

島根原子力発電所 2 号炉

重大事故等対策の有効性評価 成立性確認

補足説明資料

令和 2 年 1 月

中国電力株式会社

目 次

1. 発電用原子炉の減圧操作について
2. 重要事故シーケンスの起因とする過渡事象の選定について
3. G値について
4. 原子炉格納容器内における気体のミキシングについて
5. 深層防護の考え方について
6. 原子炉圧力挙動の解析上の取扱いについて
7. 原子炉隔離時冷却系（R C I C）の運転継続及び原子炉減圧の判断について
8. 原子炉再循環ポンプからのリークについて
9. 高圧・低圧注水機能喪失における平均出力燃料集合体での燃料被覆管最高温度の代表性について
10. 取水機能喪失時の非常用ディーゼル発電設備が起動した場合の影響について
11. 原子炉注水手段がない場合の原子炉減圧の考え方について
12. エントレインメントの影響について
13. サプレッション・チェンバのスクラビングによるエアロゾル捕集効果
14. ほう素の容量について
15. 給水ポンプトリップ条件を復水器ホットウェル枯渇とした場合の評価結果への影響について
16. 給水流量をランアウト流量（68％）で評価することの妥当性
17. 実効G値に係る電力共同研究の追加実験について
18. 想定事故2においてサイフォン現象を想定している理由について
19. 燃料プールゲートについて
20. 炉心損傷，原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方
21. 常設重大事故等対処設備を可搬型設備に置き換えた場合の成立性
22. 有効性評価「水素燃焼」における，ドライウェル及びサプレッション・チェンバの気体組成の推移についての補足説明

23. 最長許容炉心露出時間及び原子炉水位不明時の対応について
24. 原子炉水位及びインターロックの概要
25. ペDESTAL外側鋼板の支持能力について
26. ペDESTALに落下する溶融デブリ評価条件と落下後の堆積に関する考慮
27. 大破断L O C Aシナリオ想定と異なる事象について
28. A D S自動起動阻止操作の失敗による評価結果への影響（参考評価）
29. ドライウェルサンプへの溶融炉心流入防止対策に期待した場合の溶融炉心・コンクリート相互作用の影響について
30. 原子炉圧力容器表面温度の設置箇所
31. 逃がし安全弁の耐環境性能の確認実績について
32. 原子炉減圧に関する各種対策及び逃がし安全弁（S R V）の耐環境性能向上に向けた今後の取り組みについて
33. 非常用ガス処理系の使用を考慮した評価について
34. 原子炉圧力容器の破損位置について
35. 逃がし安全弁（S R V）出口温度計による炉心損傷の検知性について
36. 炉心損傷前に発生する可能性がある水素の影響について
37. 溶融炉心落下位置がペDESTALの中心軸から外れ、壁側に偏って落下した場合の影響評価
38. 使用する格納容器フィルタベント系の除去効果（D F）について
39. ジルコニウム（Zr）-水反応時の炉心損傷状態について
40. 燃料プール水の沸騰状態継続時の鉄筋コンクリートへの熱影響について
41. 有効性評価解析条件の見直し等について
42. 有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧について
43. 有効性評価における先行プラントとの主要な相違点について
44. ベント実施までの格納容器スプレイの運用について
45. 原子炉満水操作の概要について
46. 9×9燃料で評価することの代表性について

47. 自動減圧機能及び代替自動減圧機能の論理回路について
48. T B P 対策の概要について
49. I - 1 3 1 の追加放出量の設定について
50. 原子炉隔離時冷却系の水源の違いによる解析結果への影響について
51. 逃がし安全弁吹出量の影響について
52. 島根 2 号炉の原子炉中性子計装系の設備概要について
53. 事故シーケンスグループの分類及び重要事故シーケンスの選定に係る考え方の整理について
54. 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）における事象発生 10 時間後までの格納容器圧力等の推移について
55. T R A C G コードの A T W S 解析への適用例
56. S C A T コードの保守性について
57. 外圧支配事象における燃料被覆管の健全性について
58. 原子炉停止機能喪失における起因事象について
59. 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）における解析上の除熱条件の設定について
60. 原子炉隔離時冷却系による注水時の原子炉圧力挙動について
61. 原子炉隔離時冷却系による原子炉水位維持における運用と解析条件について
62. 中小破断 L O C A における対策の有効性について
63. 外部電源有無による評価結果への影響について
64. L O C A 時注水機能喪失における急速減圧時の弁数による影響について
65. L O C A 時注水機能喪失における燃料被覆管温度ノード間比較
66. 有効性評価における解析の条件設定について
67. S A F E R における燃料集合体の出力分布の設定について
68. I S L O C A 時における屋外への蒸気排出条件について
69. 燃料プールの監視について
70. I S L O C A 時の冷却水から気相への放射性物質の放出割合について

