

3. 福島第一原子力発電所2号機

3.1 MAAP 解析の解析条件

3.1.1 プラント条件及び事象イベント

主要な解析条件について、表 3-1 にプラント条件を、表 3-2 に事象イベントを示す。事象イベントは、平成 23 年 5 月 16 日に原子力安全・保安院へ報告した「東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所プラントデータ集」に加え、平成 23 年 12 月 22 日に公表した「福島第一原子力発電所事故の初動対応について」等、平成 23 年 5 月以降に公表した時系列に従い設定したものであり、平成 23 年 5 月に実施した解析で採用した事象イベントとは一部異なっている。添付資料 5 に今回設定した事象イベントと平成 23 年 5 月に実施した解析で設定した事象イベントとの比較を示す。

添付資料 5 時系列比較表 (2号機)

表 3-1 2号機プラント条件

| 項目 | 条件 |
|---------------|--|
| 初期原子炉出力 | 2381 MWt (定格出力) |
| 初期原子炉圧力 | 7.03 MPa[abs] (通常運転圧力) |
| 初期原子炉水位 | 約 5274 mm (通常水位: TAF 基準) |
| RPV ノード分割 | 添付資料 1 図 6 |
| 有効炉心ノード分割数 | 半径方向: 5 ノード 軸方向: 10 ノード |
| 被覆管破損温度 | 727°C (1000K) |
| 燃料溶融 | 添付資料 1 表 2 |
| 格納容器モデル | 添付資料 1 図 7 |
| 格納容器空間容積 | D/W 空間: 4240 m ³ S/C 空間: 3160 m ³ |
| サブレーション・プール水量 | 2980 m ³ |
| 崩壊熱 | ANSI/ANS5.1-1979 モデル (燃料装荷履歴を反映した ORIGEN2 崩壊熱相当になるようパラメータを調整) |

MAAP コードの概要

1. MAAP コードの特徴

MAAP コードは、米国電力研究所 (EPRI) が所有するシビアアクシデント解析コードであり、軽水炉の炉心損傷、原子炉圧力容器 (RPV) 破損、原子炉格納容器 (PCV) 破損からコア・コンクリート反応、放射性物質の発生・移行・放出に至る事故シーケンス全般の現象解析に用いることができる。コードシステムとしては、各事故過程のプロセスを個別に評価するモジュールを統合することで、一連の事故シーケンスを評価する構成となっている。また、実プラントに即した工学的安全施設や制御系がモデル化されているため、運転員操作を含むシステムイベントを扱うことができ、事故進展過程において炉心が冷却可能な状態で終息するか、あるいは PCV が破壊し核分裂生成物 (FP) が放出されるまでのシビアアクシデント解析を行うことができる。

MAAP コードは簡略化した形状や相関式等を使用する解析モデルに基づく“一点集中定数型近似モデル”に分類されるコードである。コード内では解析対象とする領域を“ボリューム”と呼ばれる体積要素に分割し、それらを“ジャンクション”と呼ばれる接合部で結合することで、質量及びエネルギー保存則に基づき領域内の 1 次元熱流動を評価する。炉心部では、崩壊熱及び化学反応による発熱と冷却材及び構造材への熱伝達のバランスから燃料温度を評価し、それに基づき燃料挙動 (燃料損傷・溶融・移動) を評価する。下部プレナムにデブリが移行した後は、RPV 破損評価を行い、それに基づき PCV への溶融燃料移行を判定する。PCV ではデブリによるコンクリート構造材の侵食及び化学反応等の物理化学現象を扱う。

表 1 に MAAP コードのモデル概要を、表 2 に解析モデル設定の概要をまとめる。また、RPV 内の評価モデル概要を図 1 に、PCV 内の評価モデル概要を図 2 に、RPV 内下部プレナムにおける評価モデルの概要を図 3 に示す。

2. 主な解析モデル

○ 原子炉施設解析モデル

MAAP コードの BWR Mark-I プラントの原子炉施設モデルを図 5 および図 7 に示す。RPV 内については、RPV 上部ヘッド、炉心上部構造物、炉心、下部プレナム、ダウンカム、及び再循環ループ等に分割される。また、PCV 内については、ペDESTAL、ドライウェル、ベント管及びウェットウェルに加え、PCV 外への気相放出を考慮するために環境を模擬するボリュームを設定する。各ボリューム間には気液流動を扱うためのジャンクションを設定し、RPV 上部ヘッドとウェットウェル間には逃がし安全弁 (SRV) を、ドライウェルとウェットウェル間には真空破壊弁を、また PCV から環境へのリークを模擬したジャンク

ションを設定する。RPV内の主要構造物(シュラウド、炉心支持板、RPV壁面、炉心上部構造物等)は、ヒートシンクとして設定する。RPV内、及びPCV内の水位は、水位体積テーブルを設定することで評価する。

○ 炉心部燃料挙動モデル

炉心部とは炉心支持板～燃料上部格子板を指し、燃料のヒートアップ及び燃料溶融挙動を取り扱うために、軸方向(13ノード：燃料有効部は10ノード)、及び径方向(5リング)のノード分割を行う。炉心部解析モデルでは被覆管過熱に伴う水-金属反応による発熱及び水素ガス発生を扱い、燃料温度上昇、破損、溶融に伴うキャンドリング、リロケーションを評価する。燃料形状については、溶融状況に応じて4つのタイプ(健全燃料～流路閉塞状態)を考慮し、冷却状況によりクラスト形成、炉心横方向へのデブリ移行、溶融プール形成を扱う。なお、炉心支持板部のノードが溶融温度に達した時点で、デブリの下部プレナム領域への移行を判定する。

