

東海第二発電所

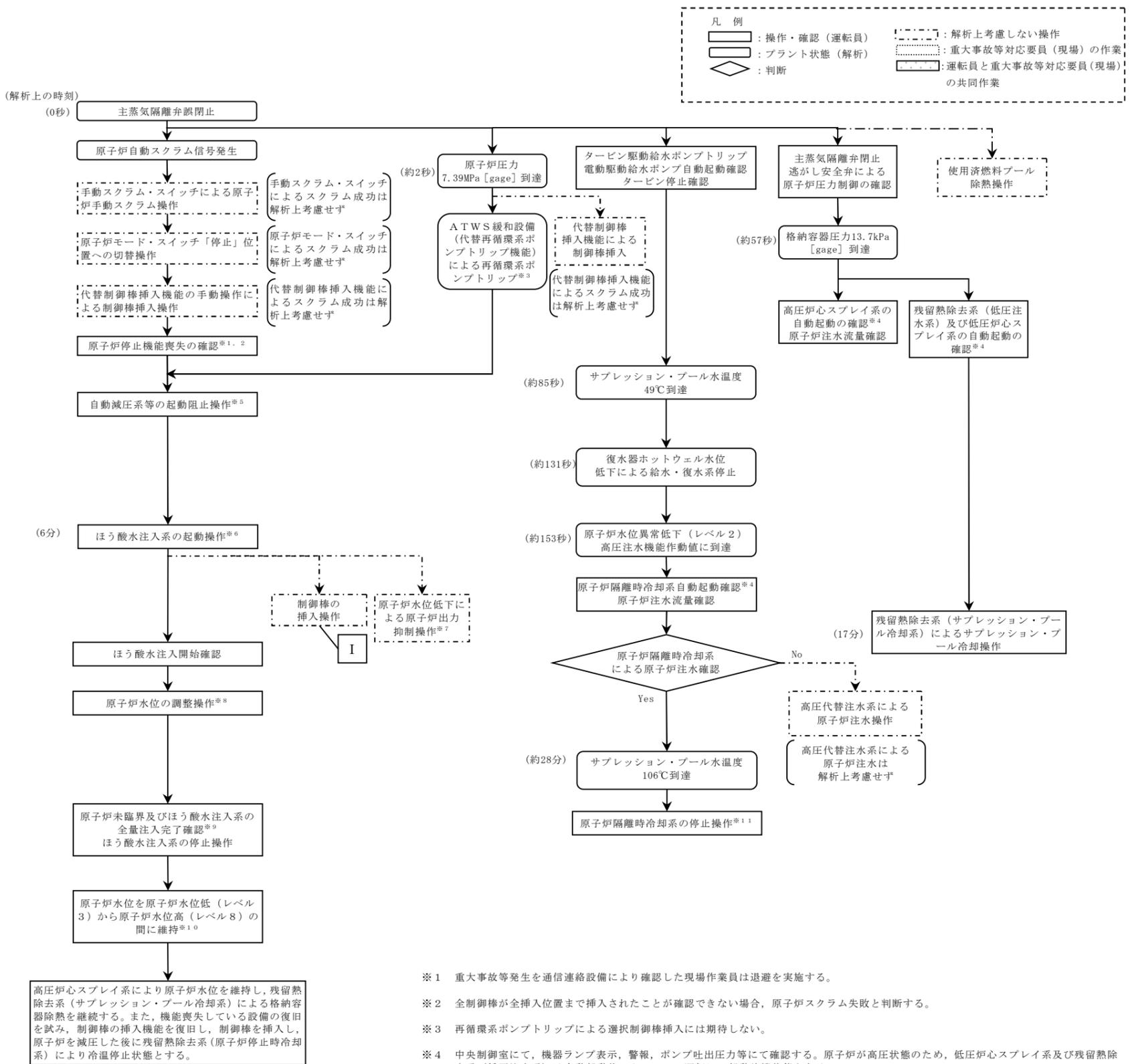
新規制基準への適合性に係る主な変更点
についての補足説明用資料（審査資料抜粋）
（重大事故等対策の有効性評価）

平成 30 年 5 月
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、 は営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

目 次

- ・ 原子炉停止機能喪失の対応手順の概要
- ・ 原子炉冷却材の流出
- ・ コリウムシールド厚さ，高さの設定について



- ※1 重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は退避を実施する。
- ※2 全制御棒が全挿入位置まで挿入されたことが確認できない場合、原子炉スクラム失敗と判断する。
- ※3 再循環系ポンプトリップによる選択制御棒挿入には期待しない。
- ※4 中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ吐出圧力等にて確認する。原子炉が高圧状態のため、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）は自動起動後、ミニフロー運転にて起動待機状態となる。
- ※5 自動減圧系又は過渡時自動減圧機能の作動により原子炉が自動減圧され低圧炉心スプレイ系等により多量の冷水が原子炉に注入され、原子炉水位が急激に上昇すると、炉心に大きな正の反応度を印加するおそれがあることから、原子炉停止機能喪失の確認後に自動減圧系等の起動阻止操作を実施する。
- ※6 ほう酸水注入系の起動は、中央制御室にて、警報、機器ランプ表示、ほう酸水注入ポンプ吐出圧力等により確認する。
- ※7 原子炉停止機能喪失の確認後、運転手順に従い給水流量を調整し原子炉水位を低下させることで原子炉出力を抑制するが、解析上考慮しない。
- ※8 給水・復水系の停止に伴い原子炉水位は低下し、その後、ほう酸水の注入による原子炉出力の低下及び発生蒸気量の減少に伴い原子炉水位は徐々に上昇する。ほう酸水注入系の全量注入完了確認までは、高圧炉心スプレイ系等により原子炉水位を原子炉水位異常低下（レベル1）付近で低めに維持する。
- ※9 ほう酸水注入系の全量注入は注入開始から125分以内となる設計である。全量注入を確認した後にほう酸水注入系の停止操作を実施する。
- ※10 ほう酸水注入系の全量注入完了確認後は、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間に維持する。
- ※11 原子炉隔離時冷却系は、水源であるサブプレッション・プール水温度が106℃に近接した場合に停止する。原子炉隔離時冷却系の停止後は、高圧炉心スプレイ系により原子炉水位が適切に維持されていることを確認する。

【有効性評価の対象としていないが他に取れる手段】

I
制御棒の挿入操作には以下の手段がある。

- ・手動による制御棒挿入操作
- ・スクラム・パイロット弁継電器用ヒューズ引抜き操作
- ・スクラム・パイロット弁計器用空気系の排気操作

第 2.5-2 図 原子炉停止機能喪失の対応手順の概要

5.3 原子炉冷却材の流出

5.3.1 事故シーケンスグループの特徴，燃料損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に含まれる事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，①「原子炉冷却材の流出（RHR切替時のLOCA）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」，②「原子炉冷却材の流出（CUWブロー時のLOCA）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」，③「原子炉冷却材の流出（CRD点検時のLOCA）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」及び④「原子炉冷却材の流出（LPRM点検時のLOCA）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」である。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」では，原子炉の運転停止中に原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から，運転員の誤操作等により系外への原子炉冷却材の流出が発生することを想定する。このため，原子炉冷却材の流出に伴い原子炉冷却材が減少することから，緩和措置がとられない場合には，原子炉水位の低下により燃料が露出し，燃料損傷に至る。

本事故シーケンスグループは，原子炉冷却材の流出によって燃料損傷に至る事故シーケンスグループである。このため，運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価には，注水機能に対する重大事故等対処設備に期待することが考えられる。

したがって，本事故シーケンスグループでは，残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水を行うことで必要量の原子炉冷却材を確保することによって，燃料損傷の防止を図る。また，残留熱除去系（原子炉停止時冷

却系) 運転による最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより、原子炉を除熱する。

(3) 燃料損傷防止対策

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」における機能喪失に対して、燃料が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水手段を整備する。これらの対策の概略系統図を第 5.3-1 図に、手順の概要を第 5.3-2 図に示すとともに、対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を第 5.3-1 表に示す。

本事故シーケンスグループにおける重要事故シーケンスにおいて、重大事故等対策に必要な要員は、災害対策要員（初動）9 名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、当直発電長 1 名、当直副発電長 1 名及び運転操作対応を行う当直運転員 3 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う要員は 4 名である。必要な要員と作業項目について第 5.3-3 図に示す。

なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、9 名で対処可能である。

a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出確認

原子炉の運転停止中に原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、運転員の誤操作等により系外への原子炉冷却材の流出が発生する。なお、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の吸込み配管の高さは燃料有効長頂部以下にあるため、本事故シーケンスの水位低下量においては崩壊熱除去機能は維持される。

原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位（広帯域）である。

（添付資料 5.1.1）

b. 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水

原子炉冷却材流出により低下した原子炉水位を回復するため、中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水を開始し、原子炉水位を回復する。

残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去系系統流量等である。

5.3.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、事象認知までに要する時間（点検作業に伴う原子炉冷却材の流出事象は検知が容易）及び原子炉冷却材の流出量の観点から、「原子炉冷却材の流出（RHR切替時のLOCA）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」である^{*1}。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）は通常、2系統あるうち1系統を用いて、崩壊熱除去を実施しており、作業や点検等に伴い系統切替を実施する場合がある。系統切替に当たって、原子炉冷却材が系外に流出しないように系統構成を十分に確認して行うが、操作の誤り等によって原子炉冷却材が系外に流出する事象を想定している。

「RHR切替時のLOCA」は原子炉冷却材流出事象発生時の検知が他の作業等よりも困難な事象であり、原子炉圧力容器の上蓋が開放されている「POS-B 原子炉ウェル満水状態」が検知性及び放射線遮蔽の考慮

の観点で最も厳しい想定である。なお、燃料有効長頂部まで原子炉水位が低下するまでの時間余裕という観点では原子炉未開放状態が厳しくなるが、その場合であっても約 3.5 時間の時間余裕^{※2}があり、かつ、原子炉水位（広帯域）による警報発生、緩和設備の起動等に期待できるため、原子炉開放時と比べて速やかな検知と注水が可能であり、評価項目を満足できる。したがって、当該プラント状態を基本とし、他のプラント状態も考慮した想定において評価項目を満足することを確認することにより、運転停止中の他のプラント状態においても、評価項目を満足できる。

本重要事故シーケンスでは、操作の誤り等による原子炉冷却材の系外流出により原子炉水位が低下するが、燃料有効長頂部の冠水及び未臨界を維持できることを評価する。さらに、原子炉水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを評価する。

また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

※1 RHR切替時のLOCAは他の原子炉冷却材流出事象と比べて事象検知の観点で厳しい。

※2 原子炉冷却材の流出により原子炉水位が通常運転水位から燃料有効長頂部まで低下するまでの時間

(添付資料 5.3.1, 5.3.2)

(2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な評価条件を第 5.3-2 表に示す。また、主要な評価条件について、本重要事故シーケンス特有の評価条件を以下に示す。

a. 初期条件

(a) 原子炉压力容器の状態

原子炉压力容器の開放時について評価する。原子炉未開放時においては原子炉水位（広帯域）による警報発生，緩和設備の起動等に期待できる。

(b) 原子炉水位及び原子炉水温

事象発生前の原子炉の初期水位は，原子炉ウェル満水の水位とし，保有水量を厳しく見積もるため，使用済燃料プールと原子炉ウェルの間に設置されているプールゲートは閉を仮定する。また，原子炉水温は52℃とする。

b. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の系統切替時に原子炉冷却材が流出するものとする。具体的には，系統構成の際，残留熱除去系停止時冷却注入弁の開操作が不十分な状態で残留熱除去系ポンプを起動することにより，残留熱除去系ポンプミニマムフロー弁がインターロックにより自動開となり，開固着することによる原子炉冷却材のサブプレッション・チェンバへの流出を想定し，流出量は約47m³/hとする。

(b) 崩壊熱による原子炉水温の上昇及び蒸発

本想定事象では崩壊熱除去機能喪失を仮定した場合も，事象発生から安定状態に至る時間に対して，原子炉水温が100℃に到達するまでの時間が事象発生から約3.7時間と長いため，崩壊熱による原子炉水温の上昇及び蒸発については，考慮しない。

(c) 外部電源

外部電源はあるものとする。

外部電源がない場合は，原子炉保護系電源の喪失により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）のポンプ吸込ラインの格納容器隔離弁が閉となり，原子炉冷却材流出が停止することとなる。このため，原子炉冷却材流出が継続する厳しい想定となるよう，外部電源はあるものとする。

c. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 残留熱除去系（低圧注水系）

残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水流量は $1,605\text{m}^3/\text{h}$ とする。

d. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として，「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

(a) 待機中の残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水は，原子炉水位低下確認後，事象発生から2時間後に実施するものとする。

(3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスにおける原子炉水位の推移を第5.3-4図に，原子炉水位と線量率の関係を第5.3-5図に示す。

a. 事象進展

事象発生後，原子炉冷却材が流出することにより，原子炉水位は低下し始めるが，原子炉水位の低下により異常事象を認知し，事象発生から

約 2 時間経過した時点で、待機中の残留熱除去系ポンプを起動し、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水を行う。

その後は、漏えい箇所の隔離操作を行い、運転中の残留熱除去系（低圧注水系）を残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）に切り替えて原子炉除熱を行う。

線量率の評価点は原子炉建屋原子炉棟 6 階の床付近としており、燃料有効長頂部の約 15m 上の水位での線量率は $1.0 \times 10^{-3} \text{mSv/h}$ 以下であり、この水位において放射線の遮蔽は維持されている。

b. 評価項目等

原子炉水位は、第 5.3-4 図に示すとおり、燃料有効長頂部の約 15m 上まで低下するとどまり、燃料は冠水維持される。

第 5.3-5 図に示すとおり、必要な遮蔽*が維持できる水位である燃料有効長頂部の約 2.6m 上を下回ることがないため、放射線の遮蔽は維持される。なお、線量率の評価点は原子炉建屋原子炉棟 6 階の床付近としている。

また、全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は確保されており、安定状態を維持できる。

本評価では、「1.2.4.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目について、対策の有効性を確認した。

※ 必要な遮蔽の目安とした線量率は 10mSv/h とする。原子炉冷却材流出における原子炉建屋原子炉棟 6 階での作業時間及び作業員の退避は 2.2 時間以内であり、作業員の被ばく量は最大でも 22mSv となるため、緊急作業時における被ばく限度の 100mSv に対して余裕がある。

本事故に応じた燃料損傷防止対策において原子炉建屋原子炉棟 6 階での操作を必要な作業としていないが、可搬型代替注水大型ポンプによる代替燃料プール注水系（可搬型スプレイノズル）を使用した使用済燃料プールスプレイの準備操作について仮に考慮し、可搬型スプレイノズル及びホースの設置にかかる作業時間を想定した。

必要な遮蔽の目安とした線量率 10mSv/h は、施設定期検査作業時での原子炉建屋原子炉棟 6 階における線量率を考慮した値である。

この線量率となる水位は燃料有効長頂部の約 2.6m 上（原子炉ウエル満水から約 14m 下）の位置である。

（添付資料 5.1.5, 5.3.1, 5.3.3）

5.3.3 評価条件の不確かさの影響評価

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

本重要事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である待機中の残留熱除去系（低圧注水系）により、水位を回復させることが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、待機中の残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水操作とする。

(1) 評価条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第 5.3-2 表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件と

した場合の影響を確認する。また、評価条件の設定に当たっては、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

初期条件の原子炉水位は、評価条件の原子炉ウェル満水に対して最確条件とした場合は、事故事象ごとに異なり、原子炉ウェル水張り実施中においては、評価条件よりも原子炉初期水位は低くなるが、既に原子炉注水を実施しており、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件のプールゲートの状態は評価条件のプールゲート閉に対して最確条件はプールゲート開であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している保有水量より多くなるため、原子炉水位が燃料有効長頂部まで低下する時間は長くなるが、原子炉注水操作は原子炉冷却材流出の認知を起点とする操作であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期条件の原子炉圧力容器の状態は、評価条件の原子炉圧力容器の開放に対して最確条件は事故事象ごとに異なる。原子炉圧力容器の未開放時は、原子炉水位（広帯域）による警報発生、緩和設備の起動等により原子炉冷却材流出の認知が早まるため、運転員等操作時間が早くなり、原子炉圧力容器の開放時は、評価条件と同様となるが、原子炉注水操作は原子炉冷却材流出の認知を起点とする操作であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の原子炉水位及び原子炉圧力容器の状態について、評価条件の原子炉圧力容器の開放及び原子炉ウェル満水に対して最確条件は

事象ごとに異なる。原子炉压力容器の開放時は、原子炉ウエルの水張りを実施しているため初期水位が原子炉ウエル満水と高い位置となるが、原子炉压力容器等の遮蔽に期待できず、また原子炉水位（広帯域）の警報による運転員の認知に期待できないため、速やかな認知が困難である。一方、原子炉压力容器の未開放時は、原子炉压力容器の開放時と比べて、初期水位が低い位置であるが、原子炉压力容器等の遮蔽に期待でき、かつ、原子炉水位（広帯域）による警報発生、緩和設備の起動等により原子炉冷却材流出の認知が早まり、さらに放射線の遮蔽を維持できる燃料有効長頂部の約 1.7m 上に到達するまでの時間（約 2.3 時間）は認知の時間に比べて十分長い。このため、現場作業員の退避時の被ばくを考慮した際も必要な放射線の遮蔽は維持されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、原子炉水位が燃料有効長頂部まで低下する時間は約 3.5 時間と長く、認知後すぐに原子炉注水操作を行えるため、操作時間が十分あることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

初期条件のプールゲートの状態において評価条件のプールゲート閉に対して、最確条件はプールゲート開であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している保有水量より多くなるため、原子炉水位が燃料有効長頂部まで低下する時間は長くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」

の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

操作条件の待機中の残留熱除去系(低圧注水系)による注水操作は、評価上の操作開始時間として、原子炉水位の低下に伴う異常の認知を考慮し、事象発生から約2時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉水位低下時に原子炉注水の必要性を認知することは容易であり、評価では事象発生から約2時間後の原子炉注水操作開始を設定しているが、実態は運転員の残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)系統切替時のプラント状態確認による早期の認知に期待でき、速やかに原子炉注水操作を実施するため、その開始時間は早くなることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の待機中の残留熱除去系(低圧注水系)による注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間が早まり、原子炉水位の低下を緩和する可能性があることから、評価項目となるパラメータに与える余裕は大きくなる。

(2) 操作時間余裕の把握

操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。

操作条件の待機中の残留熱除去系(低圧注水系)の注水操作について、

必要な遮蔽が維持される最低水位に到達するまで約 20 時間であり，事故を認知して原子炉注水を開始するまでの時間は 2 時間であることから，時間余裕がある。

(3) ま と め

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として，運転員等操作時間に与える影響，評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果，評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても，評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

この他，評価項目となるパラメータに対して，対策の有効性が確認できる範囲内において，操作時間には時間余裕がある。

(添付資料 5.1.7, 5.3.4)

5.3.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」において，重大事故等対策時における必要な要員は，「5.3.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり 9 名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している災害対策要員（初動）の 37 名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」において，必要な水源，燃料及び電源は，「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。

a. 水 源

残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水については、必要な注水量が少なく、また、サプレッション・チェンバのプール水を水源とすることから、枯渇することはないため、7日間の継続実施が可能である。

b. 燃 料

本重要事故シーケンスは、外部電源がある場合を想定した事象であるため、軽油貯蔵タンクに保有する軽油の使用は想定していない。

c. 電 源

本重要事故シーケンスは、外部電源がある場合を想定した事象であるため、非常用ディーゼル発電機等からの電源供給は想定していない。

5.3.5 結 論

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」では、系統切替操作の誤り等によって原子炉冷却材が系外に流出することで原子炉圧力容器内の保有水量が減少し、燃料損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に対する燃料損傷防止対策としては、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水手段を整備している。

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」の重要事故シーケンス「原子炉冷却材の流出（RHR切替時のLOCA）+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」について有効性評価を実施した。

上記の場合においても、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水を行うことにより、燃料は露出することなく燃料有効長頂部は冠水しているため、燃料損傷することはない。

その結果、燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮蔽の維持及び制御棒の全挿

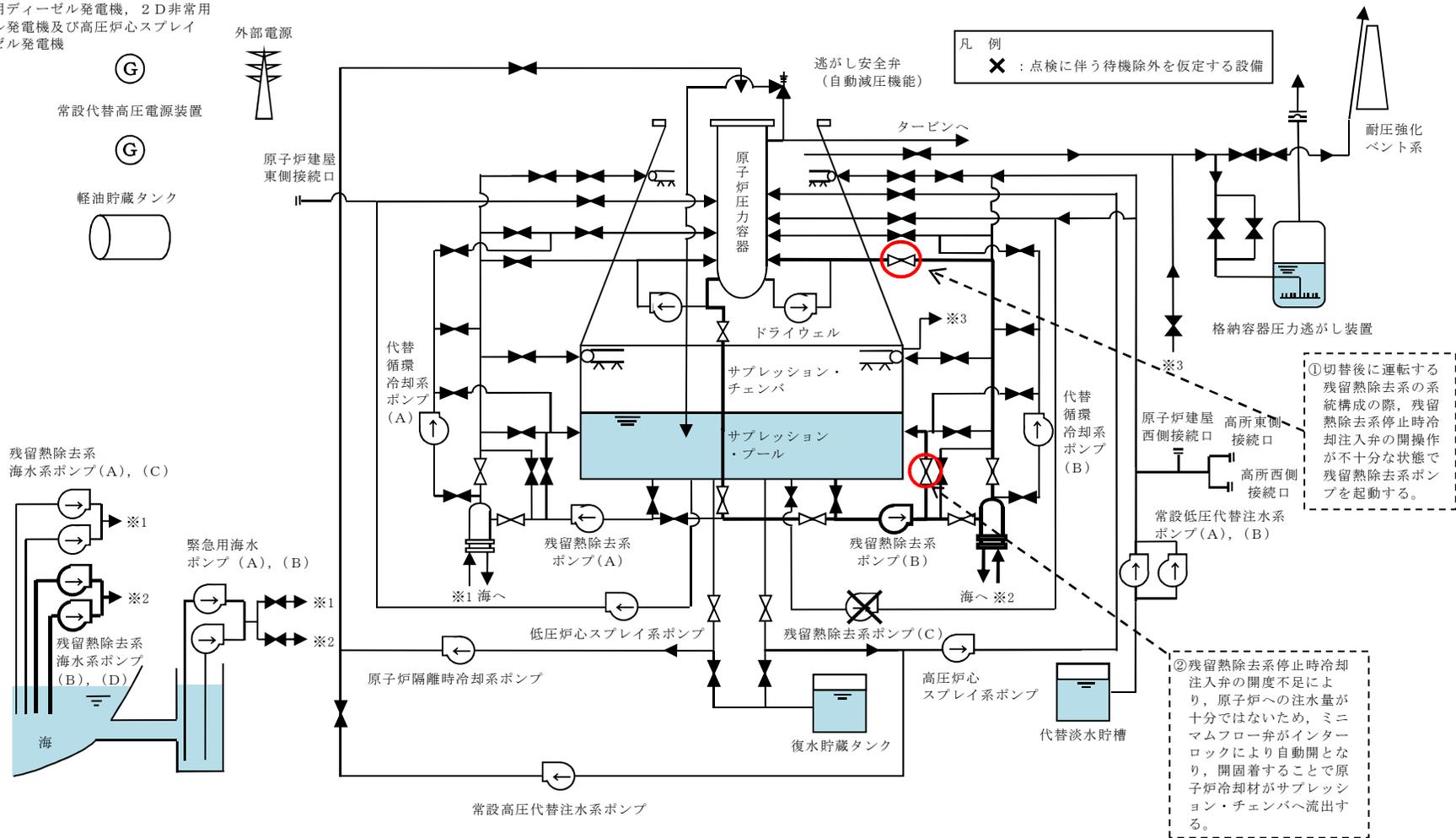
入状態が維持されており未臨界の確保ができることから、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。

