発電所防災訓練シナリオに基づく解析を実施した。事象発生とその後の工学的安全設備の多重故障、AM等を想定した解析を実施し、得られた結果から特定事象発生時刻やプラント応答、AMの評価を実施した。

今回のAMのうち、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水では、炉心への注水時間を延ばすため、恒設代替低圧注水ポンプの流量を定格流量の120m³/hから40m³/hに流量調整を実施した。注水流量120m³/hと40m³/hの2ケースの解析結果の比較により、流量調整を行うことで炉心への注水時間を約11時間延ばすことができ、炉心損傷までに約11時間の時間的余裕を得ることができた。この結果から、恒設代替低圧注水ポンプの流量調整による代替炉心注水が有効なAMであることが確認できた。

引用文献

- (1) IAEA, "Basic Safety Principles Nuclear Power Plants 75-INSAG-3 Rev.1", INSAG-12,(1999).

- (2) Electric Power Research Institute (EPRI), “Modular Accident Analysis Program, MAAP4 User’s Manual”, (2007).