○ 下部プレナムデブリ冷却モデル

下部プレナムに移行したデブリについては、冷却状況により溶融デブリプール、クラスト、溶融金属層、粒子状デブリの形態を区別する。下部プレナムでは、デブリから冷却材及び構造材への熱伝達を評価するとともに、各種破損モード評価に基づくRPV破損判定を行う。RPV破損後は、デブリ及び冷却材のPCV下部への移行を評価する。

○ 格納容器内における物理化学現象評価モデル(コア・コンクリート反応モデル)

MAAPではPCV内での様々な物理化学現象を取り扱うことができるが、PCV下部(ペDESTAL)に落下したデブリについては、コンクリート、冷却材への熱伝達、構造材への輻射等を評価し、冷却状態によりコア・コンクリート反応を扱う。コア・コンクリート反応では、1次元の熱伝達モデルによりコンクリート侵食を扱い、それに伴うガス、FPエアロゾルの放出を評価する。

○ その他プラントモデル

非常用復水器(IC)、高圧注水系(HPCI)、原子炉隔離時冷却系(RCIC)、及び消火系注水についてはMAAPコードにモデル化されたものを使用し、作動条件、注水特性及び水源については、機器仕様書、運転操作記録及び計測データを基に設定する。

表 1 MAAP コードの概要

| 項目 | MAAP モデル | 図 1~3 の番号との対応 |
|----------------|---|-------------------------------------|
| 体系のモデル化 | ボリューム・ジャンクションでモデル化、炉心ノード分割 (軸方向: 13 ノード/径方向: 5 リング) | |
| 熱流動モデル | 均質流モデル、ドリフトフラックスモデル、自然循環、蒸発/凝縮、フラッシング、臨界流モデル、気液対向流等 | ①②③④⑤⑥⑦⑧⑨ |
| 伝熱モデル | 崩壊熱、燃料棒熱伝導、ヒートスラブ熱伝導、デブリ熱伝導、冷却材熱伝達、燃料-構造物間の熱輻射、溶融デブリ内の自然対流熱伝達、粒子状デブリからの熱伝達、圧力容器外冷却、圧力容器外熱損失、デブリ-RPV 壁面間ギャップ冷却等 | ⑩⑪⑫⑬⑭⑮⑯⑰⑱⑲⑳㉑㉒㉓㉔㉕㉖㉗㉘㉙㉚㉛㉜㉝㉞㉟ |
| 炉心部燃料モデル | 燃料ヒートアップ、水-金属反応 (発熱、水素発生)、燃焼損傷、キャンドリング、リロケーション、炉心支持板破損等 | ①②③④⑤⑥⑦⑧⑨⑩⑪⑫⑬⑭⑮⑯⑰⑱⑲⑳㉑㉒㉓㉔㉕㉖㉗㉘㉙㉚㉛㉜㉝㉞㉟ |
| 下部プレナムデブリモデル | 層状堆積 (粒子状デブリ、金属層、溶融プール、クラスト)、RPV 破損 (クリープ破損、デブリジェットアタック、金属層アタック、RPV 貫通配管溶融、壁面侵食)、溶融デブリ-冷却材相互作用 (デブリエントレインメント)、水-金属反応 (発熱、水素発生) 等 | ①②③④⑤⑥⑦⑧⑨⑩⑪⑫⑬⑭⑮⑯⑰⑱⑲⑳㉑㉒㉓㉔㉕㉖㉗㉘㉙㉚㉛㉜㉝㉞㉟ |
| 格納容器モデル | 溶融炉心高圧飛散、ガス移行、水素爆発、冷却材プール Ph 履歴、FP エアロゾル挙動 (蒸発、凝集、沈着、拡散、熱泳動、沈降、フィルタ、プールスクラビング他) 等 | ①②③④⑤⑥⑦⑧⑨⑩⑪⑫⑬⑭⑮⑯⑰⑱⑲⑳㉑㉒㉓㉔㉕㉖㉗㉘㉙㉚㉛㉜㉝㉞㉟ |
| コア・コンクリート反応モデル | クラスト成長/消滅、コア・コンクリート反応 (コンクリート侵食、ガス、FP エアロゾル放出) 等 | ①②③④⑤⑥⑦⑧⑨⑩⑪⑫⑬⑭⑮⑯⑰⑱⑲⑳㉑㉒㉓㉔㉕㉖㉗㉘㉙㉚㉛㉜㉝㉞㉟ |
| プラントモデル | 炉内コンポーネント、制御系、主蒸気系、給水系、注水設備 (IC、RCIC、HPCI、LPCI、CS、消火系注水他)、弁 (SRV、MSIV、真空破壊弁、ラプチャディスク)、PCV ベント、水源 (CST、S/P、FP)、格納容器クーラ、RHR、SCS、リコンバイナ、イグナイタ等 | ①②③④⑤⑥⑦⑧⑨⑩⑪⑫⑬⑭⑮⑯⑰⑱⑲⑳㉑㉒㉓㉔㉕㉖㉗㉘㉙㉚㉛㉜㉝㉞㉟ |
| その他 | 核分裂生成物崩壊 (RPV 内/PCV 内)、LOCA 時破断モデル | ①②③④⑤⑥⑦⑧⑨⑩⑪⑫⑬⑭⑮⑯⑰⑱⑲⑳㉑㉒㉓㉔㉕㉖㉗㉘㉙㉚㉛㉜㉝㉞㉟ |