評価条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策時に必要な要員は、災害対策要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。

以上のことから、残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水等の燃料損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に対して有効である。

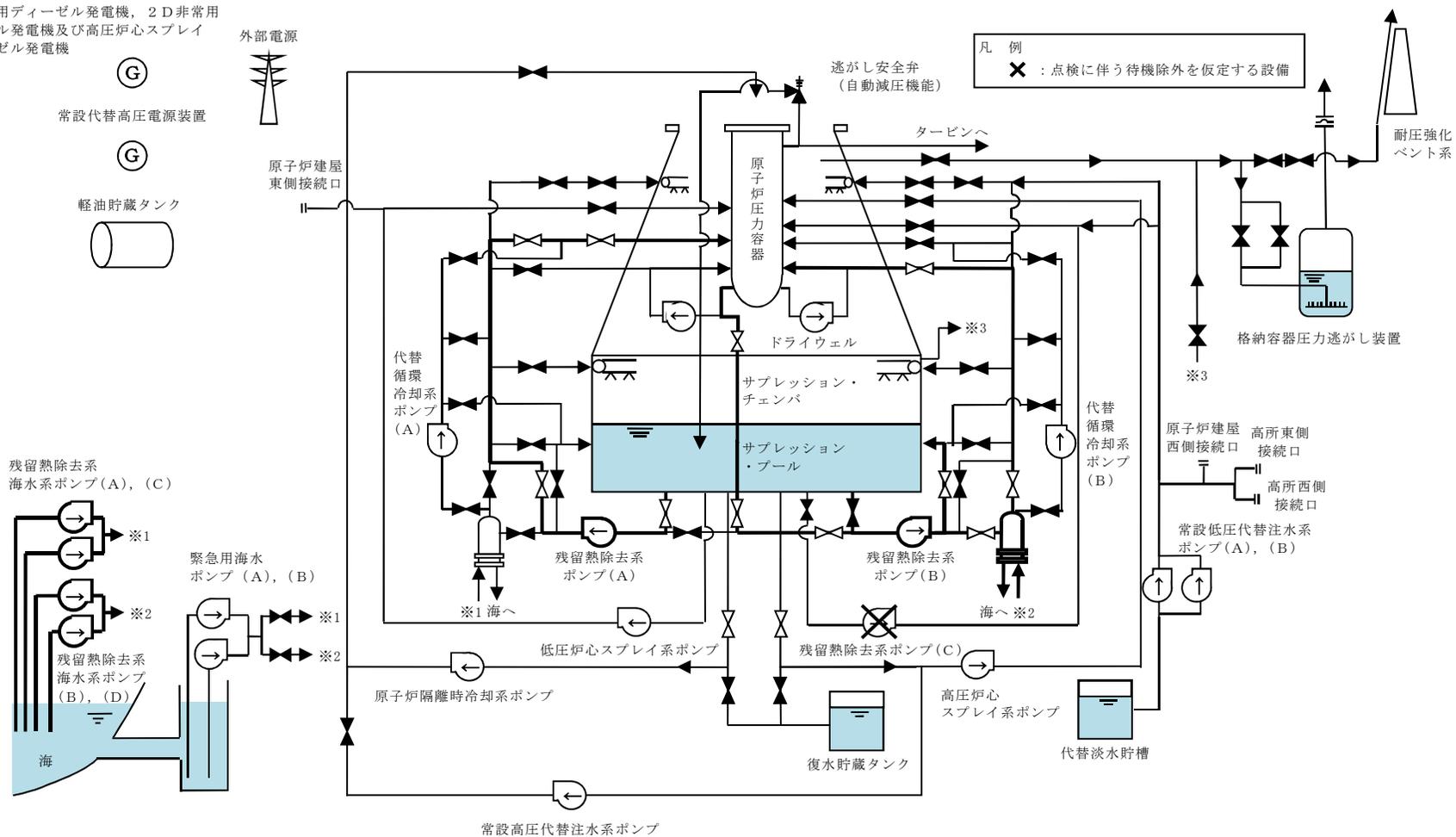
2 C非常用ディーゼル発電機, 2 D非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機



第 5.3-1 図 原子炉冷却材の流出時の重大事故等対策の概略系統図 (1/2)

(原子炉冷却材流出の発生段階)

2 C 非常用ディーゼル発電機, 2 D 非常用
ディーゼル発電機及び高压炉心スプレイ
系ディーゼル発電機



第 5.3-1 図 原子炉冷却材の流出時の重大事故等対策の概略系統図 (2/2)

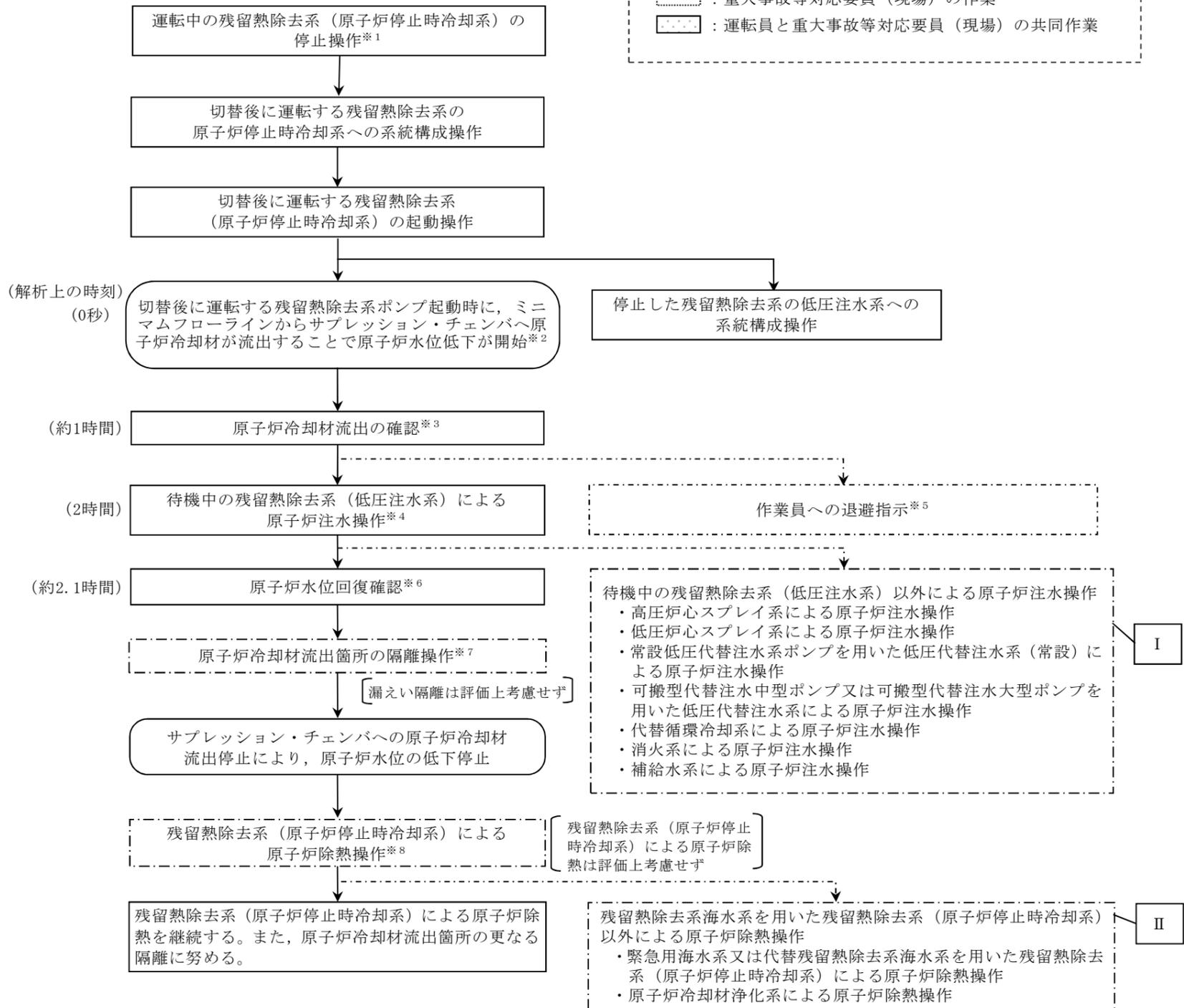
(残留熱除去系 (低压注水系) による原子炉注水段階)

プラント前提条件

- 原子炉ウェル満水
- 全燃料装荷，プールゲート「閉」
- 残留熱除去系（A）：原子炉停止時冷却系の状態で運転中
- 残留熱除去系（B）：低圧注水系の状態で待機中
- 残留熱除去系（C）：点検に伴い待機除外中

凡例

- ：操作・確認（運転員）
- ：プラント状態（解析）
- ◇：判断
- ◇：操作及び判断
- ⋯⋯：解析上考慮しない操作
- ⋯⋯：重大事故等対応要員（現場）の作業
- ⋯⋯：運転員と重大事故等対応要員（現場）の共同作業



【有効性評価の対象としていないが他に取り得る手段】

I
 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水，低圧炉心スプレイ系による原子炉注水，常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）も実施可能である。
 技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが，プラント状況によっては，事故対応に有効な設備となる，代替循環冷却系，可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水，消火系及び補給水系による原子炉注水も実施可能である。

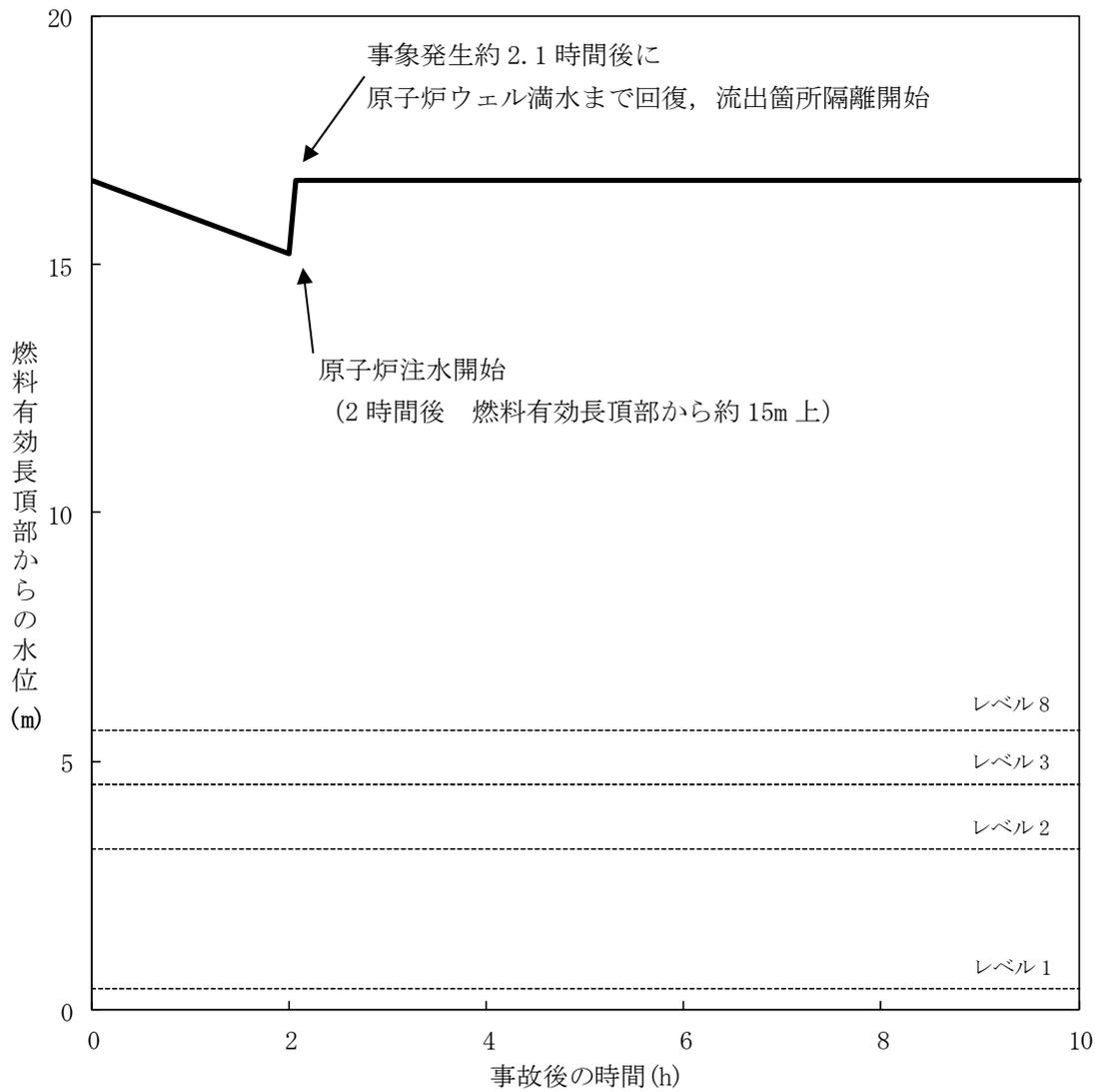
II
 緊急用海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱も実施可能である。
 技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが，プラント状況によっては，事故対応に有効な設備となる，代替残留熱除去系海水系を用いた残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱，及び原子炉冷却材浄化系による原子炉除熱も実施可能である。

- ※1 作業予定等による残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）運転号機の切替えを想定。
- ※2 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の運転号機の切替時，残留熱除去系停止時冷却注入弁の開度が不十分な状態で切替後に運転する残留熱除去系ポンプを起動することにより，ミニマムフロー弁が自動開となり，開固着することで原子炉冷却材がサブプレッション・チェンバへ流出することを想定する（原子炉冷却材の流出量は47m³/h，原子炉水位の低下速度は約0.75m/h）。
- ※3 1時間毎の中央制御室の巡視により原子炉水位の低下及びサブプレッション・プール水位の上昇により，原子炉冷却材の流出を検知するものとしている。
- ※4 注水前の原子炉ウェル水位は燃料有効長頂部から約15m上（原子炉ウェルオーバーフローレベルー1.5m）となる。なお，サブプレッション・チェンバの水位上昇は約0.3mである。
- ※5 現場作業員は，当直発電長の送受話器（ページング）による退避指示を確認後，退避する。なお，全ての現場作業員の退避が完了するまでの時間は，1時間程度である。
- ※6 原子炉水位の回復を確認する。燃料の冠水及び必要な放射線の遮蔽等を維持することで評価項目を満足しており，安定状態を維持できる。
- ※7 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水操作で原子炉水位を維持した状態での操作であるため，十分な時間余裕がある。
- ※8 残留熱除去系の系統加圧ラインの手動弁を閉状態にする。

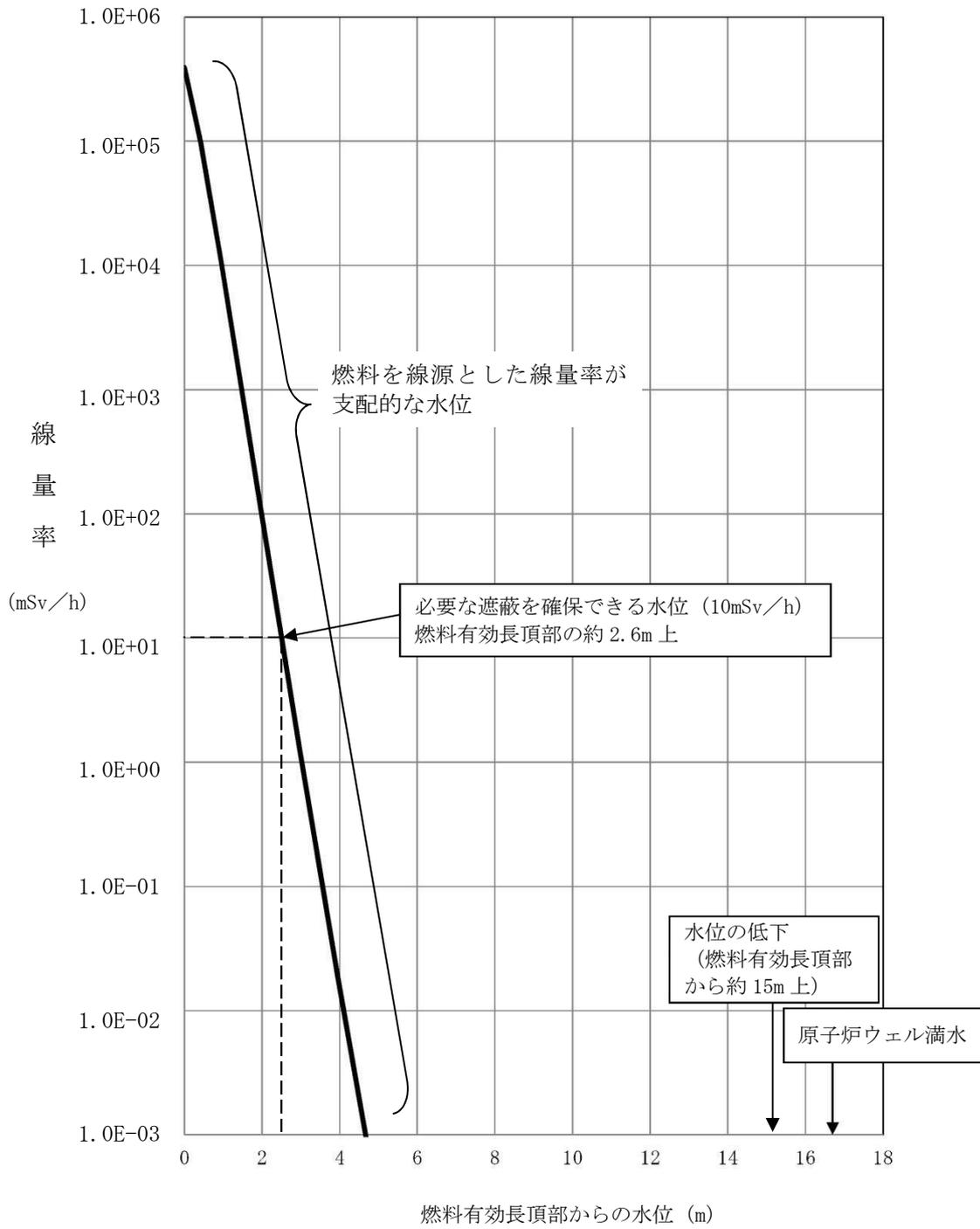
第 5.3-2 図 原子炉冷却材の流出の対応手順の概要

| 運転停止中 原子炉冷却材の流出 | | | | | 経過時間 (時間) | | | | 備考 | | |
|---------------------------------|--------------------------------|------------------|-------------------------------|---|---|-----|-----|------------|----|---|------------------------------|
| | | | | | -1 | 0 | 1 | 2 | | 3 | 4 |
| 操作項目 | 実施箇所・必要要員数 【 】は他作業後移動してきた要員 | | | 操作の内容 | ▽事象発生 ▽約1時間 原子炉水位の低下を確認 ▽約2時間 待機側の残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水開始 ▽約2.1時間 原子炉水位回復，原子炉冷却材流出の原因調査／隔離操作開始 | | | | | | |
| | 責任者 | 当直発電長 | 1人 | | | | | | | | 中央監視 運転操作指揮 |
| | 補佐 | 当直副発電長 | 1人 | | | | | | | | 運転操作指揮補佐 |
| | 指揮者 | 災害対策要員 (指揮者等) | 4人 | | | | | | | | 初動での指揮 発電所内外連絡 |
| | 当直運転員 (中央制御室) | 当直運転員 (現場) | 重大事故等対応要員 (現場) | | | | | | | | |
| 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の運転 号機の切替操作 | - | 2人 B, C | - | ●運転中の残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の停止操作（現場） | 45分 | | | | | | 残留熱除去系ポンプ（A） |
| | 1人 A | - | - | ●運転中の残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の停止操作（中央制御室） | | 9分 | | | | | 残留熱除去系ポンプ（B） |
| | 【1人】 A | - | - | ●切替後に運転する残留熱除去系の原子炉停止時冷却系への系統構成操作及び起動操作 | | 20分 | | | | | 残留熱除去系ポンプ（B） |
| | - | 【2人】 B, C | - | ●停止した残留熱除去系の低圧注水系への系統構成（現場） | | | 45分 | | | | 残留熱除去系ポンプ（A） |
| | 【1人】 A | - | - | ●停止した残留熱除去系の低圧注水系への系統構成操作（中央制御室） | | | 7分 | | | | 残留熱除去系ポンプ（A） |
| 状況判断 | 【1人】 A | - | - | ●原子炉冷却材流出の確認 | | | | 10分 | | | 残留熱除去系ポンプ（B） |
| 作業員への退避指示 | - | - | - | ●当直発電長による作業員への退避指示 | | | | 60分以内に退避完了 | | | 解析上考慮しない 中央制御室で当直発電長が指示する |
| 待機中の残留熱除去系（低圧注水系）による 原子炉注水操作 | 【1人】 A | - | - | ●原子炉水位，温度監視 | | | | | | 適宜監視 | |
| | 【1人】 A | - | - | ●残留熱除去系海水系の起動操作 | | | 4分 | | | | 残留熱除去系ポンプ（A） |
| | | | | ●残留熱除去系（低圧注水系）の起動操作 | | | 2分 | | | | |
| | | | ●残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水の流量調整操作 | | | | | | | 原子炉水位を通常運転水位付近で維持 | |
| 原子炉冷却材 流出箇所の隔離操作 | 【1人】 A | - | - | ●原子炉冷却材流出の原因調査，隔離操作，残留熱除去系ポンプの停止操作 | | | | | | 原因調査後，隔離操作，及び残留熱除去系ポンプの停止を実施 | 残留熱除去系ポンプ（B） 解析上考慮しない |
| 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による 原子炉除熱操作 | 【1人】 A | - | - | ●残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱の起動準備操作 | | | | | | 隔離操作及び残留熱除去系ポンプの停止を実施後に，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の起動を実施 | 残留熱除去系ポンプ（A） 解析上考慮しない |
| | 【1人】 A | - | - | ●残留熱除去系海水系の起動操作 | | | | | | | |
| | - | 【2人】 B, C | - | ●残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱の起動操作 | | | | | | | |
| | 【1人】 A | - | - | ●残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱状態の監視 | | | | | | | |
| 必要要員合計 | 1人 A | 2人 B, C | 0人 | | | | | | | | |