表 2 MAAP コード解析モデル設定の概要

| 項目 | 解析モデル設定等 |
|-------------|---|
| 金属-水反応 | Zr 酸化：Cathcart モデルもしくは Baker-Just モデル SUS 酸化：White's parabolic equation モデルもしくは ANL モデル |
| 被覆管破損判定 | 破損判定温度：1000 [K] |
| 燃料溶融 | 溶融物落下条件：炉心構成物質の各融点あるいは混合物質の平均溶融温度 共晶反応モデル： UO_2 -Zr(O), SUS-Zr, B ₄ C-Steel, B ₄ C-Steel-Zr 溶融温度： <ul style="list-style-type: none"> ・ 被覆管 (ジルカロイ)：2125 [K] ・ 二酸化ウラン：3113 [K] ・ SUS 構造物：1700 [K] ・ 制御材 (B₄C)：2700 [K] |
| 炉心支持版破損 | 破損温度：1650 [K] 破損口サイズ：0.01 [m ² /径方向リング] [(Ring 毎→5Ring 全部破損すると 0.05 [m ²)] |
| 下部プレナム | 落下溶融物の粒子化：Ricou-Spalding 相関式を適用したジェットブレイクアップモデル 粒子状堆積デブリ冷却：ドライアウト熱流束に関する Henry の相関式 デブリ-RPV ギャップ冷却：CHF ギャップ沸騰モデル クリーブ破損判定：Larson-Miller パラメータ CRD チューブ脱落判定：メカニスティックモデル 破損口サイズ (CRD チューブ脱落)：半径 7.6 [cm] 破損口サイズ (計装配管逸出)：半径 2.5 [cm] |
| コア・コンクリート反応 | デブリ・溶融コンクリート混合：考慮する コンクリート溶融温度：1500[K] デブリ溶融プール・クラスト間の熱伝達係数：対流熱伝達率 (下方向/横方向) 堆積デブリ上の冷却材への熱流束：Kutateladze の限界熱流束相関式 コンクリートの種類：玄武岩系コンクリート |
| 崩壊熱 | ANSI/ANS5.1-1979 モデル |

BWR Primary System Modeling

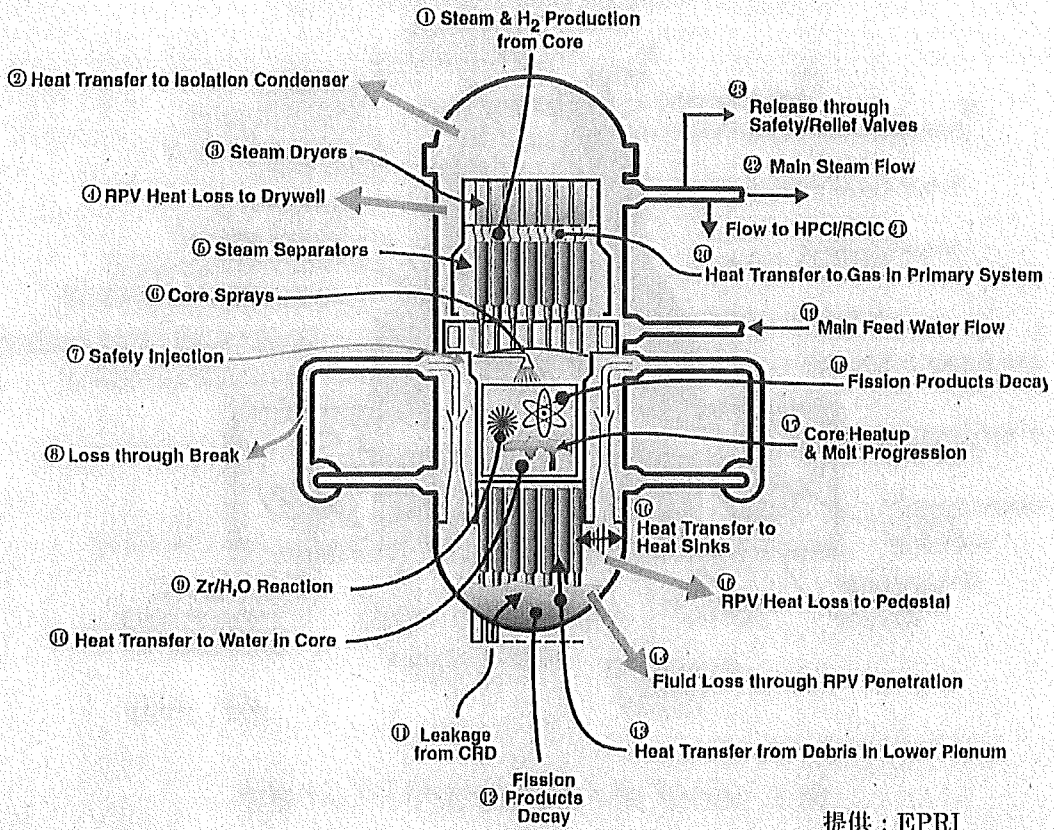
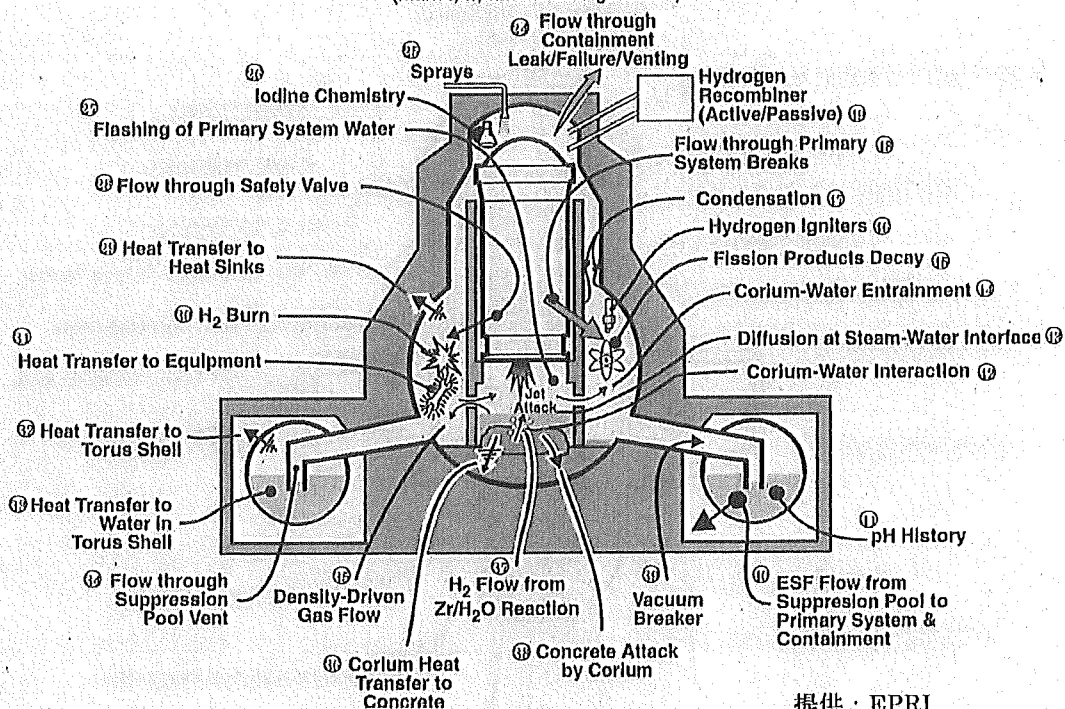


図1 MAAP 原子炉压力容器内モデルの概要

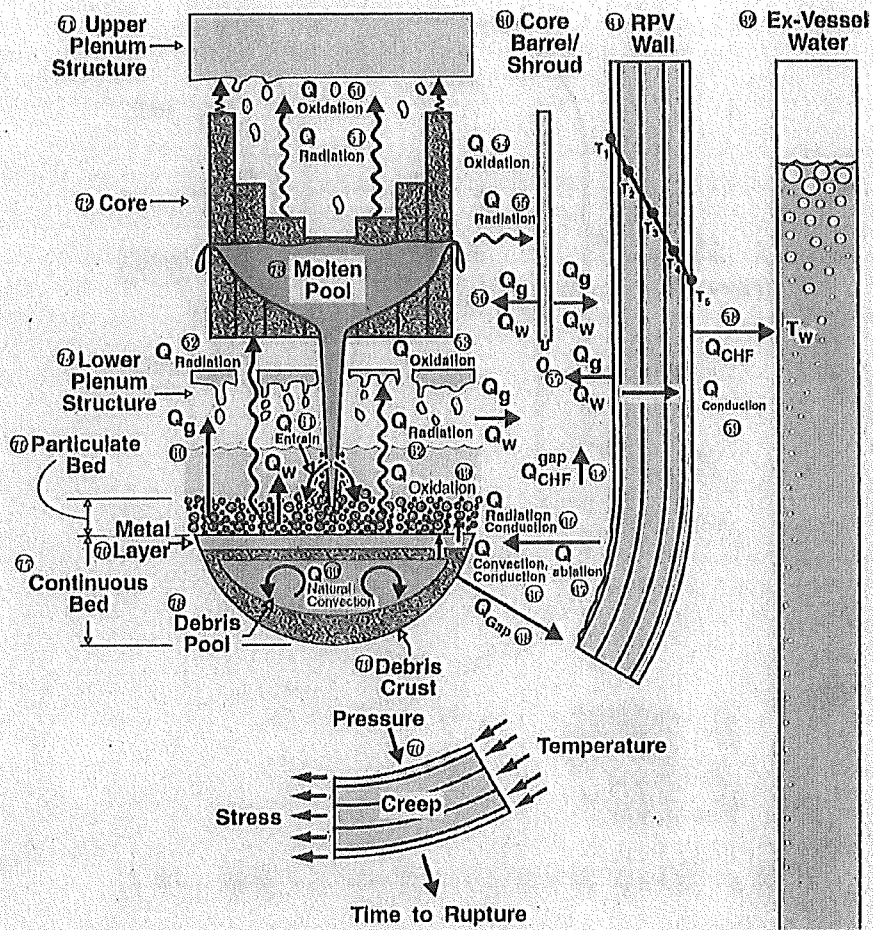
BWR Containment Modeling

(Mark I, II, and III Configurations)