第 5.3-3 図 原子炉冷却材の流出時の作業と所要時間



第 5.3-4 図 原子炉水位の推移



第5.3-5図 原子炉水位と線量率

第 5.3-1 表 原子炉冷却材の流出における重大事故等対策について

| 操作及び確認 | 手 順 | 重大事故等対処設備 | | |
|----------------------------|--|----------------|-------|--|
| | | 常設設備 | 可搬型設備 | 計装設備 |
| 原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出確認 | 運転停止中に原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、運転員の誤操作等により系外への原子炉冷却材の流出が発生する | — | — | 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（S A 広帯域） サプレッション・プール水位 |
| 残留熱除去系（低圧注水系）運転による原子炉注水 | 原子炉冷却材流出により低下した原子炉水位を回復するため、待機していた残留熱除去系（低圧注水系）運転で原子炉水位を実施する | 残留熱除去系（低圧注水系）* | — | 原子炉水位（広帯域）* 原子炉水位（S A 広帯域） 残留熱除去系系統流量* |

* 既許可の対象となっている設備を重大事故等対処設備に位置付けるもの

第 5.3-2 表 主要評価条件（原子炉冷却材の流出）（1/2）

| 項目 | 主要評価条件 | 条件設定の考え方 | |
|------|---------------------------|---------------------|---|
| 初期条件 | 原子炉压力容器の状態 | 原子炉压力容器の開放 | 線量率の影響を確認するため、原子炉压力容器の開放状態を想定 |
| | 原子炉水位 | 原子炉ウェル満水 | 原子炉压力容器が開放状態での水位を想定 |
| | 原子炉水温 | 52℃ | 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の設計値を設定 |
| | 原子炉圧力 | 大気圧 | 原子炉压力容器の開放を想定 |
| | プールゲートの状態 | 閉 | 保有水が少ないプールゲート閉を想定 |
| 事故条件 | 起因事象 | 原子炉冷却材の流出 | 残留熱除去系の系統切替時の原子炉冷却材流出を想定 |
| | 原子炉冷却材のサプレッション・チェンバへの流出流量 | 47m ³ /h | ミニマムフローラインに残留熱除去系ポンプ出口圧力がかかった場合の最大流出量 |
| | 崩壊熱による原子炉水温の上昇及び蒸発 | 考慮しない | 原子炉水温が100℃に到達するまでの時間が長く、事象進展に影響しないことから設定 |
| | 外部電源 | 外部電源あり | 外部電源がない場合は、原子炉保護系電源の喪失により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）のポンプ吸込ラインの弁が閉となり、原子炉冷却材の流出が停止することから、原子炉冷却材の流出の観点で厳しい外部電源ありを設定 |

第 5.3-2 表 主要評価条件（原子炉冷却材の流出）（2/2）

| | 項目 | 主要評価条件 | 条件設定の考え方 |
|--------------------|-----------------------------|------------------------|---|
| 重大事故等対策に関する機器条件に関連 | 残留熱除去系（低圧注水系） | 1,605m ³ /h | 残留熱除去系（低圧注水系）の設計値として設定 |
| 重大事故等対策に関連する操作条件 | 待機中の残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水操作 | 事象発生から 2 時間後 | 原子炉水位の低下に伴う事象の認知及び操作の時間を基に、さらに時間余裕を考慮して設定 |

原子炉圧力容器開放時における運転停止中の線量率評価について

1. はじめに

運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価の評価項目として、「放射線遮蔽が維持される水位を確保すること」がある。

以下に原子炉冷却材の流出における線量率の評価を示す。

なお、線量率の評価において、原子炉圧力容器は原子炉未開放の場合、原子炉圧力容器等の遮蔽に期待でき、認知も容易であるため、原子炉開放時を想定した。また、原子炉圧力容器の開放作業中において、基本的に原子炉冷却材の流出のおそれのある作業を実施しないこと、原子炉ウェル等に注水を実施している状態であることより、評価においては、シュラウドヘッド及び蒸気乾燥器のドライヤー気水分離器貯蔵プールへの取出しが完了し、原子炉ウェル満水の状態を想定した。

2. 炉心燃料・炉内構造物の評価モデルと線源強度

放射線源として燃料及び上部格子板をモデル化した。

(1) 炉心燃料

計算条件を以下に示す。

○線源形状：円柱線源（炉心の全てに燃料がある状態）

○燃料有効長：約3.7m

○ γ 線エネルギー：計算に使用する γ 線は、エネルギー4群

○線源材質：燃料及び水（密度 g/cm³）

○線源強度：文献値^{*1}に記載のエネルギー当たりの線源強度を基に、

9×9燃料（A型）の体積当たりの線源強度を式①で算出

$$\text{線源強度}(\gamma \cdot \text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}) = \frac{\text{文献に記載の線源強度}(\text{MeV}/(\text{W} \cdot \text{s})) \times \text{燃料集合体当たりの熱出力}(\text{W}/\text{体})}{\text{各群のエネルギー}(\text{MeV}) \times \text{燃料集合体体積}(\text{cm}^3/\text{体})} \dots \text{①}$$

このときの線源条件は以下となる。なお、使用している文献値

は、燃料照射期間 10^6 時間（約114年）と、東海第二発電所の実績を包絡した条件で評価されており、東海第二発電所に関する本評価においても適用可能である。

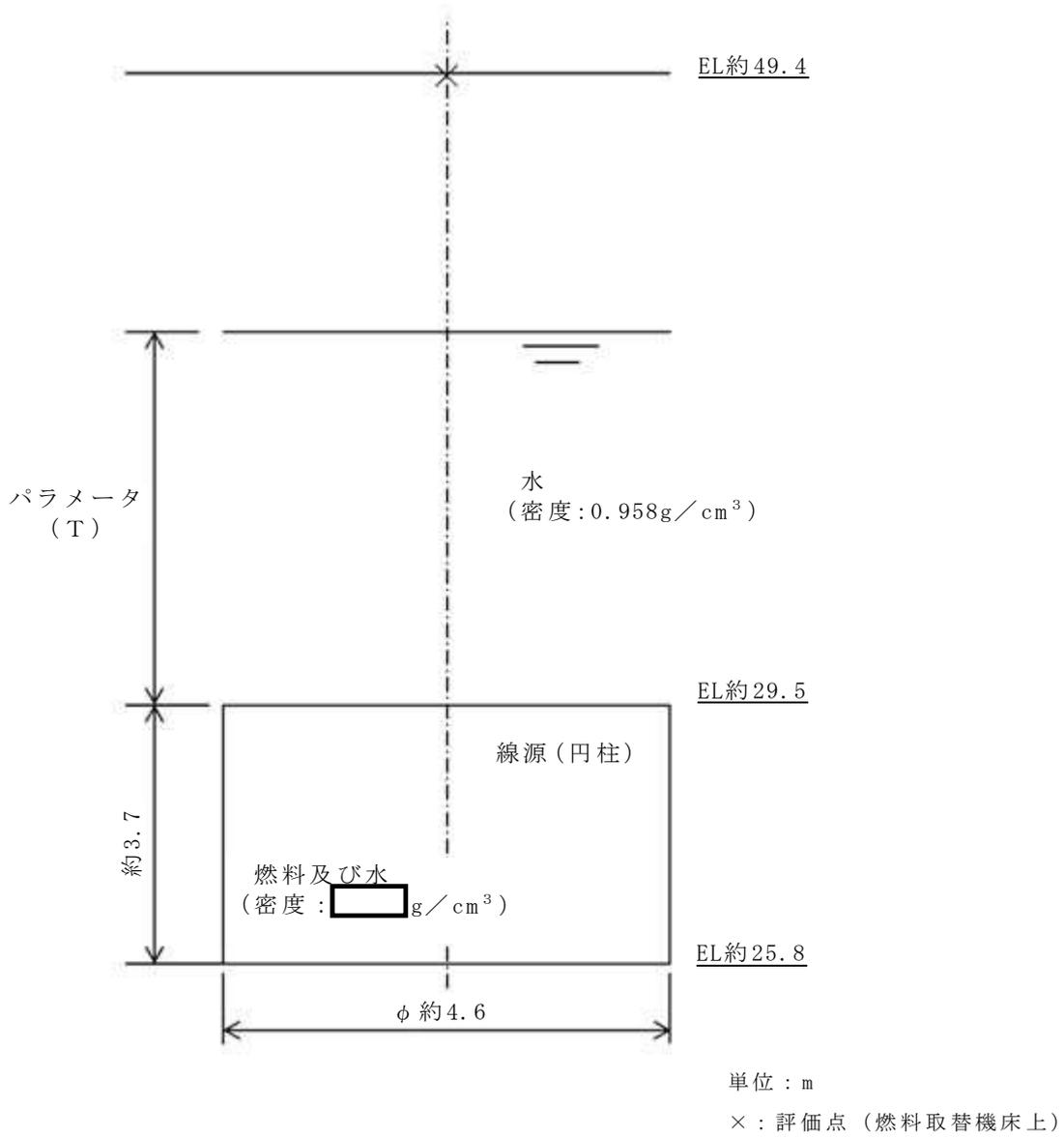
- ・燃料照射期間： 10^6 時間
- ・原子炉停止後の期間：停止後3日^{※2}（実績を考慮して設定）
- ・燃料集合体当たりの熱出力：4.31MW／体（9×9燃料（A型））
- ・燃料集合体体積：7.2E+04cm³（9×9燃料（A型））

※1 Blizard E. P. and Abbott L. S., ed., “REACTOR HANDBOOK. 2nd ed. Vol. III Part B, SHIELDING”, INTERSCIENCE PUBLISHERS, New York, London, 1962

※2 原子炉停止後の期間は全制御棒全挿入からの時間を示している。通常停止操作において原子炉の出力は全制御棒全挿入及び発電機解列以前から徐々に低下させるが、線源強度評価は崩壊熱評価と同様にスクラムのような瞬時に出力を低下させる保守的な計算条件となっている。

○計算モデル：円柱線源

線量率計算モデルを第1図に示す。また、計算により求めた線源強度を第1表に示す。



第1図 燃料の水深と線量率の計算モデル

第1表 燃料の線源強度

| エネルギー (MeV) | 線源強度 ($\gamma \cdot \text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$) |
|----------------|---|
| 1.0 | 6.0E+11 |
| 2.0 | 1.1E+11 |
| 3.0 | 2.0E+09 |
| 4.0 | 3.0E+07 |

(2) 上部格子板

計算条件を以下に示す。

○線源形状：円柱線源としてモデル化

○線源の高さ：約0.4m

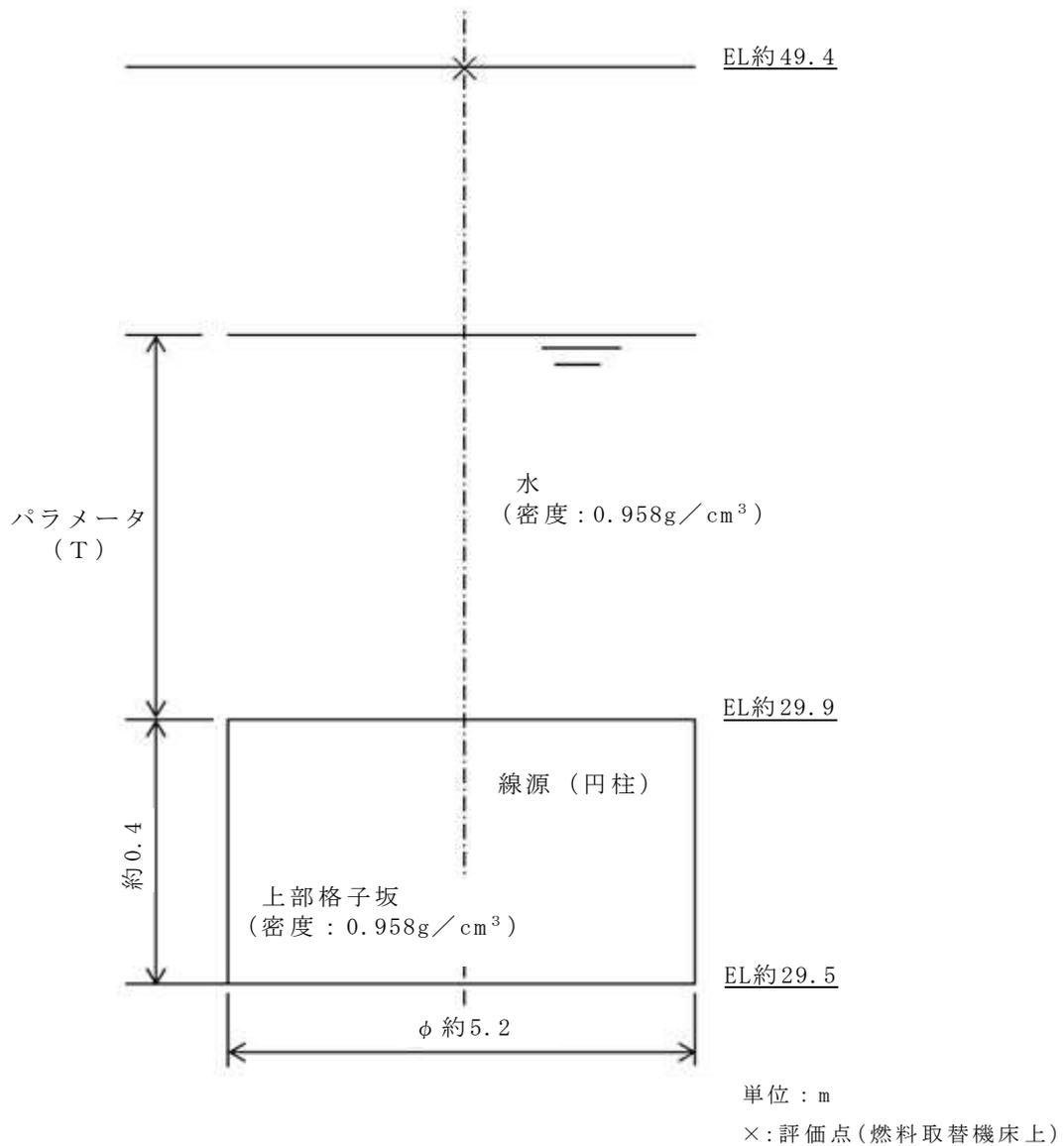
○ γ 線エネルギー：計算に使用する γ 線は、主要核種 Co-60 を想定して1.5MeV

○線源材質：水と同等（密度 $0.958\text{g}/\text{cm}^3$ ※）

※ 52℃から100℃までの飽和水の密度のうち、最小となる100℃の値を使用

○線源強度：機器表面の実測値（Sv/h）より $7.3\text{E}+09\text{Bq}/\text{cm}^3$ と算出

線量率計算モデルを第2図に示す。



第2図 上部格子板の水深と線量率の計算モデル

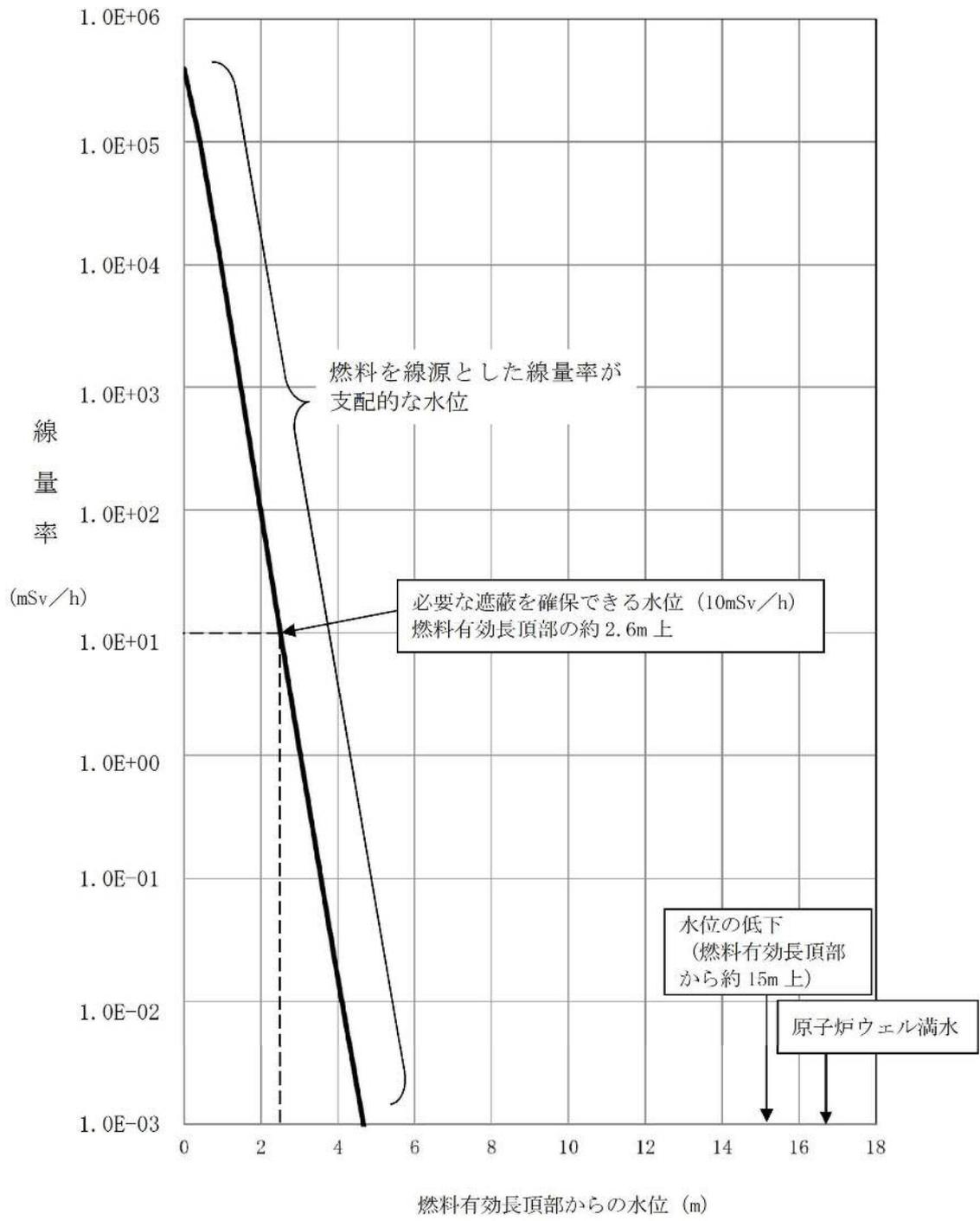
3. 線量率の評価

線量率は、「添付資料4.1.2 水遮蔽厚に対する貯蔵中の使用済燃料からの線量率の算出について」と同様にQAD-CGGP2Rコード(Ver1.04)を用いて計算している。

4. 線量率の評価結果

「2. 炉心燃料・炉内構造物の評価モデルと線源強度」及び「3. 線

量率の評価」の条件を用いて評価した原子炉水位と線量率の関係を第3図に示す。



第3図 原子炉水位と線量率

「原子炉冷却材の流出」におけるプラント状態選定の考え方

1. 本評価におけるプラント状態の決定

運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価、原子炉冷却材の流出の重要事故シーケンスの評価では、次章に示すとおり、施設定期検査中に実施する作業等を確認し、原子炉冷却材の流出が生じ得る作業を抽出した後、各々の作業を比較して重要事故シーケンスとする作業を選定した。施設定期検査中に各作業が実施される時期はおおむね決まっているため、評価対象とするPOSを、選び得るPOSの比較により選定した。

2. 原子炉冷却材の流出評価の対象とした作業等

重要事故シーケンスの選定に当たり、施設定期検査中に原子炉冷却材流出が想定され得るとして抽出した作業等は次の4つである。この4つの作業等から、本評価ではRHR切替を選定した。選定の理由は、RHR切替時のLOCAは他の原子炉冷却材流出事象と比べて事象検知の観点で厳しいことによるものである。

- ・ RHR切替
- ・ CUWブロー
- ・ CRD点検
- ・ LPRM点検

< RHR切替時のLOCA発生時の流出量の算出 >

流出量はミニマムフロー弁に設置されているオリフィスの仕様と差圧の関係より算出した。

○ミニマムフローラインオリフィス仕様

- ・オリフィス設計流量 $56.8\text{m}^3/\text{h}$
- ・オリフィス設計差圧 198.1m

○原子炉圧力 大気圧状態

○RHRポンプと原子炉水との水頭差 (RHRポンプレベル: E.L 約 -3.4m)

- ・通常水位 38.1m (E.L. 約 34.6m ~ E.L. 約 -3.4m)
- ・原子炉ウェル満水 49.6m (E.L. 約 46.2m ~ E.L. 約 -3.4m)

○残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) の運転中にミニマムフロー弁が全開となった場合のオリフィス差圧 = ポンプ出口圧力 = ポンプ揚程 (85.3m) + 水頭差

- ・通常水位 123.4m (E.L. 約 34.6m ~ E.L. 約 -3.4m)
- ・原子炉ウェル満水 134.9m (E.L. 約 46.2m ~ E.L. 約 -3.4m)

○オリフィス差圧は流量比の二乗に比例するとして評価。

$$\Delta P = 198.1 \times (Q / 56.8)^2$$

$$Q = 56.8 \times \sqrt{(\Delta P / 198.1)}$$

ΔP : オリフィス差圧

Q : オリフィス差圧が ΔP の際の流量 (m^3/h)

○評価結果

- ・通常水位 : $45\text{m}^3/\text{h}$
- ・ウェル満水 : $47\text{m}^3/\text{h}$

3. POSを選定する上で考慮した点

残留熱除去系は、通常 2 系統あるうち 1 系統を用いて崩壊熱除去を実施しており、POS-A から POS-D の期間において、作業や点検等に伴い運転号機の切替えを実施する場合がある。これらの POS より、以下の点を考慮して POS の選定を行った。