提供 : EPRI

図 2 MAAP 原子炉格納容器内モデルの概要



提供：EPRI

図3 MAAP 原子炉圧力容器下部プレナムモデルの概要

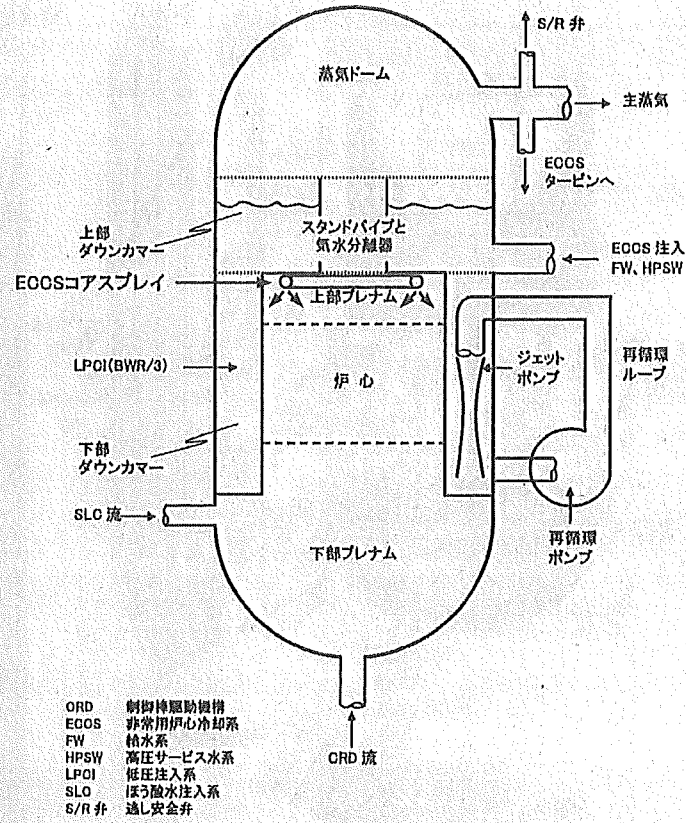
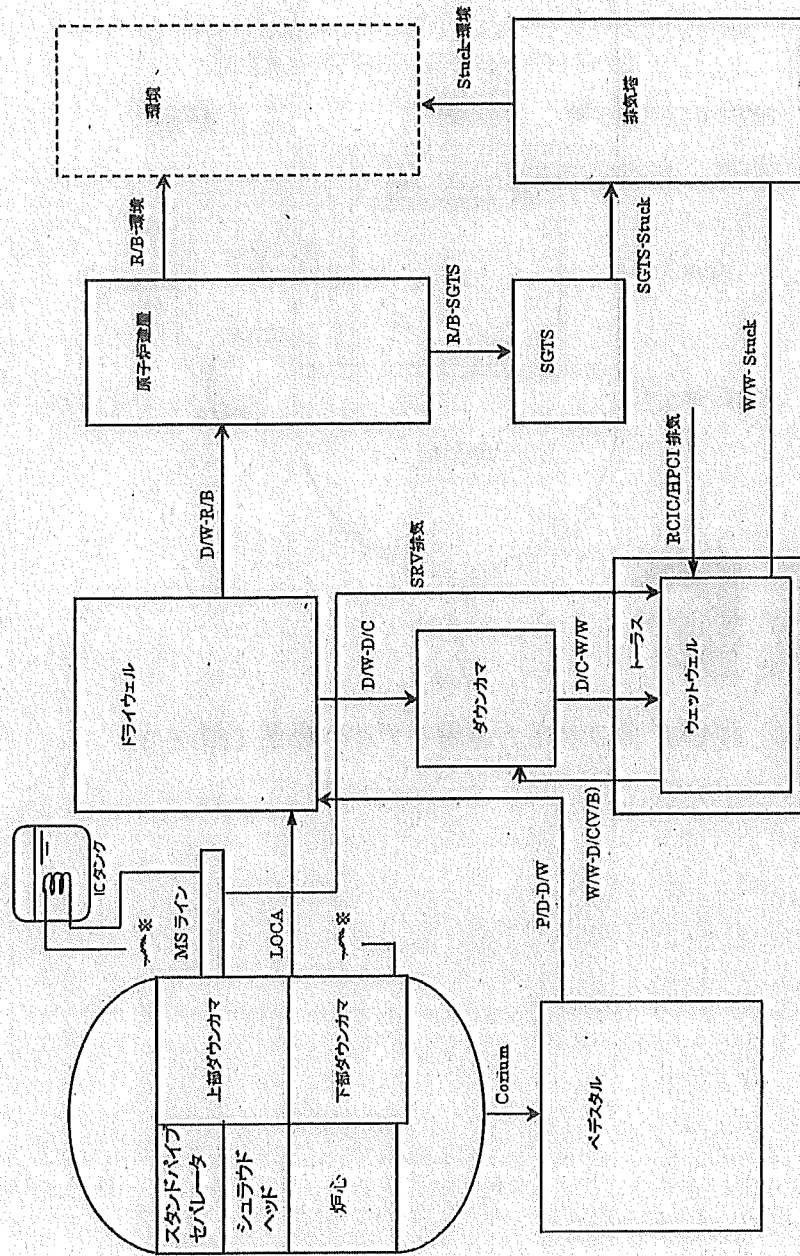


図4 MAAP 原子炉圧力容器モデルの概要 (1F-1)



(注)D/W:ドライウエル, P/D:ベデスタル, W/W:ウエットウエル, D/C:ダウンカマ, R/B:原子炉建屋, R/B-SGTS:原子炉建屋, V/B: Vacuum Breaker

図5 MAAP 格納容器 (Mark-I) モデルの概要 (1F-1)

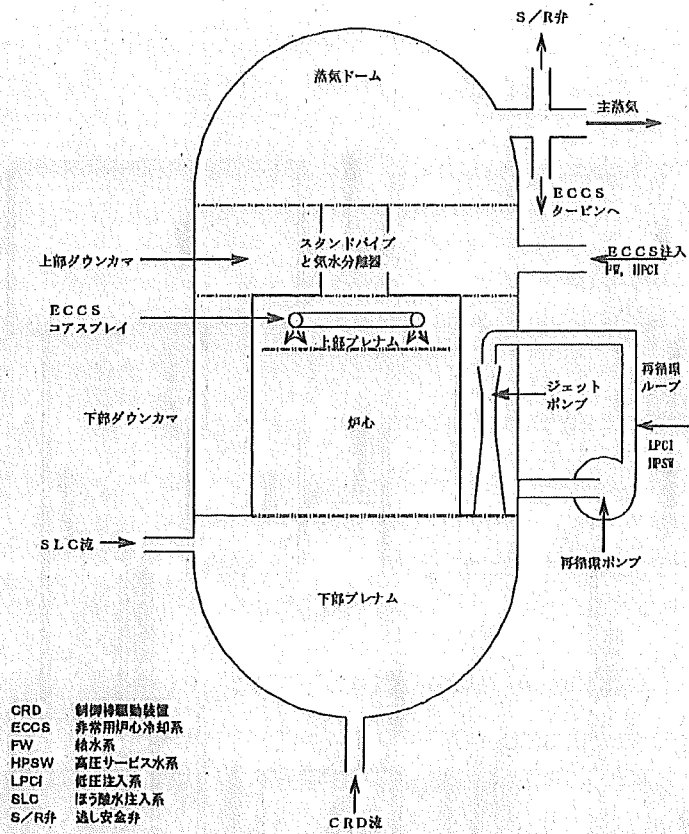
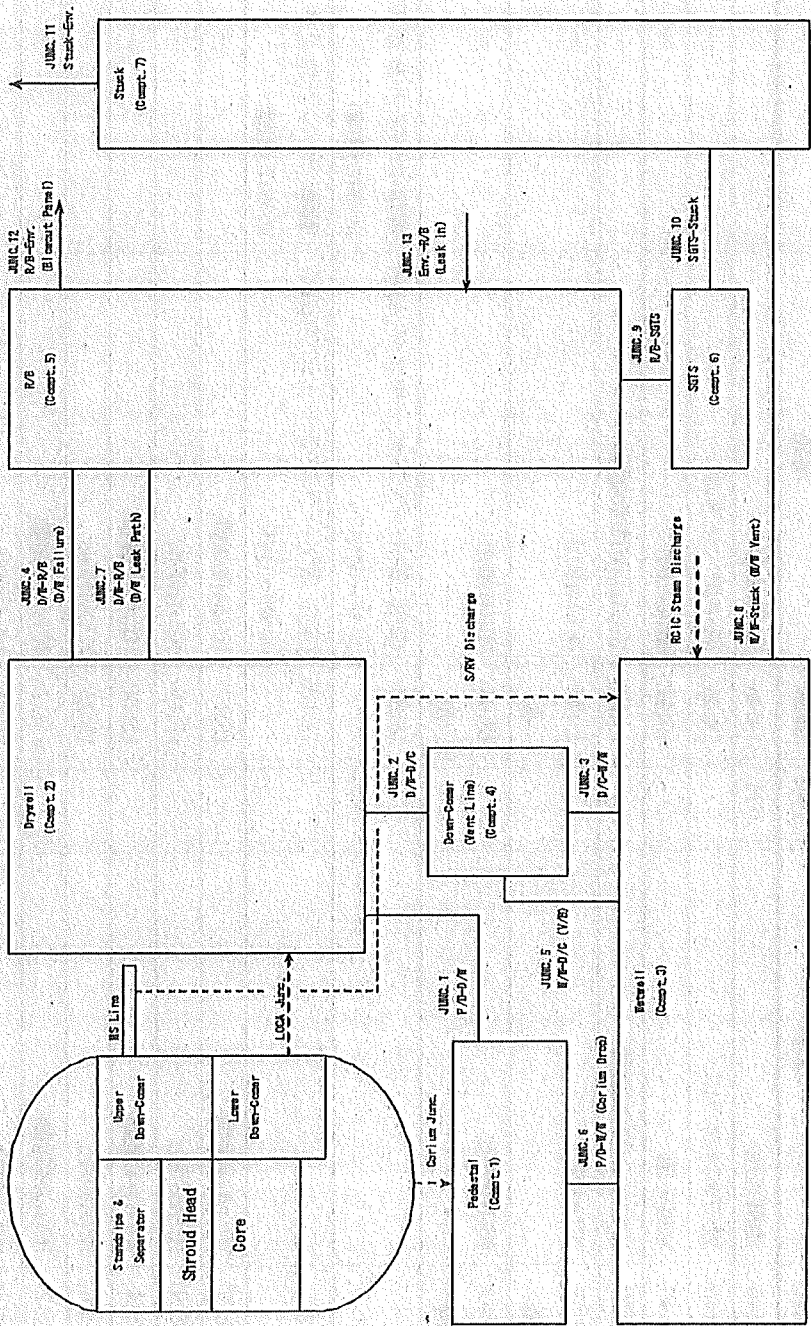


図6 MAAP 原子炉圧力容器モデルの概要 (1F-2, 3)



(注) D/W : Drywell, P/D : Pedestal, W/W : Wetwell, D/C : Down-Comer, R/B : Reactor Bui Iding, V/B : Vacuum Breaker

図 7 MAA-P 格納容器 (Mark-I) モデルの概要 (1F-2, 3)