(1) 崩壊熱による原子炉水温の上昇及び蒸発

崩壊熱による原子炉冷却材の減少を厳しく評価する観点では、原子炉停止後の時間が短い POS の方が適切である。ただし、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の吸込み配管の高さは燃料有効長頂部以下にあり、本事故シーケンスの水位低下量においては崩壊熱除去機能は維持されるため、崩壊熱の違いによる時間余裕への影響はない。

(2) 原子炉圧力容器内の保有水量

原子炉圧力容器内の保有水量の観点では、原子炉ウェル満水の状態が最も余裕があり、原子炉圧力容器が通常運転水位に近いほど厳しい条件となる。ただし、原子炉水位が通常運転水位の場合においても、燃料有効長頂部まで低下する時間は約 3.5 時間と長く、原子炉注水までの時間余裕を確保できる。

(3) 事象発生時の検知性

事象発生時の検知性の観点では、原子炉圧力容器の上蓋が未開放状態の場合、原子炉水位の低下による警報発生や緩和設備の自動起動等に期待できるが、原子炉圧力容器の上蓋が開放状態の場合、これらの機能には期待できない。

(4) 原子炉水位低下時の作業環境

原子炉水位低下時の作業環境への影響の観点では、原子炉圧力容器の上蓋が閉止されている場合、原子炉水位が燃料有効長頂部から約 1.7m 上に低下するまでは原子炉圧力容器の上蓋等により遮蔽される。一方、原子炉圧力容器の上蓋が開放されている場合は、原子炉水位が燃料有効長頂部から約 2.6m 上に低下するまでは原子炉ウエルの水により遮蔽される。

いずれの場合においても、遮蔽が維持される下限水位到達までに注水することが可能であり、遮蔽が維持されることから、作業環境に与える影響はない。

4. POS の選定結果と考察

「RHR切替時のLOCA」は原子炉冷却材の流出の検知が他の事象よりも困難な事象である。このため、3.(1)から(4)のうち、3.(3)の検知性の観点で厳しいPOSを選定することが適切と考える。この観点では、原子炉圧力容器の上蓋が開放されているPOS-B、POS-Cが選定される。POS-CはCUWブローによる原子炉ウエルの水位低下から始まり、途中で原子炉圧力容器の上蓋が閉鎖されるPOSであり、原子炉圧力容器の上蓋が開放されている状態での原子炉水位について、特に注意が払われるPOSであることから、本重要事故シーケンスでは、POS-Bを代表として選定することが適切と考える。

なお、燃料有効長頂部まで水位が低下するまでの時間余裕という観点では原子炉未開放状態であるPOS-A、C、DにおけるRHR切替時のLOCAが厳しくなるが、原子炉水位が燃料有効長頂部まで低下する時間は約 3.5 時間の時間余裕があり、かつ原子炉水位の低下による警報発生や緩和設備の起動などに期待できる場合は原子炉開放時と比べて速やかな検知と注水が可能である。

第1表 各プラント状態における評価項目に対する影響（原子炉冷却材の流出）

| プラント状態（POS） | | 包絡事象 | 重大事故等対処設備等 | 原子炉圧力容器蓋の開閉状態 | 燃料有効長頂部の冠水 | 運転停止中の評価項目 放射線の遮蔽が維持できる水位の確保 | 未臨界の確保 |
|-------------|--------------------------|---|--|---------------|---|---|--|
| S | 原子炉冷温停止への移行状態 | POS-Sにおいては、原子炉冷却材流出事象の要因となる作業や操作を実施しないため、対象外 | ・残留熱除去系-A, B, C ・高圧炉心スプレイ系 ・低圧炉心スプレイ系 ・低圧代替注水系（常設） ・低圧代替注水系（可搬型） | 未開放 | POS-Sにおいては、冷却材流出事象の要因となる作業や操作を実施しないため、対象外 | POS-Sにおいては、冷却材流出事象の要因となる作業や操作を実施しないため、対象外 | POS-Sにおいては、冷却材流出事象の要因となる作業や操作を実施しないため、対象外 |
| A | PCV/RPV開放への移行状態 | 基本的に、原子炉冷却材流出事象の要因となる作業や操作を実施しない 例外的な作業として「残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の切替操作」の実施があるが「添付資料5.3.4 評価条件の不確かさの影響評価について（運転停止中 原子炉冷却材の流出）」に包絡される | ・残留熱除去系-A, B ・高圧炉心スプレイ系 ・低圧炉心スプレイ系 ・低圧代替注水系（常設） ・低圧代替注水系（可搬型） | 未開放→開放 | 有効性評価におけるPOS-Bの想定に比べ、原子炉水位（広帯域）による警報発生等の認知及び緩急設備の起動に期待できる場合があることや、事故後の作業員の退避時間に比べて放射線の遮蔽を維持できる原子炉水位に到達するまでの時間が十分長いことより、「添付5.4.3 評価条件の不確かさの影響評価について（運転停止中 原子炉冷却材の流出）」に包絡される | 有効性評価におけるPOS-Bの想定に比べ、原子炉未開放状態では、原子炉水位（広帯域）による警報発生等の認知及び緩急設備の起動に期待できる場合があることや、事故後の作業員の退避時間に比べて放射線の遮蔽を維持できる原子炉水位に到達するまでの時間が十分長いことより、「添付5.4.3 評価条件の不確かさの影響評価について（運転停止中 原子炉冷却材の流出）」に包絡される | プラント状態POS-Bと同じ制御棒引き抜きに関する検査は「反応度の誤投入」に包絡される |
| B1 | 原子炉ウエル満水状態（原子炉ウエル抜き開始まで） | - | ・残留熱除去系-A ・低圧代替注水系（常設） ・低圧代替注水系（可搬型） ・常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替燃料プール注水系 ・可搬型代替注水中型ポンプを用いた代替燃料プール注水系 | 開放 | 有効性評価にて評価項目を満足している （有効性評価で確認している「RHR切替時のLOCA」に他の原子炉冷却材流出事象（CUWブロー時のLOCA, CRD点検時のLOCA, LPRM点検時のLOCA）は包絡される） | 有効性評価にて評価項目を満足している （有効性評価で確認している「RHR切替時のLOCA」に他の原子炉冷却材流出事象（CUWブロー時のLOCA, CRD点検時のLOCA, LPRM点検時のLOCA）は包絡される） | 有効性評価において評価項目を満足している 燃料の取出・装荷に関する作業は「反応度の誤投入」に包絡される |
| B2 | | | ・残留熱除去系-B ・低圧代替注水系（常設） ・低圧代替注水系（可搬型） ・常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替燃料プール注水系 ・可搬型代替注水中型ポンプを用いた代替燃料プール注水系 | | | | |
| B3 | | | ・残留熱除去系-B ・低圧代替注水系（常設） ・低圧代替注水系（可搬型） ・常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替燃料プール注水系 ・可搬型代替注水中型ポンプを用いた代替燃料プール注水系 | | | | |
| B4 | | | ・残留熱除去系-A, B ・高圧炉心スプレイ系 ・低圧炉心スプレイ系 ・低圧代替注水系（常設） ・低圧代替注水系（可搬型） ・常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替燃料プール注水系 ・可搬型代替注水中型ポンプを用いた代替燃料プール注水系 | | | | |
| B5 | | | ・残留熱除去系-A ・高圧炉心スプレイ系 ・低圧炉心スプレイ系 ・低圧代替注水系（常設） ・低圧代替注水系（可搬型） ・常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替燃料プール注水系 ・可搬型代替注水中型ポンプを用いた代替燃料プール注水系 | | | | |
| B6 | | | ・残留熱除去系-A, B, C ・高圧炉心スプレイ系 ・低圧炉心スプレイ系 ・低圧代替注水系（常設） ・低圧代替注水系（可搬型） ・常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替燃料プール注水系 ・可搬型代替注水中型ポンプを用いた代替燃料プール注水系 | | | | |
| C1 | PCV/RPVの閉鎖への移行状態 | 原子炉冷却材流出事象の要因となる作業として「CUWブロー操作」及び「残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の切替操作」が考えられるが「添付資料5.3.4 評価条件の不確かさの影響評価について（運転停止中 原子炉冷却材の流出）」に包絡される | ・残留熱除去系-A, B, C ・高圧炉心スプレイ系 ・低圧炉心スプレイ系 ・常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設） ・可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型） | 開放→未開放 | 有効性評価におけるPOS-Bの想定に比べ、原子炉未開放状態では、原子炉水位（広帯域）による警報発生等の認知及び緩急設備の起動に期待できる場合があることや、事故後の作業員の退避時間に比べて放射線の遮蔽を維持できる原子炉水位に到達するまでの時間が十分長いことより、「添付5.4.3 評価条件の不確かさの影響評価について（運転停止中 原子炉冷却材の流出）」に包絡される | 有効性評価におけるPOS-Bの想定に比べ、原子炉未開放状態では、原子炉水位（広帯域）による警報発生等の認知及び緩急設備の起動に期待できる場合があることや、事故後の作業員の退避時間に比べて放射線の遮蔽を維持できる原子炉水位に到達するまでの時間が十分長いことより、「添付5.4.3 評価条件の不確かさの影響評価について（運転停止中 原子炉冷却材の流出）」に包絡される | プラント状態POS-Bと同じ制御棒引き抜きに関する検査は「反応度の誤投入」に包絡される |
| C2 | | ・残留熱除去系-B, C ・高圧炉心スプレイ系 ・低圧炉心スプレイ系 ・常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設） ・可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型） | | | | | |
| D | 起動準備状態 | | ・残留熱除去系-A, B, C ・高圧炉心スプレイ系 ・低圧炉心スプレイ系 ・常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設） ・可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型） | 未開放 | | | |

添付5.3.2-5

安定停止状態について（運転停止中 原子炉冷却材の流出）

運転停止中の原子炉冷却材の流出の安定停止状態については以下のとおり。

原子炉安定停止状態：事象発生後，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた炉心冷却及び原子炉冷却材の流出の停止により，炉心冠水が維持でき，また，冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され，かつ，必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合，安定停止状態が確立されたものとする。

【安定停止状態の確立について】

原子炉安定停止状態の確立について

事象発生直後から原子炉冷却材の流出により原子炉水位が低下するが，事象発生から2時間後に残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水を行うことで原子炉水位が回復する。その後，原子炉冷却材の流出を停止させ，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）に切り替えて原子炉除熱を実施することで，冷温停止状態を維持することができ，原子炉安定停止状態が確立される。

重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり，また，必要な水源，燃料及び電源を供給可能である。

【安定停止状態の維持について】

上記の燃料損傷防止対策により安定停止状態を維持できる。

また，残留熱除去系の機能を維持し，原子炉除熱を行うことにより，安定停止状態後の状態維持が可能となる。

（添付資料 2.1.2 別紙 1）

評価条件の不確かさの影響評価について（運転停止中 原子炉冷却材の流出）

第1表 評価条件を最確条件とした場合の運転員の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（運転停止中 原子炉冷却材の流出）（1/2）

| 項目 | | 評価条件（初期、事故及び機器条件）の不確かさ | | 評価条件設定の考え方 | 運転員等の操作時間に与える影響 | 評価項目となるパラメータに与える影響 |
|------|------------|------------------------|---------|-------------------------------|--|---|
| | | 評価条件 | 最確条件 | | | |
| 初期条件 | 原子炉水位 | 原子炉圧力容器未開放及び通常運転水位 | 事故ごとの変化 | 原子炉圧力容器が開放状態での水位を想定 | 原子炉ウェル満水に対して最確条件とした場合は、事故事象ごとに異なり、原子炉ウェル水張り実施中においては、評価条件よりも原子炉初期水位は低くなるが、既に原子炉注水を実施しており、運転員等操作時間に与える影響はない。 | 最確条件とした場合は、事故事象ごとに異なり、原子炉ウェルの水張り実施中においては、評価条件よりも原子炉初期水位は低くなるが、原子炉注水が実施されているため原子炉水位の低下は起こらず、また、通常これらの期間には残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の系統切替操作は実施しないことから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。 原子炉圧力容器が未開放状態の場合、原子炉初期水位が通常運転水位付近にある場合も想定されるが、燃料有効長頂部まで原子炉水位が低下するまでの時間は約3.5時間と長いので、原子炉注水操作を行える。 また、原子炉圧力容器が未開放状態の場合、原子炉水位（広帯域）による警報発生等の認知（約25分）及び緩和設備の起動に期待できることや、事故後の作業員の退避（1時間以内）に比べて放射線の遮蔽を維持できる原子炉水位に到達するまでの時間（約2.3時間）が十分長いことより、放射線の遮蔽は維持される。以上より、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 |
| | 原子炉圧力 | 大気圧 | 大気圧 | 原子炉圧力容器の開放を想定 | 最確条件と評価条件が同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。 | 評価条件と最確条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。 |
| | 原子炉圧力容器の状態 | 原子炉圧力容器の開放 | 事故ごとの変化 | 線量率の影響を確認するため、原子炉圧力容器の開放状態を想定 | 最確条件とした場合は、事故事象ごとに異なり、原子炉ウェル水張り実施中においては、評価条件よりも原子炉初期水位は低くなるが、既に原子炉注水を実施しており、運転員等操作時間に与える影響はない | 原子炉圧力容器の開放時は、原子炉ウェルの水張りを実施しているため初期水位が原子炉ウェル満水と高い位置になるが、原子炉圧力容器等の遮蔽に期待できず、また原子炉水（広帯域）による警報発生、緩和設備の起動等に期待できないため、原子炉未開放時と比べて速やかな認知と注水が困難である。一方、原子炉圧力容器の未開放時は、原子炉圧力容器の開放時と比べて、初期水位が低い位置であるが、原子炉圧力容器等の遮蔽に期待でき、かつ、原子炉水位計による警報発生、緩和設備の起動等により速やかな認知と注水が可能であり、さらに放射線の遮蔽を維持できる燃料有効長頂部の約1.7m上に到達するまでの時間（約2.3時間）は認知の時間に比べて十分長い。このため、現場作業員の退避時の被ばくを考慮した際も必要な放射線の遮蔽は維持されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、原子炉水位が燃料有効長頂部まで低下する時間は約3.5時間と長く、認知後すぐに原子炉注水操作を行えるため、操作時間が十分あることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 |

第1表 評価条件を最確条件とした場合の運転員の操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（運転停止中 原子炉冷却材の流出）（2/2）

| 項目 | | 評価条件（初期、事故及び機器条件）の不確かさ | | 評価条件設定の考え方 | 運転員等の操作時間に与える影響 | 評価項目となるパラメータに与える影響 |
|----------------------|--------------------|------------------------|------------------------|---|--|---|
| | | 評価条件 | 最確条件 | | | |
| 初期条件 | プールゲートの状態 | 閉 | 開 | 保有水が少ないプールゲート閉を想定 | 最確条件とした場合は、評価条件で設定している保有水量より多くなるため、原子炉水位が燃料有効長頂部まで低下する時間は長くなるが、原子炉注水操作は原子炉冷却材流出の認知を起点とする操作であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。 | 最確条件とした場合は、評価条件で設定している保有水量より多くなるため、原子炉水位が燃料有効長頂部まで低下する時間は長くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。 |
| | 燃料の容量 | 約 800kL | 約 800kL 以上 | 軽油貯蔵タンクの管理下限値を設定 | 管理値下限の容量として事象発生から7日間後までに必要な容量を備えており、燃料は枯渇しないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。 | — |
| 事故条件 | 起因事象 | 原子炉冷却材の流出 | — | 残留熱除去系の系統切替時の原子炉冷却材流出を想定 | 最確条件と評価条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。 | 最確条件と評価条件が同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。 |
| | 冷却材流出流量 | 47m ³ /h | 約 47m ³ /h | ミニマムフローラインに残留熱除去系ポンプ出口圧力がかかった場合の最大流出量 | | |
| | 崩壊熱による原子炉水温の上昇及び蒸発 | 考慮しない | — | 原子炉水温が 100℃に到達するまでの時間が長く、事象進展に影響しないことから設定 | | |
| | 外部電源 | 外部電源あり | 事故事象毎 | 外部電源がない場合は、原子炉保護系電源の喪失により残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の吸込みラインの弁が閉となり、原子炉冷却材流出が停止することから、原子炉冷却材流出の観点で厳しい外部電源ありを設定 | | |
| 重大事故等対策に 関連する機器条件 | 残留熱除去系（低圧注水系）の注水流量 | 1,605m ³ /h | 1,605m ³ /h | 残留熱除去系（低圧注水系）の設計値として設定 | 最確条件と評価条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。 | 最確条件と評価条件は同様であることから、事象進展に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。 |

添付 5.3.4-2

第2表 運転員等操作時間に与える影響，評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕（運転停止中 原子炉冷却材の流出）

| 項目 | | 評価条件(操作条件)の不確かさ | | 操作の不確かさ要因 | 運転員等操作時間に与える影響 | 評価項目となるパラメータに与える影響 | 操作時間余裕 | 訓練実績等 |
|------|------------------------|-----------------|--------------------------------|--|--|---|---|---|
| | | 評価上の操作開始条件 | 評価条件設定の考え方 | | | | | |
| 操作条件 | 待機中の残留熱除去系（低圧注水系）の注水操作 | 事象発生から約2時間後 | 事象の認知及び操作の時間を基に、さらに時間余裕を考慮して設定 | <p>【認知】 評価では、原子炉水位の低下及びサプレッション・プールの水位の上昇を、1時間毎の中央制御室の巡視により確認すると想定している。実際は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の運転号機の切替時のプラント状態（原子炉水位等）の確認により、早期に原子炉冷却材流出を認知できる可能性がある。</p> <p>【要員配置】 中央制御室内での操作のみであり、運転員は中央制御室に常駐していることから、要員配置が操作時間に与える影響はない。</p> <p>【移動】 中央制御室内での操作のみであり、移動が操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作所要時間】 残留熱除去系（低圧注水系）のポンプ起動操作及び注入弁の開操作は、中央制御室内の操作盤での操作スイッチによる操作であるため、簡易な操作である。操作時間は6分を想定しており、原子炉水位の低下に対して操作に要する時間は短い。</p> <p>【他の並列操作の有無】 当該操作を実施する運転員は、残留熱除去系（低圧注水系）操作時に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はない。</p> <p>【操作の確実さ】 中央制御室内の制御盤の操作スイッチによる簡易な操作のため、誤操作は起こりにくく、そのため誤操作等により操作開始時間が長くなる可能性は低い。</p> | 原子炉水位低下時に原子炉注水の必要性を認知することは容易であり、評価では事象発生から約2時間後の原子炉注水操作開始を設定しているが、実際は運転員の残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)の運転号機の切替時のプラント状態確認による早期の認知に期待でき、速やかに原子炉注水操作を実施するため、その開始時間は早くなることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。 | 実態の操作開始が早まり、原子炉水位の低下を緩和する可能性があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。 | 必要な遮蔽が確保される最低水位に到達するまで約20時間であり、事故を認知して原子炉注水を開始するまでの時間は2時間であることから、時間余裕がある。 | 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水に必要な操作は、所要時間を6分で想定しているところ、訓練実績では約4分である。想定で意図している運転操作時間が実施可能なことを確認した。 |

添付 5.3.4-3

コリウムシールド厚さ，高さの設定について

1. はじめに

コリウムシールドは，溶融炉心・コンクリート相互作用の影響抑制の目的で設置するが，ペDESTAL（ドライウェル部）（以下「ペDESTAL」という。）内の設備配置上，設置高さに制限があり，これを考慮した上で，原子炉圧力容器（以下「RPV」という。）から落下する溶融炉心（以下「デブリ」という。）を全量保有でき，かつ，溶融炉心・コンクリート相互作用の影響も抑制できるよう，その厚さを設定する必要がある。以下に設定方針を示す。

2. コリウムシールド高さの設定

ペDESTAL内には人通用開口部や床ドレン配管等のドライウェルと通じる経路があるため，デブリ堆積高さがこれらの経路に到達した場合，ペDESTAL外へ流出するおそれがある。そのため，デブリをペDESTAL内に全量保有する観点から，デブリ堆積高さはデブリがペDESTAL外に流出する可能性のある経路よりも低い位置とする必要がある。ペDESTAL床高さに対して最も低い位置となる経路は，ドライウェルからペDESTAL床ドレンサンプへのドレン配管である（第1図）。当該配管の下端は，ペDESTAL床から約1.88mの位置に存在することから，コリウムシールド設置高さの上限として1.88mを設定する。

3. コリウムシールド厚さの設定

3.1 コリウムシールド厚さの設定方針

コリウムシールド厚さは、コンクリート侵食抑制及びコンクリートへの熱影響を抑制する観点から、可能な限り厚さを確保する方針とする。ただし、コリウムシールド厚さを増やした場合の影響として、以下を考慮する。

- ・ペDESTAL床面積の減少によるデブリ保有可能量の減少

コリウムシールドの設置高さには上限があるため、厚さを増加させると保有可能なデブリ量が減少する。ペDESTAL内に落下するデブリのうち、粒子化したデブリは水プール中で冷却されやすいため、ペDESTAL内構造物への熱影響を抑制する観点では、粒子化していない熔融デブリからの寄与が大きい。そのため、コリウムシールドの厚さとしては熔融デブリが全量保有できることが重要となる。

ただし、コリウムシールド厚さの設定に当たっては、粒子化デブリからの影響も緩和できるよう、粒子化デブリも含めたデブリ全量を保有できるように考慮する。

- ・水プールとの接触面積の減少

コリウムシールド厚さを増加させると、水プールとの接触面積が減少するため、水プールへの除熱量が崩壊熱を下回ることでデブリ温度が上昇し、コリウムシールドが侵食するおそれがある。そのため、コリウムシールドの厚さを設定した上で熔融デブリによる侵食量を評価し、ペDESTALに要求されるR P V支持機能及びデブリ保持機能に対する影響を評価する。

以上を踏まえ、コリウムシールド高さを上限である1.88mとした上で、粒子化による堆積高さ上昇も踏まえたデブリ堆積高さを考慮した場合においてもデブリが全量保有できるコリウムシールド厚さを設定する。

3.2 デブリ保有可能性を踏まえたコリウムシールド厚さの算定

デブリ体積高さ H_{deabri} は、式(1)及び式(2)で算定される。ここで、ポロシティは P U L i M S 実験等の知見を基に保守的な値として 0.5 を設定している。

$$H_{\text{deabri}} = (V_m \times (1 - \Phi_{\text{ent}}) + V_s + V_m \times \Phi_{\text{ent}} \div (1 - P)) \div S_{fz} \quad (1)$$

$$S_{fz} = (L_{\text{PD}} / 2 - D_{\text{CS}})^2 \times \pi \quad (2)$$

V_m : 溶融物体積 [36m³]