1号機 時系列比較表

| 前回 (H23.5 時点) の時系列 | | 今回の時系列 | | 備考 |
|--------------------|----------------|--------|------------------------------|--------------------------|
| 日付 | 時刻 | 日付 | 時刻 | |
| 3/11 | 14:46 | 3/11 | 14:46 | — |
| | 地震発生 | | 地震発生 | |
| | 14:46 | | 14:46 | — |
| | 原子炉スクラム | | 原子炉スクラム | |
| | 14:47 | | 14:47 | — |
| | MSIV 閉 | | MSIV 閉 | |
| | 14:52 | | 14:52 | — |
| | IC(A) (B) 自動起動 | | IC(A) (B) 自動起動 | |
| | 15:03 頃 | | 15:03 頃 | — |
| | IC(A) 停止 | | IC(A) 停止 | |
| | 15:03 頃 | | 15:03 頃 | — |
| | IC(B) 停止 | | IC(B) 停止 | |
| | — | | 15:07 | — |
| | — | | CCS 系トールラスクーリング(A)イ ンサーピス | 事象イベントをよりよく模擬する ために追加 |
| | — | | 15:10 | — |
| | — | | CCS 系トールラスクーリング(B)イ ンサーピス | 事象イベントをよりよく模擬する ために追加 |
| | 15:17 | | 15:17 | — |
| | IC(A) 再起動 | | IC(A) 再起動 | |
| | 15:19 | | 15:19 | — |
| | IC(A) 停止 | | IC(A) 停止 | |
| | 15:24 | | 15:24 | — |
| | IC(A) 再起動 | | IC(A) 再起動 | |
| | 15:26 | | 15:26 | — |
| | IC(A) 停止 | | IC(A) 停止 | |
| | 15:32 | | 15:32 | — |
| | IC(A) 再起動 | | IC(A) 再起動 | |
| | 15:34 | | 15:34 | — |
| | IC(A) 停止 | | IC(A) 停止 | |
| | 15:37 | | 15:37 | — |
| | 全交流電源喪失 | | 全交流電源喪失 | |

| | | | | |
|-----------|--|-----------|--|---|
| 18:10 | IC(A)系 2A, 3A 弁開 / 蒸気発生確認 | 18:18 | IC(A)系 2A, 3A 弁開 / 蒸気発生確認 | 正しい日時に訂正。 |
| 18:25 | IC(A)系 3A 弁開 | 18:25 | IC(A)系 3A 弁開 | — |
| 21:19 | IC について、ディーゼル駆動消火ポンプ (DDFP) からのラインナップ実施 | 20:50 | 原子炉代替注水ラインが完成し、ディーゼル駆動消火ポンプ (DDFP) を起動 (減圧後に注水可能な状態) | 最新の時系列の反映。 |
| 21:30 | IC 3A 弁開 | 21:30 | IC 3A 弁開 / 蒸気発生確認 | — |
| 21:35 | IC について、DDFP から供給中 | | | 最新の時系列の反映。 |
| 3/12 1:48 | IC について、DDFP を確認したところ、燃料切れでなくポンプ不具合により供給停止 | 3/12 1:25 | DDFP 停止を確認 | — |
| — | — | 4:00 頃 | 淡水注水 (1300 リットル) | 最新の時系列の反映。 |
| 5:46 | 消防ポンプによる淡水注水を開始 | 5:46 | 消防ポンプによる淡水注水を再開 | — |
| 14:30 | 格納容器ベントについて、10:17 圧力抑制室側 AO 弁操作を実施し、14:30 に格納容器圧力低下を確認 | 14:30 | 格納容器ベントについて、10:17 圧力抑制室側 AO 弁操作を実施し、14:30 に格納容器圧力低下を確認 | 格納容器圧力の低下から 14:30 に格納容器ベントがなされたことを判断したが、解析上では実測された格納容器圧力の推移にあっては 14:11 にベント弁開を仮定した。 |
| 14:49 | 格納容器ベント弁閉止 | 15:03 | 格納容器ベント弁閉止 | 解析上、実測された格納容器圧力の推移にあっては 15:03 にベント弁開を仮定した。 |

| | | | | |
|-------|-------------|-------|-------------|---|
| 14:53 | 淡水注水終了 | 14:53 | 淡水注水完了 | — |
| 15:36 | 1号機原子炉建屋の爆発 | 15:36 | 1号機原子炉建屋の爆発 | — |
| 20:20 | 海水による注水を開始 | 19:04 | 海水による注水を開始 | — |

1号機燃料域水位計の挙動による推定について

1. 水位計の測定原理

BWRプラントで採用している「凝縮層方式」の燃料域水位計は、図1に示すように、基準面器に常に水位を形成し、水頭 H_s が一定の値となるようにして、二つの配管（基準面器側配管、炉側配管）の差圧（ $H_s - H_r$ ）を計測することにより原子炉水位を計測する構成となっている。

そのため、基準面器側配管の水位が蒸発等により減少すると、一定であるはずの H_s が小さくなるが、計測しているのは差圧であるため、 H_r が大きくなったことと区別がつけられない。その結果、見かけ上原子炉水位の指示値は上昇することとなる（図2参照）。図3にドライウェル（以下、D/W）内における燃料域水位計装配管の垂直方向長さを示す。基準面器側の計装配管内水位のみが低下した場合、原子炉水位は最大で図中の L_1 分（約7m）高めに指示をする可能性がある。また、同様の理由により炉側の計装配管内水位のみが低下した場合は、最大で図中の L_2 分（約3.3m）低めに指示をする可能性がある。なお、D/W外の配管については周囲の温度が低く保たれ、水位はほとんど変化しないものと考えられる。