V_s : ペDESTAL内構造物体積 [4m³]

Φ_{ent} : 粒子化割合 [0.173]

P : ポロシティ [0.5]

S_{fz} : コリウムシールドの設置を考慮した床面積 [m²]

L_{PD} : ペDESTAL床直径

D_{CS} : コリウムシールド厚さ [m]

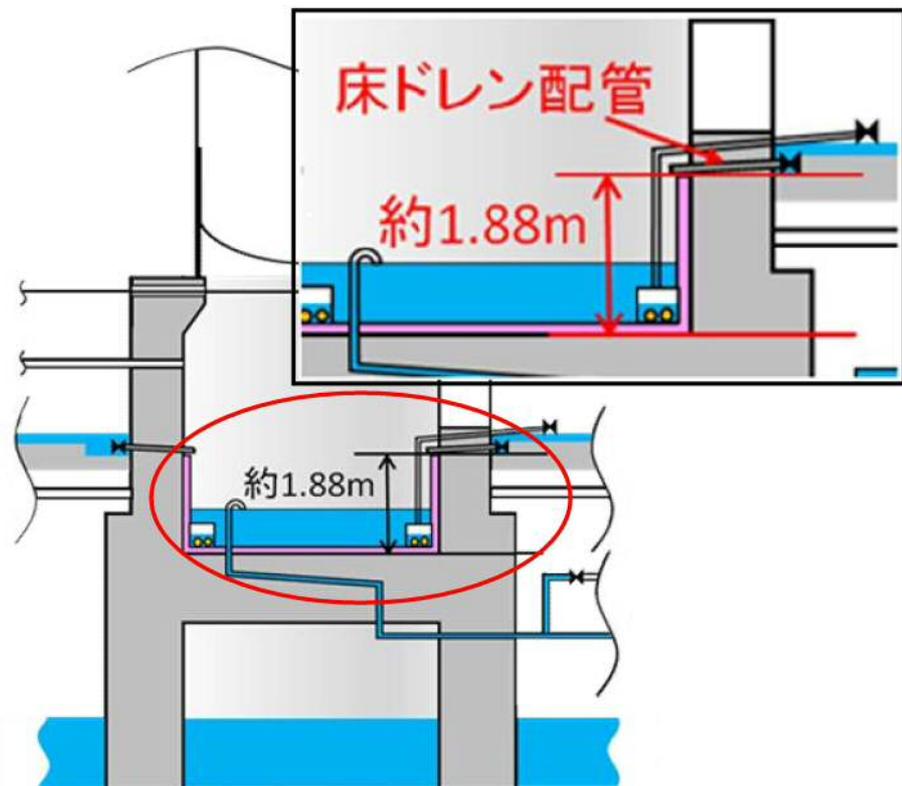
コリウムシールドの高さは、デブリ堆積高さと同様に設置するコリウムシールドの厚さを加えた値となるため、式(1)において H_{deabri} を $(1.88 - D_{\text{CS}})$ m とし、計算した結果、 D_{CS} = 約 0.15m となる。よって、デブリ保有可能性を踏まえると、コリウムシールド厚さは 0.15m となる。

3.3 その他の影響を踏まえたコリウムシールド厚さの設定

コリウムシールド厚さが 0.15m の場合、コリウムシールドの侵食は発生しないことを有効性評価にて確認している。また、コンクリートの温度履歴を基に、R P V 支持機能及びデブリ保持機能を評価した結果、これらの機能が損なわれないことを確認している。以上より、コリウムシールド厚さが 0.15m の場合でも、R P V 支持機能及びデブリ保持機能への影響はない。

また、熱影響の観点で寄与が大きい溶融デブリに着目すると、デブリ全量（溶融物体積[約 36m³]及びペDESTAL内構造物体積[約 4m³]）が溶融デブリと仮定した場合におけるデブリ堆積高さは約 1.63m（床面コリウムシールド上から約 1.48m）であり、コリウムシールド高さ約 1.88m（床面コリウムシールド上から約 1.73m）に対して余裕がある。

以上から、コリウムシールド厚さを 0.15m とする。



第1図 デブリがペDESTAL外へ流出する可能性のある経路

溶融物量として考慮する制御棒駆動機構の設定について

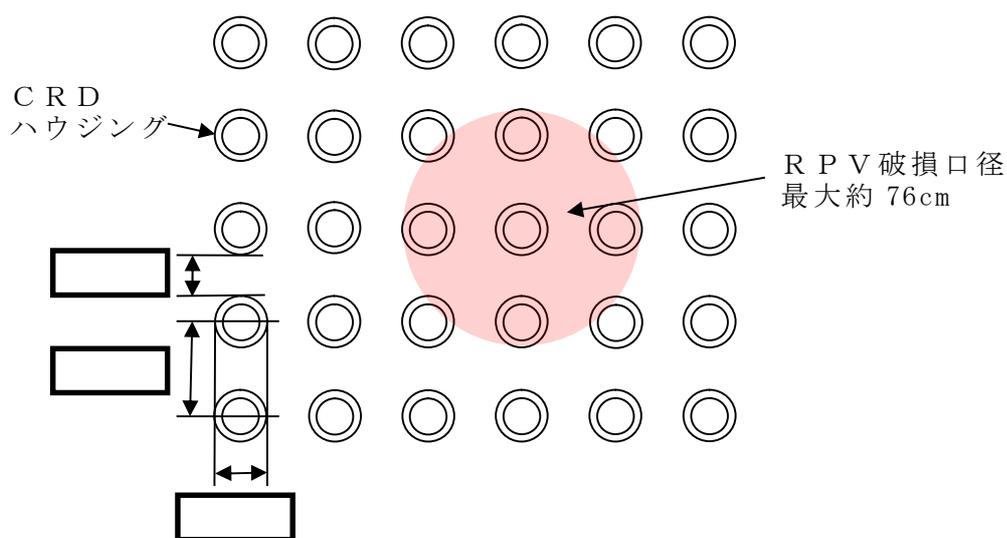
制御棒駆動機構（以下「CRD」という。）及びCRDハウジングの破損本数としては、MAAP解析においてRPV底部の破損後にアブレーションにより広がる最大の破損口径：約76cmに含まれる本数9本を考慮している（第1図）。また、ターンテーブル及びCRDハウジングサポートについては、アブレーションにより広がる最大の破損口径：約76cmを包絡する範囲として、一辺1mの正方形の範囲を考慮している。

ここで、第2図及び第3図に示すとおり、CRDハウジングサポートは、ペDESTAL内側の鋼板に固定された上部サポートビームにハンガーロッド等を介し、グリッドプレートを接続した構造によりCRDハウジングの逸出を防止する設計となっているため、RPV破損時に現実的には逸出は考えにくい構造となっている。このため、現実的なRPV破損時のデブリ流出箇所としては、CRDハウジングとスタブチューブ上部の溶接部に生じる間隙が考えられる（第4図）。以上を考慮すると、RPV破損時は上記溶接部からデブリが流出し、アブレーションにより口径が徐々に広がる状況になると考えられる。また、RPV下部の形状及びデブリ流出に伴う下部プレナム部のデブリ深さの減少を踏まえると、CRDから流出するデブリ量は中心から外側になるにつれ少なくなることから、外側のCRD及びその下部にあるCRDハウジングサポートが溶融する可能性は小さくなると考えられる。一方、本評価では、外側のCRD及びその下部にあるCRDハウジングサポートの全てが溶融（例えば、第1図の破損口の外側付近に一部

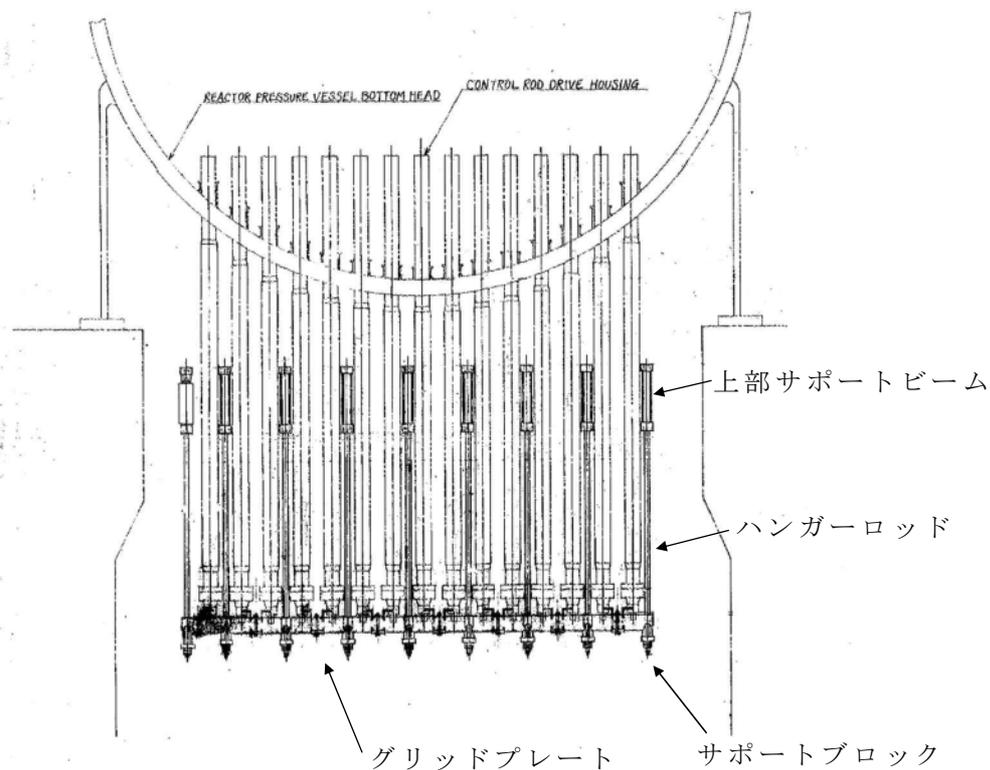
が入る 4 本の C R Dハウジングが全て溶けると想定) するものと想定している。

また、解析コード M A A P に適用されているアブレーションモデルは、サンディア国立研究所において実施された、鋼製容器及びアルミナ混合物を用いた H I P S 実験で得られたデータと良好に一致することが確認されている (第 1 表)。

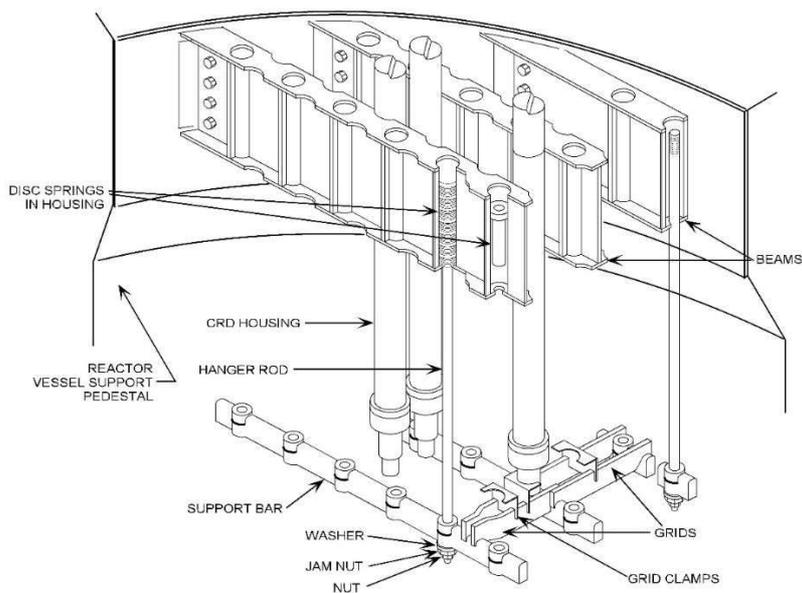
したがって、アブレーションによる R P V 破損口径の拡大を考慮した C R Dハウジング等のデブリ体積の評価についても、保守性を有していると考えられる。



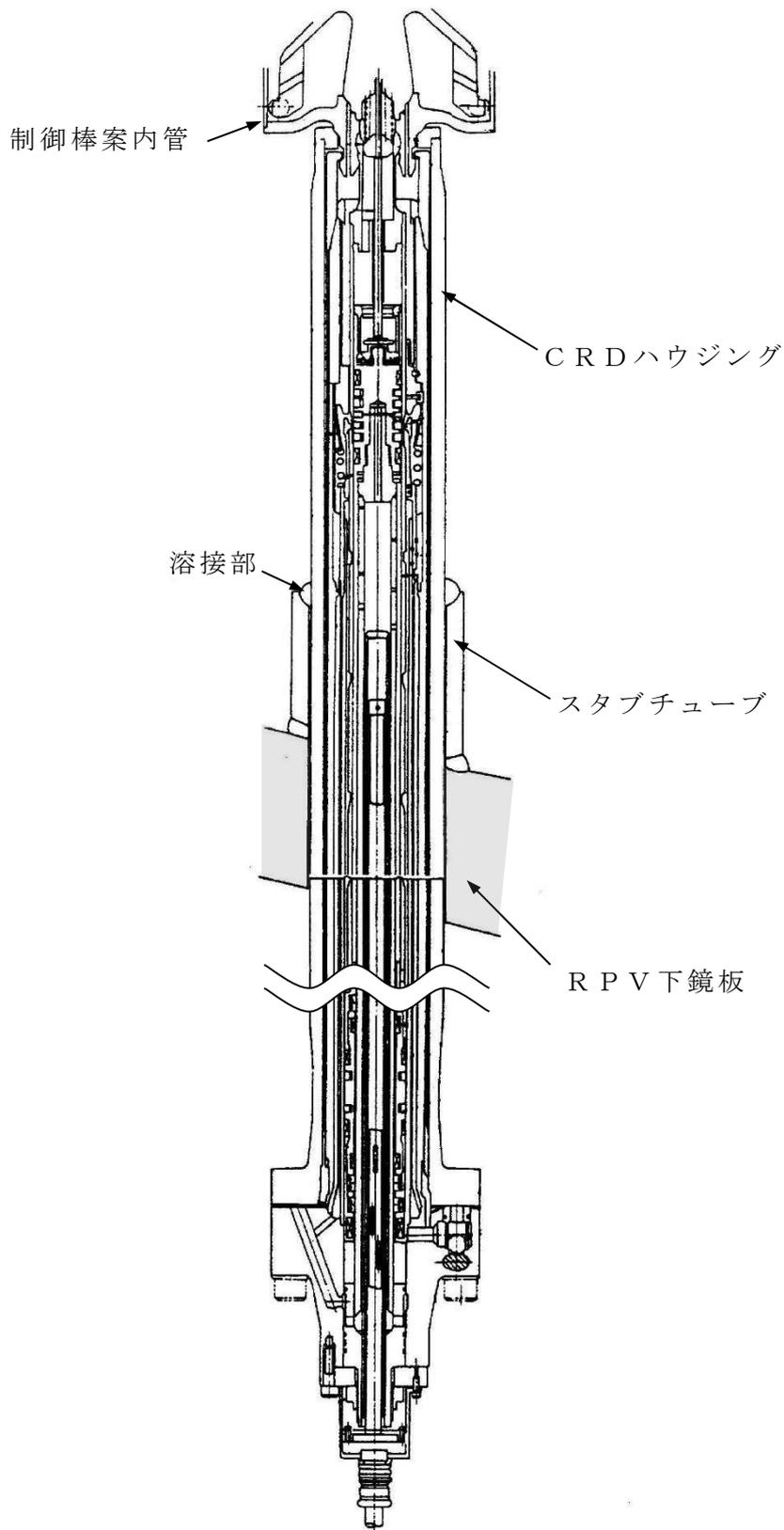
第 1 図 C R D配置と R P V破損口径の関係



第2図 東海第二発電所CRDハウジングサポート構造



第3図 CRDハウジングサポート構造俯瞰図 (参考) [1]



第4図 CRD概要図

添付2-4

第 1 表 H I P S 実験結果とアブレーションモデルの評価結果^[2]

| Test | ΔP (MPa) | d_0 (cm) | L (cm) | Observed D_f (cm) | Current Model D_f (cm) | ZPSS Model D_f (cm) |
|---------|------------------|------------|--------|------------------------|--------------------------------|-----------------------------|
| HIPS-1J | 9.69 | 2.54 | 2.54 | 5.08 ^a | 5.08 | 4.78 |
| HIPS-2C | 11.7 | 2.54 | 2.54 | 5.5-7 | 6.40 | 4.76 |
| HIPS-3J | 4.85 | 2.54 | 5.08 | 6-7 | 6.32 | 4.87 |

a) Ablation limited by a graphite shield

[1]General Electric Systems Technology Manual Chapter 2.1 Reactor Vessel System, USNRC HRTD, Rev 09/11

[2]Pilch, M., and Tarbell, W. W., 1985, High Pressure Ejection of Melt from a Reactor Pressure Vessel, The Discharge Phase. NUREG/CR-4383 (SAND85-0012). September.

粒子化割合の算出

粒子化割合は以下の R i c o u - S p a l d i n g 相関式により求めた。

$$\Phi_{ent} = \frac{d_{dj,0}^2 - d_{dj}^2}{d_{dj,0}^2}$$

$$d_{dj} = d_{dj,0} - 2E_0 \left(\frac{\rho_w}{\rho_{dj}} \right)^{1/2} \Delta H_{pool}$$

ここで、

Φ_{ent} : 粒子化割合 [-]

E_0 : エントレインメント係数 [-]

ΔH_{pool} : プール水深 [m]

d_{dj} : プール底部におけるデブリジェット径 [m]

$d_{dj,0}$: 気相部落下を考慮した水面におけるデブリジェット径* [m]

ρ_{dj} : デブリジェット密度 [kg/m³]

ρ_w : 水密度 [kg/m³]

※ 解析コード M A A P による破損口径の拡大 (アブレーション) を考慮

評価条件は以下のとおり。

- ・プール水深：1m（ペDESTAL（ドライウエル部）水位）
- ・デブリジェット密度：（MAAP計算結果※）
- ・初期デブリジェット径：0.15m（CRD案内管径）

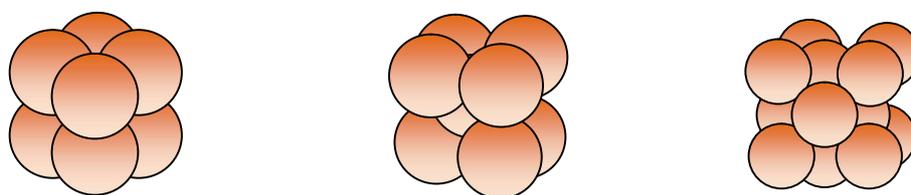
※ 粒子化割合を大きく見積もる観点から、デブリ密度が小さい
過渡事象シーケンスの値を使用

以上により評価した結果、粒子化割合は以下のとおり。

- ・エントレインメント係数の場合：約 17.3%
（MAAP推奨範囲の最確値）
- ・エントレインメント係数の場合：約 22.7%
（MAAP推奨範囲の最大値）

ポロシティの設定について

ポロシティは，立方格子の堆積形状（第 1 図）を踏まえたポロシティの範囲として，0.26（面心立方格子）～0.48（単純立方格子）を包絡する値として 0.5 を設定している。



単純立方格子：0.48　体心立方格子：0.32　面心立方格子：0.26

第 1 図　立方格子とポロシティ

粒子状デブリによる側壁コンクリートへの影響について

1. はじめに

粒子状デブリは、間隙の冷却水による除熱によりデブリ温度が速やかに低下すると考えられるため、側壁コンクリートへの影響は軽微であると考えられる。

ここでは、粒子状デブリ上面からの除熱によってデブリが冷却されることを定量的に評価するとともに、粒子状デブリの温度が高い場合を想定しても側壁コンクリートに与える影響が小さいことを解析コードM A A Pで評価する。

(1) 粒子状デブリ上面からの除熱による冷却性評価

水プールによる上面からの除熱量を評価し、粒子状デブリの崩壊熱と比較する。

① デブリ条件

粒子状デブリがコリウムシールド高さを超えて堆積している場合を想定する(第1図)。

・評価シーケンス：大破断L O C A + 注水機能喪失

(R P V破損時の崩壊熱を高め評価する設定)

・R P V破損時の崩壊熱：22.4MW

(M A A P結果に基づくR P V破損時のデブリ全量(連続層を含む)の崩壊熱であるが、保守的に粒子化層の崩壊熱として設定)

② 除熱量評価

粒子状デブリ上面に水プールが存在する体系であることから、Lipinski-0D モデル（第 2 図）におけるポロシティ 0.41（粒子化デブリがコリウムシールド高さを超える最少ポロシティ）での熱流束 $1.75\text{MW}/\text{m}^2$ を設定し、除熱量を計算する。粒子状デブリとの接触面積はコリウムシールドを設置していない場合の床面積約 30m^2 と等しいため、

$$\text{除熱量} = 1.75\text{MW}/\text{m}^2 \times \text{約 } 30\text{m}^2 = \text{約 } 52\text{MW}$$

となる。

よって、粒子化層の崩壊熱を十分上回ることから、粒子状デブリは適切に冷却される。

(2) 解析コード M A A P による影響評価

デブリ堆積高さの影響評価として、粒子状デブリがコリウムシールドを超えて堆積した場合のペDESTAL（ドライウエル部）の側壁コンクリートの侵食量を解析コード M A A P にて実施した。

評価においては、感度ケース（粒子化割合）に加え、別紙 1 に示す参考ケース（追加溶融物）を包絡するデブリ堆積高さにて評価を実施した。

① 解析条件

評価モデルは第 1 図に示すとおり、粒子状デブリがコリウムシールド高さを超えて堆積している場合を想定する。

- ・粒子化デブリの堆積高さ：7cm

堆積高さが最も高くなる参考ケース（追加溶融物）を想定

（別紙 1）

- ・粒子化デブリの初期温度：

連続層を含む全デブリの平均温度

粒子化するデブリは、間隙の冷却水による除熱によりデブリ温度が速やかに低下すると考えられるが、保守的に高めの温度を設定

- ・評価シーケンス：大破断 L O C A + 注水機能喪失

R P V 破損時の崩壊熱を高め評価する設定

- ・崩壊熱：7cm 堆積分の粒子化デブリの崩壊熱

- ・粒子化デブリから上面の水プールへの熱流束： $1.75\text{MW}/\text{m}^2$

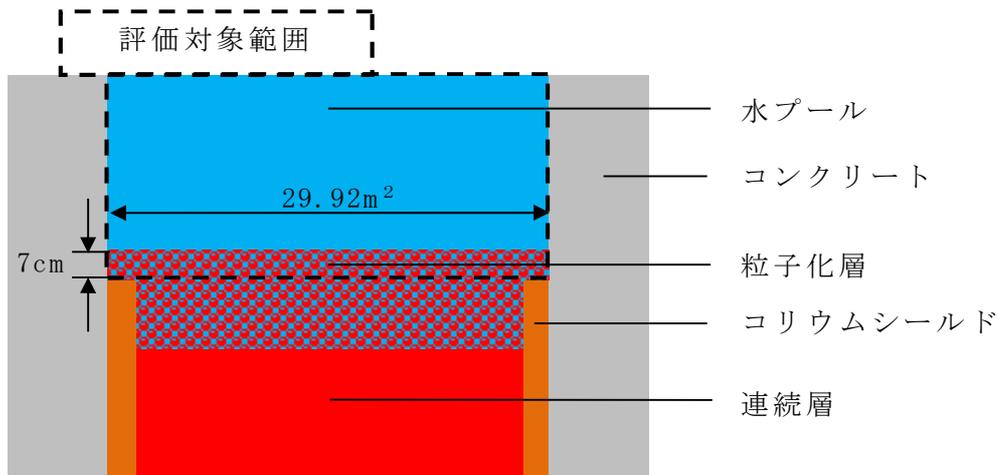
Lipinski-0D モデル（第 2 図）において、ポロシティ 0.41（粒子化デブリがコリウムシールド高さを超える最少ポロシティ）に対応するドライアウト熱流束を設定

- ・粒子化デブリと水プールの接触面積：約 30m^2

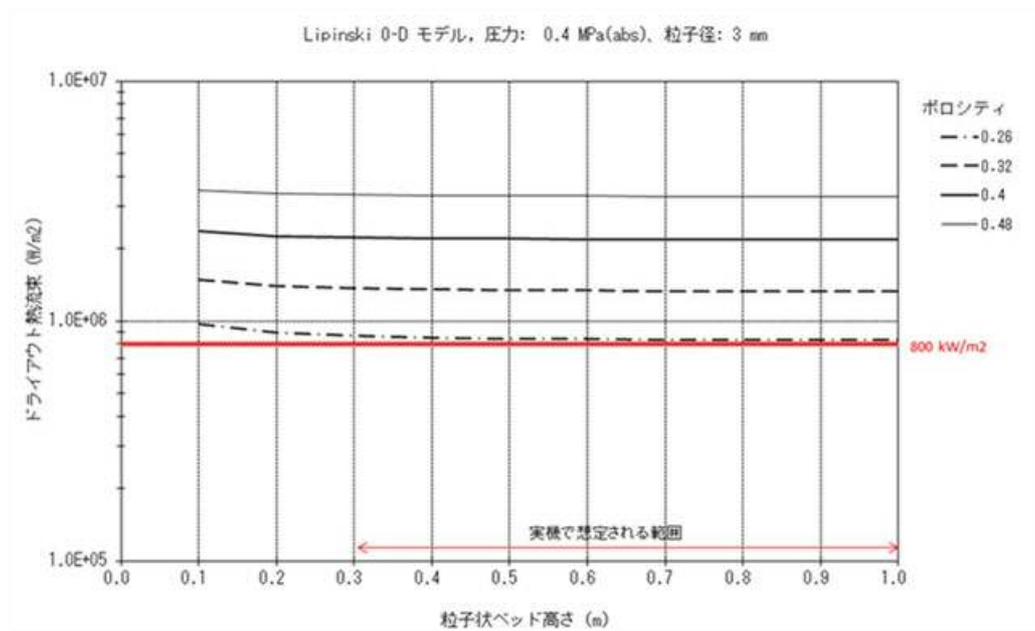
コリウムシールド高さより上部のペDESTAL（ドライウエル部）の断面積を設定

② 解析結果

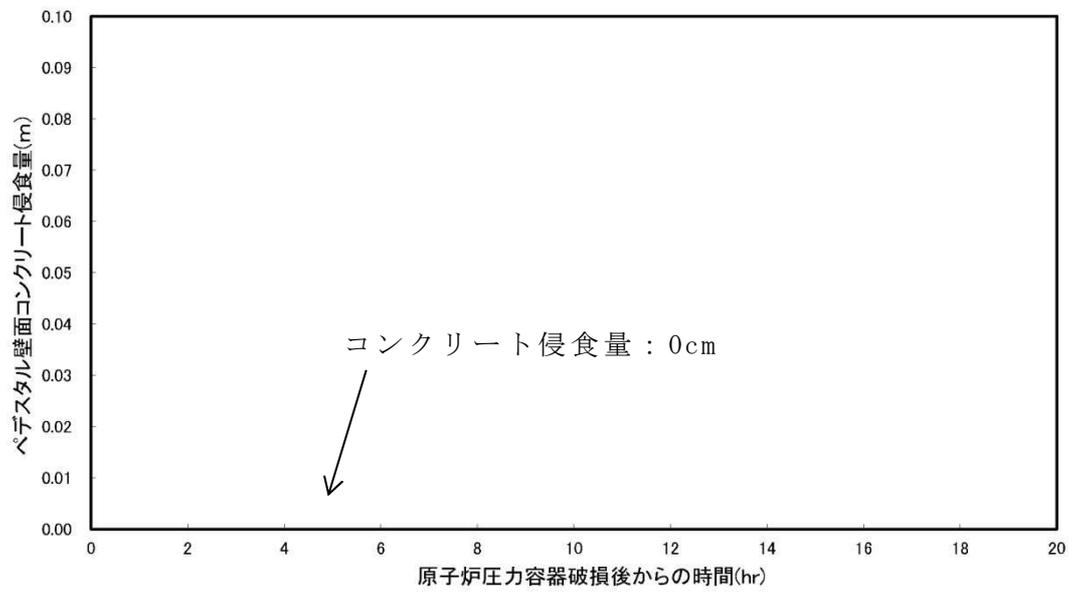
崩壊熱に対して粒子化デブリから上面の水プールへの除熱量が大きいことから、側壁コンクリートの温度が融点に到達するまでにデブリ温度が低下することで、ペDESTAL（ドライウエル部）の側壁コンクリートの侵食量は 0cm となった（第 3 図）。以上より、コリウムシールド高さを超える粒子化デブリによりペDESTALの構造健全性に影響ないことを確認した。



第1図 評価モデル



第2図 Lipinski-0D モデル



第 3 図 ペデスタル（ドライウェル部）の側壁コンクリートの侵食量

更なる保守性を考慮する場合のデブリ堆積高さについて

福島第一原子力発電所 2 号機の格納容器内部調査（平成 30 年 4 月 26 日公表）によれば，CRDハウジングサポートの脱落は見られず，ハウジングサポートを含め制御棒 9 本分の溶融物を考慮するベースの評価条件は，一定の保守性を有すると考える。

しかし，同調査では，デブリの落下経路が複数個所存在している可能性について言及があるため，更なる追加の溶融物として炉内に位置する全CRD及び炉内外の全核計装について考慮し，この場合のデブリ堆積高さについて参考に評価した。

1. CRD

MAAP解析では，第 1 図に示すスタブチューブより上部の制御棒，制御棒案内管，CRDハウジングがモデル化されており，ペDESTAL（ドライウェル部）内へ落下するデブリ重量として考慮されている（第 1 図 青参照）。一方で，CRDハウジング内の構造物（第 1 図 赤参照）並びにスタブチューブより下部のCRDハウジング及びCRDハウジング内の構造物（第 1 図 緑参照）は，ペDESTAL（ドライウェル部）内へ落下するデブリ重量として考慮されていない。

重大事故が発生しRPV破損に至った場合，CRDハウジングとスタブチューブ上部の溶接部の損傷により生じた間隙より，ペDESTAL（ドライウェル部）内へデブリが流出すると考えられる。このデブリが流出するタイミングにおいて，当該破損個所以外のCRDハウジングについては，内部に保有されている冷却水の冷却効果に

より溶融しておらず、ペDESTAL（ドライウェル部）内へ流入するデブリに含まれないと考えられる。

ただし、更なる保守性を考慮した感度解析を実施するため、炉内のスタブチューブより上部に存在する全てのCRDハウジング内の構造物（第1図 赤参照）がデブリに取り込まれることを想定する。

具体的には、全185本のCRDのうち、全溶融を想定する9本を除いた残り176本分のスタブチューブより上部のCRDハウジング内の構造物が溶融するものと想定し、1本当たり約70kgの構造物重量とし、合計として約 1.6m^3 の追加的なデブリ体積を考慮する。

2. 核計装

核計装についてはMAAP解析においてペDESTAL（ドライウェル部）内へ落下するデブリ重量として考慮されておらず、ペDESTAL（ドライウェル部）内へ落下するデブリ重量として考慮することとする。

具体的には、炉内外のLPRM（43本）、SRNM（8本）及びドライチューブ（4本）は、それぞれ1本当たり約90kgの構造物重量とし、合計として約 0.7m^3 の追加的なデブリ体積を考慮する。

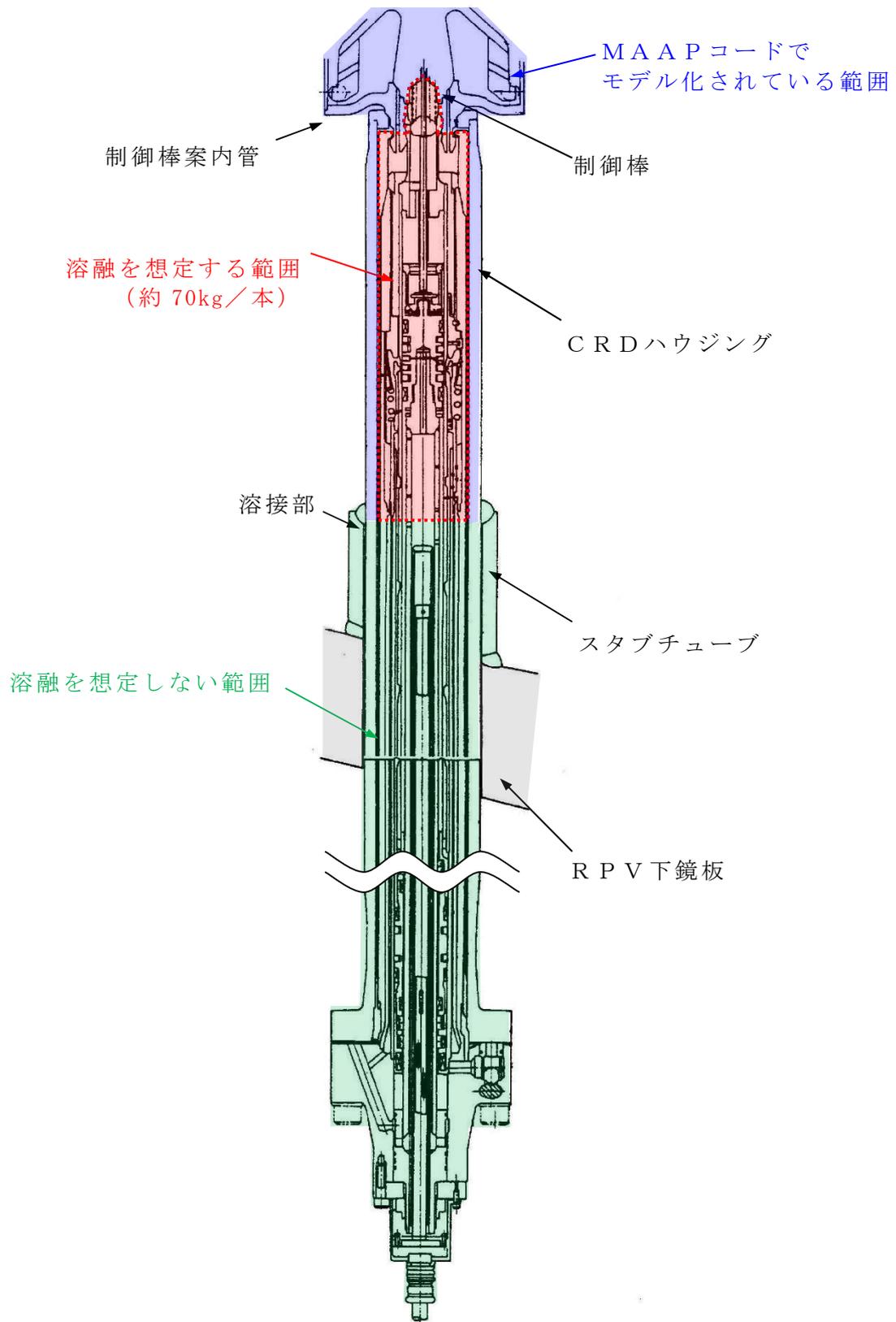
3. まとめ

以上より、本参考ケースでは、追加の溶融物として約 2.3m^3 （CRD：約 1.6m^3 ，核計装：約 0.7m^3 ）のデブリ体積を考慮する。この場合のデブリ体積，デブリ堆積高さ及びコリウムシールドを超える範囲について，ベースケース及び感度ケースと比較して第1表に示す。全て連続層とした場合は，十分な余裕を持ってコリウムシー

ルド内に保持可能であるが，粒子化層を含めて考慮する場合は，コ
リウムシールド高さを約 7cm 超える。

第1表 各ケースの比較

| ケース | デブリ体積 | デブリ堆積高さ | | 備考 |
|-----------------------------|--|---------|--|--|
| | | 全て連続層相当 | 連続層+粒子化層 | |
| 【今回の評価】 参考ケース (追加溶融物) | 溶融物: 36m^3 (MAAP) 追加溶融物: 2.3m^3 ペDESTAL内構造物: 4m^3 | 約 1.57m | 約 1.80m ・連続層: 約 1.32m ・粒子化層: 約 0.48m | ・十分な余裕を持って連続層を保持 ・コリウムシールド高さ (約 1.73m) を約 7cm 超える |
| ベースケース | 溶融物: 36m^3 (MAAP) ペDESTAL内構造物: 4m^3 | 約 1.48m | 約 1.71m ・連続層: 約 1.25m ・粒子化層: 約 0.46m | ・十分な余裕を持って連続層を保持 ・粒子化層を含め, コリウムシールド高さ (約 1.73m) に保持 |
| 感度ケース (粒子化割合) | 同上 | 同上 | 約 1.78m ・連続層: 約 1.18m ・粒子化層: 約 0.60m | ・十分な余裕を持って連続層を保持 ・コリウムシールド高さ (約 1.73m) を約 5cm 超える |



第1図 CRD概要図 (溶融の想定範囲)

R P V 中心位置以外で溶融物が落下した場合の
デブリ堆積高さについて

R P V 中心位置以外で溶融物が落下し，さらにデブリの拡がりの不確かさを考慮した場合においても，以下の理由により堆積高さがコリウムシールド付近で局所的に高くなることはないと考ええる。

- ・溶融物の落下位置として最もコリウムシールドに近くなる部分として，C R D のうち最外周のものが破損する場合（コリウムシールド表面まで約 60cm）を考慮したとしても，R P V 底部にはデブリが残存するため堆積高さが高くないこと
- ・残存したデブリが落下する場合には，C R D のうち最外周のものより中心付近に落下し，セルフレベリング効果による均一化や溶融デブリ落下により堆積した粒子状デブリが攪拌される影響などで堆積形状はより均一化されること
- ・セルフレベリングの効果によってデブリは均一に拡がる方向となること

床ドレン配管の侵食量評価について

1. はじめに

感度ケース（粒子化割合）及び添付 5 の別紙 1 に示す参考ケース（追加溶融物）では，粒子化層は床ドレン配管の上端高さまで到達しないものの，コリウムシールド高さを超えて床ドレン配管下端高さを超過する評価となっている。ただし，以下のとおり床ドレン配管内への粒子化デブリの流入はほとんどなく，流入しても床ドレン配管入口付近のみに堆積すると考えられる。

- ・ R P V が破損し，デブリがペDESTAL（ドライウェル部）に落下し堆積していく際には，密度の関係からデブリの上に冷却水が移行した状態でデブリの堆積高さが増える（＝ペDESTAL（ドライウェル部）水位が上昇する）
- ・ 床ドレン配管はほぼ水平（約 1 度の傾斜）であることから，床ドレン配管内はペDESTAL（ドライウェル部）水位の上昇に伴い，冷却水によりほぼ満たされた状態になると考えられる
- ・ その後，粒子化層の堆積高さが床ドレン配管下端高さを超過した場合でも，床ドレン配管上端には到達せず，粒子化デブリが床ドレン配管内に流入するための駆動源もないため，流入しても床ドレン配管入口付近のみに堆積すると考えられる

以下では，粒子化デブリが床ドレン配管入口付近に堆積した場合を想定し，床ドレン配管に与える影響が小さいことを評価する。

2. 床ドレン配管入口付近の侵食量評価

粒子化デブリによる侵食量評価として、粒子化デブリの温度が床ドレン配管の融点まで低下するのに必要な除熱量を算出し、この除熱量が配管に加わった場合の侵食量について評価した。

(1) 評価条件

評価モデルは第 1 図に示すとおり、粒子状デブリがコリウムシールド高さを超えて堆積している場合を想定する。

①配管条件

- ・床ドレン配管内径：73.9mm
- ・床ドレン配管厚さ：7.6mm
- ・配管初期温度：117℃

(M A A P 結果におけるコンクリート壁面温度を設定)

- ・S U S 融点：
- ・S U S 密度：
- ・S U S 溶融潜熱：
- ・S U S 比熱：

②デブリ条件

- ・評価シーケンス：大破断 L O C A + 注水機能喪失

(R P V 破損時の崩壊熱を高め評価する設定)

- ・床ドレン配管内の粒子化デブリの堆積高さ：約 56mm

堆積高さが最も高くなる参考ケース（追加溶融物）の場合における、床ドレン配管内の堆積高さ。均一に堆積すると仮定

- ・床ドレン配管内の粒子化デブリの体積：1m 当たり 0.00344m³

堆積高さが最も高くなる参考ケース（追加溶融物）の場合に

おける，床ドレン配管内の堆積高さに相当する体積。ポロシティ 0.5 を含む

- ・粒子化デブリの初期温度：

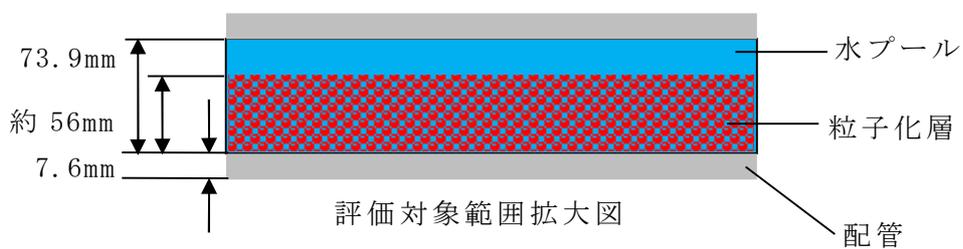
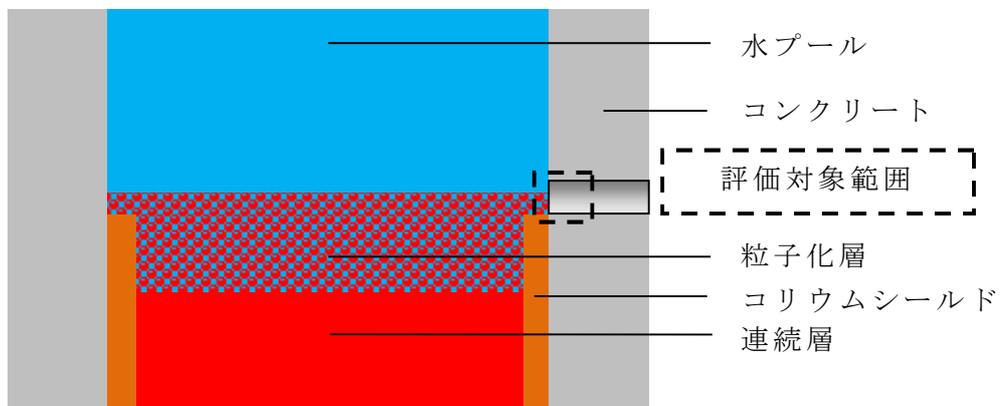
粒子化するデブリは間隙の冷却水による除熱によりデブリ温度が速やかに低下すると考えられるが，保守的にM A A P 結果における連続層を含む全デブリの平均温度を設定

- ・デブリ密度 (M A A P 結果)
- ・デブリ比熱 (M A A P 結果)
- ・除熱量：冷却水による除熱を考慮せず配管への熱移行を計算
(冷却水による除熱量が崩壊熱量を上回る (別紙 1)
が，保守的に粒子化デブリの顕熱分を全て考慮)

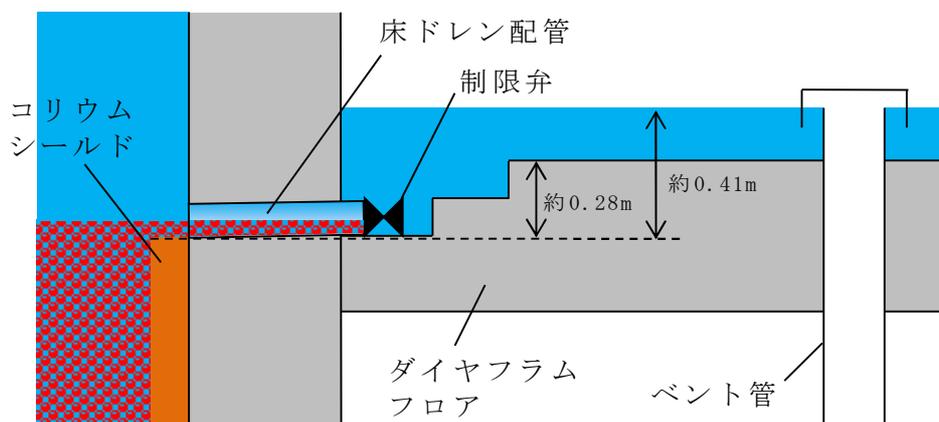
(2) 評価結果

粒子化デブリの温度が床ドレン配管の融点まで低下するのに必要な除熱量は 1m 当たり となり，この熱量が配管に与えられた場合の配管の侵食量は約 6.2mm となるため，床ドレン配管は貫通しない。なお，1. に記載のとおり粒子化デブリが堆積するのは床ドレン配管入口付近と考えられ，約 6.2mm 浸食によるペダルの構造健全性等への影響はない。

なお，粒子化デブリの初期温度をデブリ固相線温度 とした場合の配管の侵食量は約 1.4mm となる (その他解析条件は①と同じ)。粒子状デブリは，間隙の冷却水による除熱によりデブリ温度が速やかに低下するため，床ドレン配管に粒子化デブリが流入した際の温度はデブリ固相線温度を下回っており，配管の侵食量は約 1.4mm 以下になると考えられる。