2. 解析における仮定の設定について

これまでに公表した解析結果（平成23年5月23日に公表したMAAPコードによる解析結果）では原子炉水位が有効燃料底部（以下、BAF）に到達した以降において、燃料域内で原子炉水位は形成されていないと推定される期間であるにも関わらず、実際の燃料域水位計A系の指示値は11日21時30分にも有効燃料頂部（以下、TAF）+0.45mを示し、その後注水していないにも関わらず指示値は上昇した（図4参照）。このことから燃料域水位計A系を復旧した21時30分の時点ですでに基準面器側配管の水位が低下していた可能性が考えられる（図5-1参照）。

基準面器側配管の水位が低下する要因としては原子炉圧力容器の気相漏えいが考えられる。これによりD/W内に蒸気が流入し、D/W気相温度が上昇することで配管内の水は加熱される。また漏えいにより原子炉圧力容器が減圧されれば、計装配管内の水の飽和温度は下がるため、より蒸発しやすい状況となる。

原子炉圧力容器からD/Wへの気相漏えいが想定される箇所としては、炉内核計装のドライチューブ（図6参照）や主蒸気配管フランジのガスケット部等が挙げられる。炉内核計装のドライチューブは燃料が高温になることに伴い損傷する可能性がある。また、主蒸気配管フランジのガスケットは450°C程度の温度環境でシール機能を喪失する可能性がある。そこで今回の解析においては、炉

心損傷が開始したタイミングおよび炉内ガス温度が 450℃となったタイミングでそれぞれ原子炉圧力容器気相部からの漏えい (0.00014m²、0.00136m²) を仮定した。

(参考) 燃料域水位計指示値の変化の原因について

燃料域水位計 A 系は 11 日 21 時 30 分に TAF+0.45m を示した後、22 時 20 分にかけて微増し TAF+0.59m を示した。22 時 20 分から 23 時 24 分まで TAF+0.59m で一定を指示し、12 日 0 時 30 分に TAF+1.3m に上昇した後 6 時 30 分頃まで一定値を示した。一方、燃料域水位計 B 系は 12 日 1 時 55 分に TAF+0.53m を示した後ほぼ一定値を示した。その後、原子炉燃料域水位計 A 系および B 系の水位は 12 日 6 時 30 分頃に減少に転じ、同日 12 時 30 分頃以降は再びほぼ一定値を示した。この期間の原子炉水位及び燃料域水位計配管の状態について以下に推察する。

(1) 11 日 21 時 30 分から 12 日 0 時 30 分までの水位計指示値

すでに述べたように津波到達後に燃料域水位計 A 系の指示値で TAF+0.45m の水位が得られた 11 日 21 時 30 分には、実水位は BAF 以下になっていると考えられるため、その時点ですでに基準面器側配管の水位が低下していたものと考えられる (図 5-1)。この時間帯に見られる水位上昇は、注水をしていないことから基準面器側配管内の水が蒸発により徐々に失われたことが原因と考えられる。

MAAP 解析においては、この時間帯までにすでに燃料溶融が生じていること、炉内ガス温度が高温になっていることから原子炉圧力容器の気相漏えいが発生し易い状況であったと考えられる。漏えいが生じ D/W の気相温度が上昇することで基準面器側配管内の水の温度が飽和温度以上に達し蒸発すれば水位計の指示値は上昇する。

22 時 20 分以降、燃料域水位計 A 系の指示値が一定値を示したのちに上昇する原因については特定できてはいないが、原子炉圧力容器の気相漏えいが生じていたとすれば格納容器温度および原子炉圧力が変化することで、基準面器側配管内の水の温度および飽和温度は変動的であったものと考えられる。

(2) 12 日 0 時 30 分から 6 時 30 分頃の水位計指示値

ここでは基準面器側計装管内の水位が格納容器 (以下、PCV) 貫通部の位置まで低下し、一方、原子炉の水位も BAF を下回り、炉側配管タップ位置 (TAF 約 -5.5m) 付近となることで、水位変動は検出されずに、高めの指示値一定で推移した可能性が考えられる (図 5-2 参照)。今回の MAAP 解析上は 12 日の 1

時 50 分頃に原子炉圧力容器が破損する結果となっているが、炉心損傷後の溶融燃料のリロケーションのような複雑な現象の模擬には限界があり、事象進展は解析コードのモデルに依存するものと考えられる。したがって解析結果は必ずしもこの時間帯に原子炉圧力容器が破損したことを示すものではないものと考えられる。

なお、原子炉水位 B 系の指示値が A 系より 0.80m 程度低めの指示をしているのは、燃料域水位計 B 系の基準面器側計装配管の D/W 内の引き回しは A 系より水平方向に 3m 程度長く、燃料域水位計 B 系の方が計装配管内の水のインベントリが多いことにより基準面器側の計装配管内の水位が低下しにくいことが要因のひとつとして考えられる。

(3)12 日 6 時 30 分以降の水位計指示値

ここでは、原子炉圧力容器の破損により燃料がペDESTALへ落下するなどの事象により、格納容器温度が上昇することに伴い、炉側配管の水の蒸発が開始し、D/W 貫通部までの炉側配管内の水が蒸発したと考えられる（図 5-3 参照）。これにより、基準面器側配管と炉側配管の差圧は大きくなるので、原子炉圧力容器内の実水位とは無関係に水位指示値は減少する。

12 日 12 時 30 分頃に計装配管内の水面の変動が収束したことで、以降一定値を示しているものと考えられる。

以上