第1図 評価モデル



第2図 床ドレン配管及びダイヤフラムフロアの概要図

配管内の粒子状デブリによる崩壊熱

1. 床ドレン配管条件

- ・ 内径：73.9mm (3B×7.6t)

2. デブリ条件

- ・ R P V 破損時の崩壊熱：22.4MW (M A A P 結果に基づく R P V 破損時のデブリ全量 (連続層を含む) の崩壊熱)

- ・ デブリ重量： ton

- ・ デブリ堆積高さ：約 56mm

堆積高さが最も高くなる参考ケース (追加溶融物) の場合における, 床ドレン配管内の堆積高さ。均一に堆積すると仮定

- ・ 配管内に流入するデブリ粒子重量 (1m 当たり)：14.1kg

(ポロシテ ィ 0.5, デブリ密度 kg/m³ を仮定)

- ・ 配管内デブリの崩壊熱 (1m 当たり)

$$22.4\text{MW} \times 14.1 \div \text{} = 1.09 \times 10^{-3} \text{MW}$$

$$= 1.09\text{kW}$$

3. 除熱量評価

Lipinski-0D モデルにおけるポロシテ ィ 0.41 での熱流束 1,750kW/m²を設定し, 除熱量を計算すると,

粒子状デブリ上面からの除熱量

$$= \text{配管内デブリ表面積 (1m 当たり)} \times \text{除熱量}$$

$$= 6.40 \times 10^{-2} \times 1,750$$

$$= 112\text{kW}$$

となり、配管内デブリの崩壊熱 1.08kW を十分上回ることから、配管内デブリ粒子の崩壊熱は除去可能である。

床ドレン制限弁の損傷を仮想した場合のペDESTAL内水位について

床ドレン配管内への粒子化デブリの流入はほとんどなく，流入しても床ドレン配管入口付近のみに堆積すると考えられる。また，仮に床ドレン配管入口付近のみだけでなく，床ドレン配管の奥に粒子化デブリが流入した場合でも，東海第二では，シビアアクシデント時においてR P V破損までに代替循環冷却系により格納容器スプレイを実施するため，ダイヤフラムフロアにスプレイ水が溜まり^{*}，ドライウエルに近い配管及び制限弁は冷却される。したがって，ドライウエルに近い配管及び制限弁の侵食量は更に軽減されるため，これら設備が貫通することはないと考えられる。

※ 事象発生 90 分後から代替循環冷却系によりドライウエルスプレイを開始することとしているため，R P V破損までにベント管上端高さ相当の水位が形成される。

粒子化デブリが床ドレン配管の奥まで流入し，制限弁を損傷させることを仮想した場合にも，粒子化層の堆積高さはダイヤフラムフロアの床ドレンが集積する溝の高さの範囲内であり，溝までの流出にとどまる。また，ダイヤフラムフロア上には，ベント管上端高さ（コリウムシールド上端から約 0.41m）までスプレイ水等が存在するため，流出した粒子化デブリの冷却は維持される。

床ドレン制限弁は 180° 方向に 2 弁設置されるが，制限弁の損傷が 1 弁の場合，代替循環冷却系によりペDESTAL内に供給される流量の方が，損傷した制限弁から流出する冷却水流量より多く，ペDESTAL内

の水位は維持される。また，制限弁の損傷が 2 弁の場合であっても，ペDESTAL内の水位はベント管上端より高い位置にてバランス（代替循環冷却系によるペDESTAL内に供給される冷却水と制限弁からペDESTAL外に流出する冷却水の流量がバランス）するため，ペDESTAL内の粒子化層の冷却及び冠水は維持されると考える。

粒子状デブリが不均一に堆積した場合の影響評価

1. はじめに

感度ケースにおいて、粒子状デブリが不均一に堆積した場合の堆積高さを評価する。

1. 評価条件

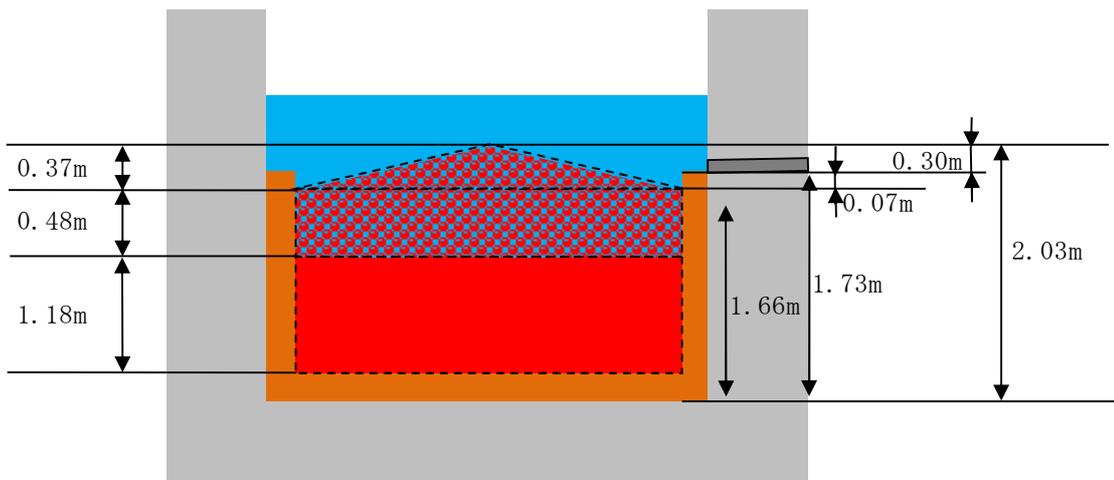
堆積形状として、有効性評価のベースケースと同様に円錐状に堆積する場合を想定する。

- ・ 溶融物量 V_d : 36m^3
- ・ ペDESTAL内構造物 V_p : 4m^3
- ・ 粒子化割合 Φ : 0.227
- ・ ポロシティ P : 0.5
- ・ アスペクト比 : PULiMS 実験を参考に 1:16 を考慮 (別添 1)
- ・ 床面積 S_f : 約 27m^2

2. 評価結果

評価結果を第 2 図に示す。

円錐頂部までの高さは約 2.03m となるが、コリウムシールド接触面での堆積高さは約 1.66m となることから、コリウムシールド高さを超えない。

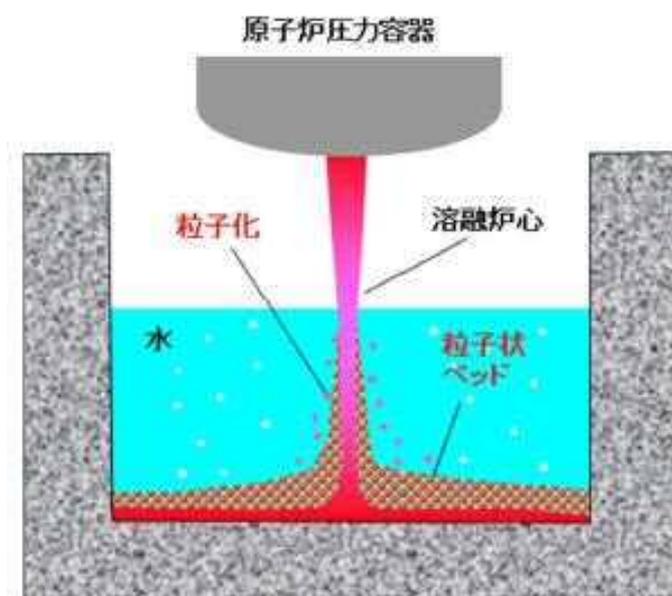


第 1 図 評価結果

デブリの拡がりに関する不確かさについて

1. はじめに

事前水張りされたペDESTAL（ドライウエル部）のプール水中に落下するデブリは、一部が粒子化した後に固化し、残りが熔融状態のまま床面に到達して床面上を拡がり、固化したデブリ粒子が床上の連続層の上に堆積して粒子状ベッドを形成するものと想定される（第1図）。このようなデブリの拡がりにおいて、熔融物の拡がり距離と粒子状ベッドの堆積形状に不確かさが想定される。



第1図 ペDESTAL（ドライウエル部）におけるデブリ挙動の概念

2. デブリの拡がりに関する知見

(1) 熔融物

PUL i MS実験では、水中での熔融物の拡がり挙動が観察されるとともに、水中での熔融物の拡がり距離を求めるスケーリング則が提案さ

れている。PUL i MS 実験結果を元に妥当性が確認されているスケーリング則に、BWRの溶融炉心落下条件を適用して、水中での溶融物の拡がり距離を評価すると、約18mとなる（付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて 第5部MAAP 添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について 付録4(5)参照）。

コリウムシールドを設置した場合のペDESTAL半径が であることを考慮すると、溶融炉心は床全面に拡がる可能性が高いと考えられる。これは、溶融物の拡がりに影響する因子のうち、主に溶融炉心落下流量が大きいことによるものと考えられる。PUL i MS 実験条件と実機条件を比較した場合、以下の観点から実機条件の方が拡がりが促進されると考えられる（第1表）。

- ・溶融物重量のPUL i MS / 実機値に対して冷却材重量のPUL i MS / 実機値は大きく、実機条件では相対的に溶融物量が多くなる
- ・溶融物過熱度及び比熱は実機条件の方が高く、実機条件の方がデブリが固化しにくいと考えられる。
- ・実機において溶融物は崩壊熱によって継続的な加熱がある
- ・サブクール度については実機条件の方が高いが、溶融物落下後にはサブクール度がすぐに低下することから、拡がりに対する影響は小さいと考えられる
- ・水深 / ブレイクアップ長さについては、実機において水中でより細粒化しにくい傾向であり、溶融物の着床時の温度は高い傾向となることから、床面上での拡がりにおいても拡がり易い傾向となる。
- ・溶融物密度は実機条件の方が大きく、慣性による拡がり効果が大きい
- ・粘性係数については、実験と同程度か小さいものと考えられ、実機条件ではより拡がり易いと考えられる。

- ・表面張力については不確かさが大きいパラメータであるが、表面張力が大きいほど床面上を広がりにくくなる一方で、床面到達までの細粒化に伴う冷却・固化が生じにくいいため、床面での熔融物温度が高めになり拡がり易くなることから、両者の相殺により表面張力が拡がりを与える影響は小さいと考えられる。
- ・輻射率については、特に実験データの不確かさ幅が大きく実験条件と実機条件の大小関係が明確ではないが、熔融物から冷却材への伝熱量と比較すると輻射の影響は相対的に小さいと考えられることから、拡がり挙動に与える影響は小さいと考えられる。
- ・床面熱伝達については、実機では床スラブの形状変更に合わせてペDESTAL床表面にSUS製ライナを設置することで実験と同じ材質となるため床面熱伝達量は同等であり、また、実機解析から熔融物除熱は冷却材伝達が支配的であることから、床面熱伝達が拡がり挙動に与える影響はない。なお、表面のSUS製ライナが熔融した場合にはZrO₂上での拡がりとなるが、熔融物拡がりに関わる実験では、床の材質の差異（種々のセラミック、コンクリート）によらず同様な拡がり挙動になることが確認されており、ZrO₂の場合でも拡がり挙動に差異はないものと考えられる（別紙1参照）。

したがって、熔融物の拡がり距離については、熔融物の拡がりに影響する因子のうち、主に熔融炉心落下流量が大きいことにより、不確かさを考慮しても実機条件ではより拡がり易く、床全面に拡がるものと想定される。

第1表 PULiMS実験条件と実機条件の比較

| 分類 | 項目 | 実機条件 | PULiMS (E4) | PULiMS/実機 |
|-----------|---|--|---|-------------------------|
| 初期条件 | 熔融物 | UO ₂ -ZrO ₂ -SUS 等 | Bi ₂ O ₃ -WO ₃ | - |
| | 熔融物重量[kg] | 約 300×10 ³ | 約 47 | 約 0.16×10 ⁻³ |
| | 液相線温度[K] | | 約 1,143 | - |
| | 固相線温度[K] | | 約 1,143 | - |
| | 熔融物過熱度[K] | | 70 | |
| | 比熱[J/kg/K] | | 250~310 | |
| | 崩壊熱 | あり | なし | - |
| | 冷却材重量[kg] | 約 27×10 ³ | 40 | 約 1.5×10 ⁻³ |
| | サブクール度[K] | | 23 | |
| 熔融物冷却材中挙動 | L/L _{br} (水深/ブレイク アップ長さ*) ※Taylor 関連式 | 約 0.08~約 0.23 | 約 0.35 | 約 1.5~4.4 |
| 熔融物床面上挙動 | 熔融物密度[kg/m ³] | | 約 7,811 | |
| | 粘性係数[Pa・s] | 0.004 | 0.003~0.03 | 約 0.75~7.5 |
| | 表面張力[N/m] | | 0.2~0.6 | |
| | 輻射率[-] | | 0.4~1.0 | |
| | 床面熱伝達 | ZrO ₂ (SUS製ライナ) | SUS材 | - |

(2) 粒子状ベッド

ANLで実施されたセルフベリング実験では、粒子状ベッド内の沸騰による粒子の吹き上げと再堆積によるセルフベリング効果により、2分~3分程度で堆積厚さが均一化されている（付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて 第5部M A A P 添付3 熔融炉心とコンクリートの相互作用について 付録4 (4)参照）。

PDS実験では、沸騰等の冷却水の流動による粒子状ベッドの拡散挙

動の観察を行っている（別紙2参照）。均一化に係る時間は、デブリ密度、ポロシティ、拡がり面積に加え、粒子状ベッドを流れる空気又は蒸気の気相流体速度に依存することが示されており、気相流体速度が相対的に小さいPDS-E実験では粒子状ベッドの均一化に要する時間が数分～数十分であるが、気相流体速度がより大きいPDS-C実験では数秒～数十秒と早く均一化が進むことが確認されている。実機においては、デブリが落下した直後は高温のデブリから急激に伝熱が進むことから発生蒸気速度は十分速いものと考えられるため、落下直後に十分な均一化が進むと考えられる。

したがって、粒子状デブリベッドの堆積形状については、崩壊熱を発生するデブリ粒子では、粒子状ベッド内の継続的沸騰による粒子の攪拌によるセルフレベルング効果により、時間と共に堆積厚さが均一化することが想定される。

3. デブリの拡がりに関する不確かさ評価

これまでの知見によれば、溶融物は床全面に拡がると想定され、粒子状ベッドについても短時間で均一化される。よって、デブリの拡がりに関する不確かさはないものと考えられるが、デブリの堆積高さに対して厳しい評価を実施する観点から、PULiMS実験において確認されたデブリ堆積高さと同様拡がり距離のアスペクト比を適用し、均一化した場合と比較して堆積高さが高くなる場合の評価を行う。PULiMS実験は溶融物を水中に落下した実験であり、溶融物と粒子状デブリベッドを含めたデブリ全体としての堆積高さに関する知見として適用できるものである。

(1) アスペクト比

PULiMS実験のうち、溶融物量が比較的大きいE4実験において、平均堆積高さ41mmに対して、拡がり距離は740mm×560mmとなっている(第2図,第2表)。アスペクト比としては1:18~1:14程度となっており、おおよそ1:16程度の拡がり挙動を示している。デブリ堆積高さの評価としては、ポロシティやペDESTAL(ドライウェル部)内構造物量等の保守的な設定をしているため、不確かさ評価として考慮するアスペクト比としては、実験結果に基づく平均的な値として1:16を適用し評価を行う。

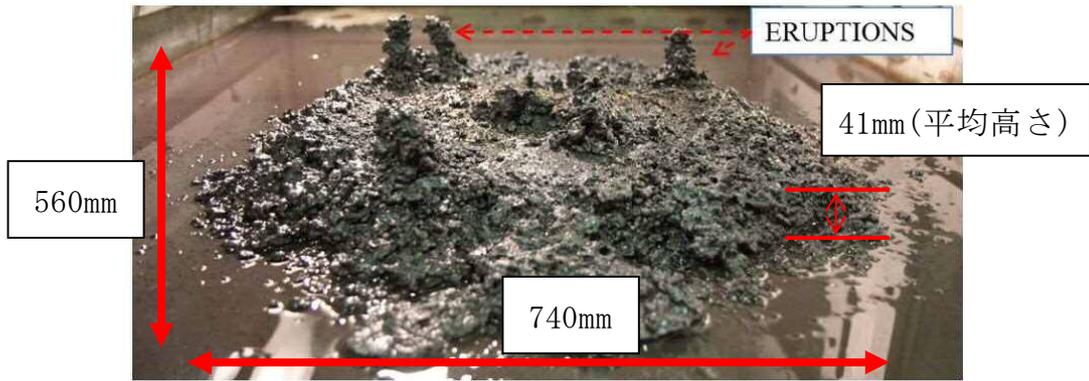
第2表 PULiMS実験条件と結果

Table 1. PULiMS-E test matrix with initial conditions.

| Parameter | PULiMS tests | | | | |
|---|---|------------------------------------|---|---|-----------------------------------|
| | E1 | E2 | E3 | E4 | E5 |
| Melt material | Bi ₂ O ₃ -WO ₃ | B ₂ O ₃ -CaO | Bi ₂ O ₃ -WO ₃ | Bi ₂ O ₃ -WO ₃ | ZrO ₂ -WO ₃ |
| Melt mass composition, % | 42.64-57.36 eutectic | 30-70 non-eutectic | 42.64-57.36 eutectic | 42.64-57.36 eutectic | 15.74-84.26 eutectic |
| Melt jet diameter, mm | 20 | 20 | 20 | 20 | 20 |
| Jet free fall height, mm | 400 | 400 | 400 | 400 | 400 |
| Initial melt volume, L | 3 | 3 | 10 | 6 | 6 |
| Initial melt mass, kg | 23.4 | 7.5 | 78.1 | 46.9 | 41.2 |
| T _{sol.} , °C | 870 | 1027 | 870 | 870 | 1231 |
| T _{lit.} , °C | 870 | 1027 | 870 | 870 | 1231 |
| Melt temperature in the funnel upon pouring, °C | 1006 | 1350 | 1076 | 940 | 1531 |
| Water pool depth, mm | 200 | 200 | 200 | 200 | 200 |
| Water temperature, °C | 79 | 78 | 75 | 77 | 72 |

Table 2. Measured and estimated properties of the debris beds in PULiMS-E tests.

| Parameter | Exploratory PULiMS tests | | | |
|--|--------------------------|----------|----------|-----------|
| | E1 | E3 | E4 | E5 |
| Melt release time, (sec) | 10 | 15 | 12 | ~8.7 |
| Total size x × y, mm | 460x440 | ~750x750 | 740x560 | - |
| Cake size x × y, mm | ~430x320 | ~750x750 | 711x471 | ~400x420 |
| Max debris height, mm | 93 | unknown | 106 | 50 |
| Area averaged debris bed height, mm | 31 | ~30 | 30 | 22 |
| Volume averaged debris bed height, mm | 50 | unknown | 41 | 28 |
| Debris height under injection point, mm | 48 | unknown | 50 | 39 |
| Total area occupied by cake, m ² | 0.14 | ~0.44 | 0.30 | 0.14 |
| Measured particulate debris mass, kg | ~4 | unknown | 2.9 | - |
| Measured particulate debris mass fraction, % | ~20% | unknown | ~6.8% | - |
| Solidified cake mass, kg | ~20 | unknown | 39.5 | 13.6 |
| Measured debris bed volume, L | ~4.2 | unknown | 8.9 | ~3.1 |
| Estimated total cake porosity | 0.29 | - | 0.36 | 0.37 |
| Symmetry of the spread | non-sym. | unknown | non-sym. | symmetric |
| Steam explosion | no | yes | no | yes |
| Cake formation | cake | no cake | cake | cake |
| Measured melt superheat, °C | 136 | 206 | 70 | 300 |
| Measured melt superheat in the pool, °C | 121 | 77 | 48 | 90 |
| Estimated loss of melt superheat due to jet interaction with coolant, °C | 15 | 129 | 22 | 210 |



第2図 PULiMS実験結果 (E4)

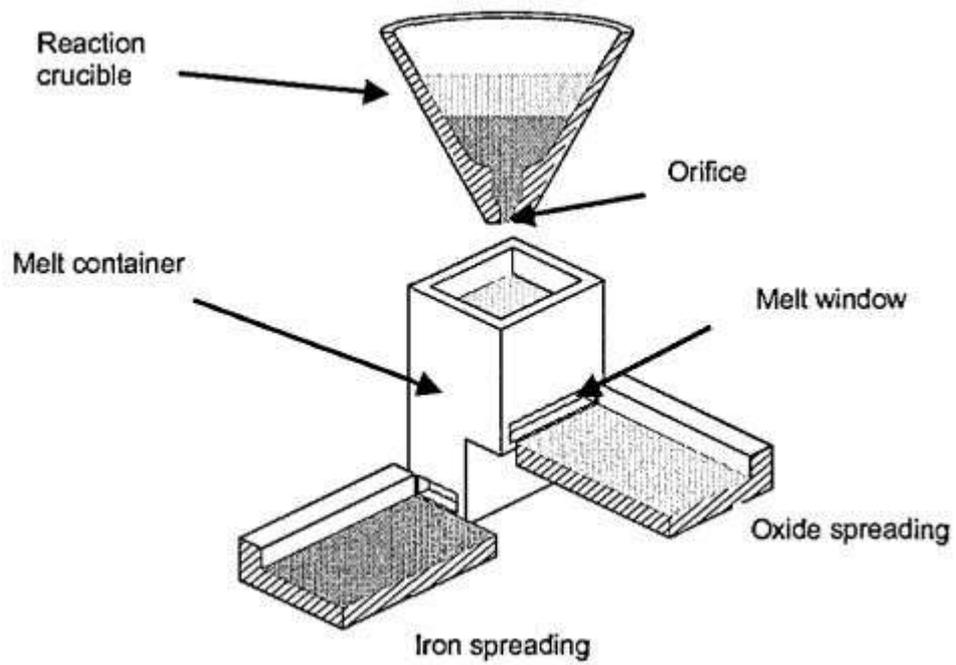
溶融物拡がりに関わる実験

C E A / D R N / D T P で行われた C O R I N E 実験^[1]では、低融点物質（グリセロール他）を模擬物質として使用して、水中での拡がり挙動を調べる実験が実施され、拡がり先端の移動速度や底部に形成されるクラストの影響が調べられた。

独カールスルーエ研究センター（F Z K）で実施された K A T S 実験^{[2][3][4]}では、溶融物としてテルミット（ $A l_2 O_3$ 約 150kg, F e 約 150kg）が使用され、溶融物の放出速度や温度、拡がり形状（1D, 2D）、床の材質（コンクリート、セラミック、コーティング）、水の有無をパラメータに溶融物の拡がり実験が行われている。実験装置を第 1 図及び第 2 図に示す。 $A l_2 O_3$ と F e では密度が異なり成層化するため、溶融物の出口を 2 箇所設け、最初に $A l_2 O_3$ が放出し、最後に F e を放出することにより酸化物溶融物の拡がり と 金属溶融物の拡がりを分けて実験が可能となっている。実験条件を第 1 表に示す。K A T S - 1 0 と K A T S - 1 1 の実験条件はほぼ同様であるが、K A T S - 1 0 の方は 1mm の水張りをしてあり、K A T S - 1 1 の方はドライ条件となっている。両者の拡がり結果を第 3 図に示すが、両ケースのように溶融物の放出速度が比較的高い場合は、冷却材の有無によらず同様な拡がり挙動になる結果となっている。また、K A T S - 1 2 と K A T S - 1 3 の実験条件はほぼ同様であるが、K A T S - 1 2 の方が床の材質がセラミックであり、K A T S - 1 3 の方はコンクリートである。両者の拡がり結果を第 4 図に示すが、両ケースのように溶融物の放出速度が比較的高い場合は、床の材質の差異によらず同様な拡がり挙動になる結果となっている。

C E A で実施された V U L C A N O^{[5][6]} 実験では、溶融物として酸化物溶融

物が使用され、溶融物の組成、放出速度や温度、床の材質（コンクリート、セラミック）をパラメータに溶融物の拡がり実験が行われている。VE-U7実験では、酸化物溶融物（ UO_2 56wt%、 ZrO_2 32wt%、 FeO 5wt%、 CaSiO_3 2wt%、 SiO_2 2wt%、 Fe 1wt%、 CaO 1wt%、 Al_2O_3 1wt%）を用いて、コンクリート床とセラミック（高密度ジルコニア）床での拡がりを実験している。実験装置を第5図に示す。装置の中央にマグネシア煉瓦の分離板を設置し、コンクリート床とセラミック床に40.8kgの酸化物溶融物を4.3kg/sの速度で同時に放出する条件となっている。両者の拡がり結果を第6図に示す。7.7秒間はほぼ同じ拡がり挙動を示しており、その後はセラミック床で若干拡がりが継続する結果となっている。



第 1 図 K A T S 実験装置の概要図 [2]



(1D)



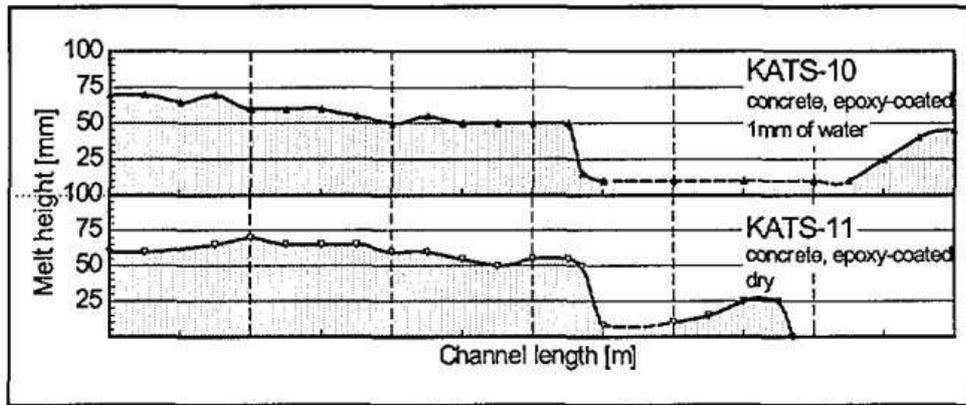
(2D)

第 2 図 K A T S 実験の 1D と 2D の拡がり形状の写真 [3]

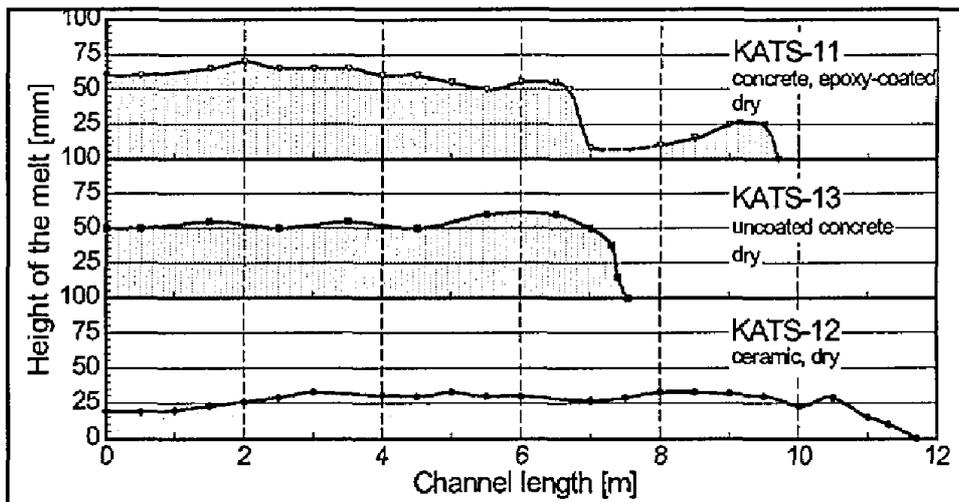
第 1 表 K A T S 実験条件と拡がり距離 (酸化物溶融物, 1D 拡がり) [2]

| Test # | Substratum | Mass in channel (kg) | Temperature Melt (°C) | Pouring rate (l/s) / Length in Time(s) | Spreading length (m) |
|---------|----------------------------------|----------------------|-----------------------|--|---------------------------------------|
| KATS-12 | Ceramics*) | 186 | 2027 | 12.7 - 0 l/s in 10 s | 11.7 |
| KATS-14 | Ceramics*) | 176 | 1967 | 2 → 1.2 l/s in 37 s | 7.2 |
| KATS-10 | Concrete 1mm Water (Epoxy) | 179 | 2037 | 12.4 → 0 l/s in 10s | >12 first front 6.5 m main front |
| KATS-11 | Concrete Dry (Epoxy) | 183 | 2062 | 12.7 → 0 l/s in 10s | 9.5 m first Front 6.8 m main front |
| KATS-13 | Concrete Dry | 185 | 2052 | 12.7 → 0 l/s in 10s | 7.5 |

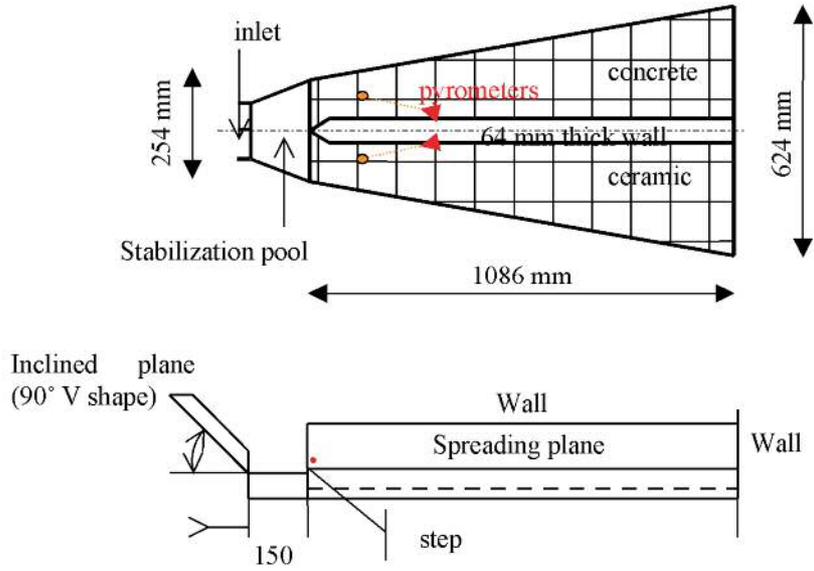
*) Cordierite (Al₂O₃ 37 wt%, SiO₂ 52 wt%, MgO 6,5 wt%)



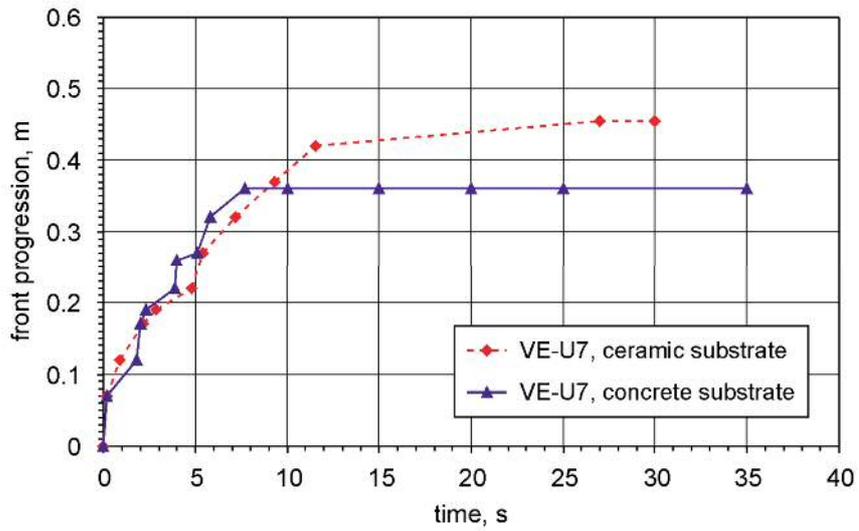
第 3 図 K A T S 実験の水の有無の影響 (酸化物溶融物, 1D 拡がり) [2]



第 4 図 K A T S 実験の床の材質の影響 (酸化物溶融物, 1D 拡がり) [2]



第 5 図 VULCANO 実験装置の概要図^[6]



第 6 図 VULCANO 実験の床の材質の影響^[6]

参考文献

- [1] J.M. Veteau and R. Wittmaack., "CORINE Experiments and Theoretical Modeling," Proceedings of FISA-95, Luxemburg EUR 16896 EN, pp. 271-285 (1996).
- [2] Proceedings of the Second OECD(NEA) CSNI Specialist Meeting on Molten Core Debris-Concrete Interactions, NEA/CSNI/R(92)10, Karlsruhe, Germany (1992).
- [3] B. Eppinger, et al., " KATS Experiments to Simulate Corium Spreading in the EPR Core Catcher Concept," FzK, Karlsruhe, Germany.
- [4] B. Eppinger, et al., " Simulationsexperimente zum Ausbreitungsverhalten von Kernschmelzen: KATS-8 bis KATS-17," FZKA 6589 (2001).
- [5] C. Journeau, et al., " Ex-Vessel corium spreading: result from the VULCANO spreading tests," Nucl. Eng. Design, 223 75-102 (2003).
- [6] C. Journeau, et al., " The VULCANO VE-U7 Corium spreading benchmark," Progress in Nuclear Energy, Vol. 48, p215-234, 2006.

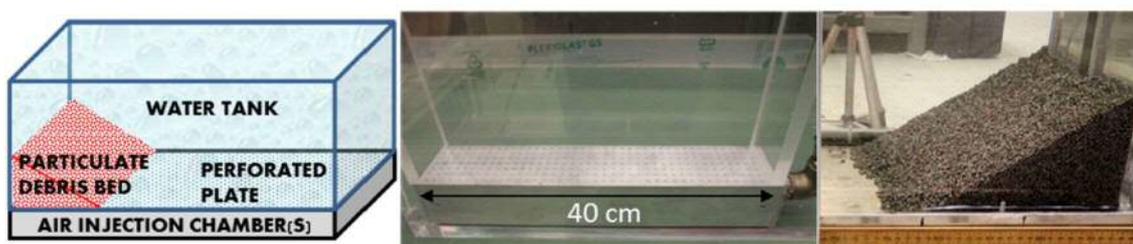
PDS 実験について

1. はじめに

スウェーデン王立工科大学（KTH）で実施された PDS 実験は、沸騰等の冷却水の流動による細粒状デブリベッドの拡散挙動について観察を行っている。

2. 実験条件

実験装置概要図を第 1 図に示す。水槽の壁面に沿って粒子状デブリを堆積させ、下部に設置した注入用チャンバーから水蒸気又は空気を注入し、粒子状デブリベッドの拡散挙動を観察する。



a) 装置概要

b) PDS-C 試験

c) PDS-E 7~23 試験

第 1 図 実験装置概要図

また、PDS 実験では種々のパラメータを感度として複数の実験が実施されている。各実験において感度として設定したパラメータを第 1 表に示す。

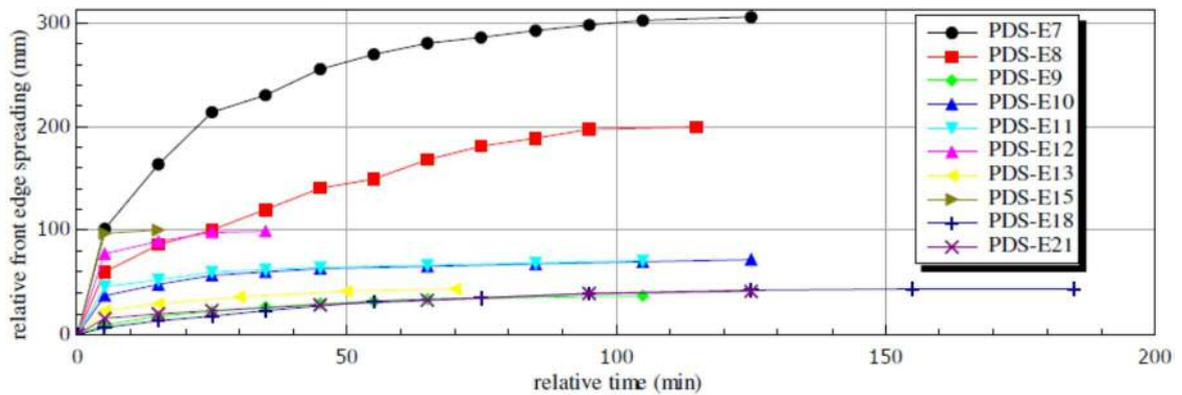
第 1 表 P D S 実験におけるパラメータ設定

| Group | Tests | Effect studied |
|-------|---------------|--|
| A. | E2-E3; E7-E8; | Injected gas (air) flow rate influence |
| B. | E2-E4 | Particle density and size |
| C. | E5-E6; E7-E9 | Leading edge gas injection (turned on/off) influence |
| D. | E10-E12 | Roughness of the spreading surface with help of friction net |
| E. | E12-E14 | Influence of the water presence |
| F. | E12-E15 | Mixture of particles with dissimilar morphology |
| G. | E18-E23 | Influence of inclined spreading surface (0°-15°) |
| H. | E10-E11 | Reproducibility tests |
| I. | C1-C12 | Tests on PDS-C facility at high superficial velocities (up to 1.2 m/s) |

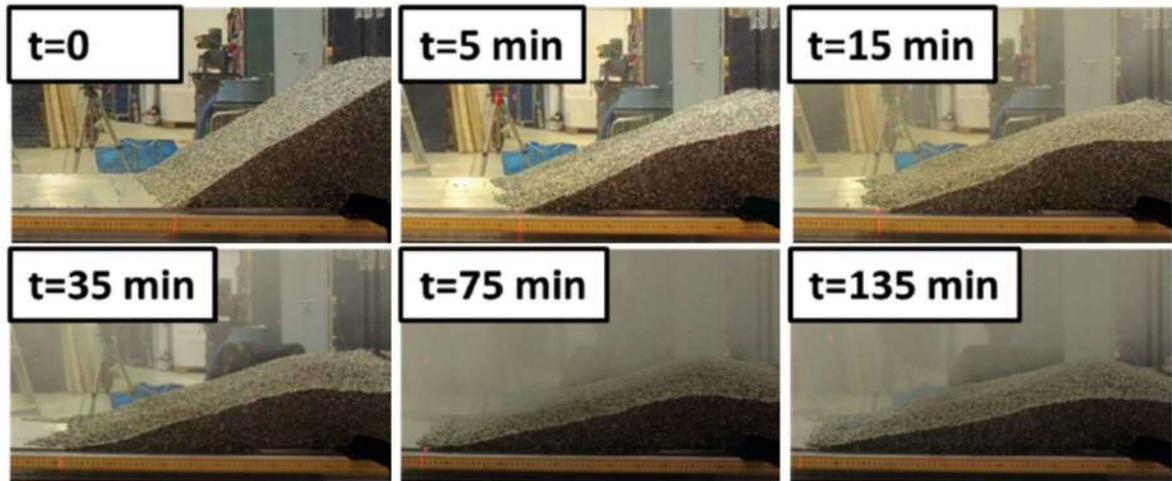
3. 実験結果

(1) P D S - E 実験

実験マトリックスを第 2 表，実験結果を第 2 図及び第 3 図に示す。P D S - E 実験における気相流体速度は最大でも 0.122m/s 程度であり，粒子状デブリベッドの拡がりに数分～数十分の時間を要している。



第 2 図 P D S - E 実験結果



第3図 PDS-E7実験結果

第2表 PDS-E実験マトリックス

| Test No. | Facility | Particulate debris | | | Total air flow rate (L/s) | Study group | Remarks* | Relative bed front propagation, (mm) | |
|----------|----------|--------------------|-----------|---------------------------|---------------------------|-------------|----------|--------------------------------------|-------|
| | | Material† | Mass (kg) | Volume (dm ³) | | | | After 1h | Final |
| E2 | PDS-1 | Gravel | ~13 | 10 | 2.8 | A, B, F | O | 130 | 170 |
| E3 | PDS-1 | Gravel | ~13 | 10 | 5.7 | A, B, F | O | 270 | 300 |
| E4 | PDS-1 | SS cylinders | 30.4 | 6 | 2.8 | B | O | 70 | 135 |
| E5 | PDS-1 | SS cylinders | 30.4 | 6 | 2.8 | C | O | 43 | 120 |
| E6 | PDS-1 | SS cylinders | 30.4 | 6 | 2.8 | C | | 12 | 25 |
| E7 | PDS-2 | SS cylinders | 200 | 38.5 | 20 | A, C | O | 270 | 315 |
| E8 | PDS-2 | SS cylinders | 200 | 38.5 | 12 | A, C | O | 165 | 205 |
| E9 | PDS-2 | SS cylinders | 200 | 38.5 | 12 | C | | 32 | 38 |
| E10 | PDS-2 | SS cylinders | 200 | 38.5 | 18 | D, H | N | 65 | 72 |
| E11 | PDS-2 | SS cylinders | 200 | 38.5 | 18 | D, H | N | 67 | 71 |
| E12 | PDS-2 | SS cylinders | 200 | 38.5 | 18 | D, E, F | | 99 | 99 |
| E13 | PDS-2 | SS cylinders | 200 | 38.5 | 9 | E, F | | 43 | 44 |
| E14 | PDS-2 | SS cylinders | 200 | 38.5 | 18 | E, F | no water | 0 | 0 |
| E15 | PDS-2 | SS cylinders | 160 | ~37 | 18 | F | | 100 | 100 |
| | | SS spheres | 40 | | | | | | |
| E18 | PDS-2 | SS cylinders | 181 | 34.6 | 20 | D, G | N, i0 | 32 | 44 |
| E19 | PDS-2 | SS cylinders | 181 | 34.6 | 20 | D, G | N, i10 | 89 | 89 |
| E20 | PDS-2 | SS cylinders | 93 | 17.9 | 20 | D, G | N, i15 | 71 | 71 |
| E21 | PDS-2 | SS cylinders | 176 | 33.5 | 22 | D, G | N, i0 | 33 | 41 |
| E22 | PDS-2 | SS cyl. | 122 | 23.3 | 22 | D, G | N, i10 | 30 | 40 |
| E23 | PDS-2 | SS cyl. | 93 | 17.7 | 22 | D, G | N, i15 | 44 | 57 |

*O=open leading edge chamber; N=friction net is used; i=inclination angle in degrees.

†SS=stainless steel.

(2) PDS-C実験

実験マトリックスを第3表に示す。PDS-C実験の気相流体速度は

0.34 m/s～2.09m/s と大きく，粒子状デブリベッドの拡がりに要する時間は数秒～数百秒オーダーであり，極めて短時間で均一化される結果となっている。

第3表 PDS-C実験マトリックス

| Test No. | Initial debris bed triangle type | Air injection | | | Water level (cm) | Debris bed settling time (sec) | Initial air injection method |
|----------|----------------------------------|----------------------------|---------------------------------------|--------------------------------------|------------------|--------------------------------|------------------------------|
| | | Flow rate, Q_g (liter/s) | Superficial velocity, v_{air} (m/s) | Ratio $\frac{v_{air}}{u_{mf}^{air}}$ | | | |
| C1 | right | 10 | 0.34 | 0.13 | 55 | ~480 | Instant |
| C1B | right | 10 | 0.34 | 0.13 | 45.5 | ~480 | Gradual |
| C2 | right | 20 | 0.69 | 0.26 | 45.5 | ~390 | Gradual |
| C3 | right | 30 | 1.04 | 0.39 | 45.5 | ~240 | Gradual |
| C4 | right | 40 | 1.39 | 0.53 | 45.5 | ~60 | Gradual |
| C5 | right | 50 | 1.74 | 0.66 | 45.5 | ~10 | Gradual |
| C6 | right | 60 | 2.09 | 0.80 | 45.5 | ~2 | Gradual |
| C7 | isosceles | 20 | 0.69 | 0.26 | 45.5 | ~60 | Gradual |
| C8 | isosceles | 10 | 0.34 | 0.13 | 45.5 | ~130 | Gradual |
| C9 | isosceles | 30 | 1.04 | 0.39 | 45.5 | ~40 | Gradual |
| C10 | isosceles | 40 | 1.39 | 0.53 | 45.5 | ~6 | Gradual |
| C11 | isosceles | 40 | 1.39 | 0.53 | 45.5 | ~3 | Gradual |
| C12 | isosceles | 30 | 1.04 | 0.39 | 45.5 | ~4 | Gradual |

(3) 結論

気相流体速度が相対的に小さいPDS-E実験では，粒子状デブリベッドの均一化に要する時間が数分～数十分に及ぶが，気相流体速度が大きいPDS-C実験では数秒～数百秒と早く均一化が進む頃が確認されている。

実機においては，熔融炉心が落下した直後は，高温の熔融炉心から冷却材に急激に伝熱が進むことから発生蒸気速度は十分に大きいものと考えられるため，落下直後に十分な均一化が進むと期待できる。

参考文献

- [1] A. Konovalenko et al., Experimental and Analytical Study of Particulate Debris Bed Self-Leveling, NUTHOS-9, Kaohsiung, Taiwan, September 9-13, 2012.
- [2] P. Kudinov et al., Investigation of Debris Bed Formation, Spreading and Coolability, NKS-287, Royal Institute of Technology, KTH, Sweden, August 2013.