71. 島根2号炉におけるプレコンディショニングの実施状況と非常用ディーゼル発電機の故障率について
72. 高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の水源について
73. インターフェイスシステムLOCA発生時の検知手段について
74. 炉心損傷前に格納容器代替スプレイを実施した場合の影響について
75. 高圧・低圧注水機能喪失における炉心下部プレナム部のボイド率の推移の詳細について
76. 崩壊熱除去機能喪失の事故シーケンスグループのうち大破断LOCAを起因とした事故シーケンスについて
77. 炉心損傷防止TB及びTWシナリオにおける原子炉急速減圧時の弁数の見直しについて
78. 原子炉隔離時冷却系及び高圧原子炉代替注水系における注水時の原子炉圧力挙動の差異について
79. 放射線防護具類着用の判断について
80. 原子炉ウェル注水について
81. 共通要因故障を考慮した低圧原子炉代替注水系の実現性及びコントロールセンタ切替手順について
82. サプレッション・チェンバ薬剤注入について
83. 格納容器ベント実施基準の変更に伴う希ガスによる被ばく評価結果への影響について
84. 損傷炉心による炉心シュラウドへの影響について
85. 残留熱代替除去系の格納容器スプレイ流量について
86. 外部水源を用いた総注水量の制限値について
87. ペDESTAL注水手順及び注水確認手段について
88. 格納容器スプレイによるペDESTALへの流入経路について
89. 溶融炉心の堆積高さの評価に関する考え方について
90. 水蒸気爆発実験と実プラントの水蒸気爆発評価におけるエネルギー変換効率の比較について
91. ペDESTAL水位の推移とペDESTAL/ドライウェル底部の状態について

92. ドライウェルクーラの使用を仮定した場合の格納容器除熱効果について
93. デブリが炉外へ放出される場合と炉内に留まる場合の原子炉格納容器内の気体組成と水素燃焼リスクへの影響
94. 有効性評価における格納容器内の水素及び酸素排出等について
95. コリウムシールドスリット内に溶融デブリが流入した場合の熱伝導解析

下線は、今回の提出資料を示す。

5. 深層防護の考え方について

1. 基本的な考え方

深層防護の3層と4層との境界は、著しい炉心損傷の防止という原子炉安全上の重要な目的に照らして、著しい炉心損傷があるか否かで区分する。すなわち、3層＝著しい炉心損傷防止、4層＝著しい炉心損傷後の格納容器損傷防止、とすることが適切である。

ここで、著しい炉心損傷の有無の境界となる3層と4層の間は、防護策間の独立性が特に重要となるが、実運用上は、3層と4層で同じ設備を用いる場合もあることから、従属要因及び共通要因が排除できること、それぞれのレイヤーで多様な設備を有し高い信頼性を確保していることに加え、(後述の)事象評価上の仮定であり3層と4層間の独立性の要求とは異なる考慮であることを明確にする。

2. 実態を踏まえた運用

1. で述べたような深層防護のレイヤー設定を踏まえ重大事故等対処設備を設置・運用しているが、原子炉圧力容器内に燃料がある以上は、炉心損傷の前後によらず原子炉圧力容器内に注水する必要がある、「著しい炉心損傷」の前後という深層防護の考え方における境界と、注水先としての原子炉圧力容器・原子炉格納容器の境界は必ずしも一致しない。

BWRでは、制御棒のみで未臨界を確保でき、原子炉注水も格納容器スプレイも低圧条件ならほぼ同じ設備構成で可能となる。したがって、原子炉格納容器内へのスプレイ(又は注水)について、専用のポンプ、弁、配管、水源、電源などを設けることを考えたとしても、少しの設備追加で原子炉圧力容器への注水も可能となるため、炉心損傷の防止(3層での事象の収束)を一層確実にする観点からも、原子炉格納容器へのスプレイ(または注水)に特化した設備にするよりも原子炉圧力容器内にも注水できる設備とする方が原子炉安全上有益である。

また、BWRは事象進展(水位低下)が極めて早い大破断LOCAであっても、炉心のリロケーションが発生するまでには無注水が継続しても1.5時間程度あり、3層での事象の収束が不可能な場合(炉心損傷する場合)でも、原子炉圧力容器内での損傷炉心冷却とするために原子炉圧力容器内への注水を何よりも優先すべきである。よって、深層防護の考え方としては3層と4層を明確に区別しているものの、実際の設備としては、3層用、4層用といった明確な区別をしない方が原子炉安全上有益であり、例えば注水手段は、原子炉圧力容器と原子炉格納容器のどちらにも注水できる設備として設置・運用していくことになる。

一方、重大事故のうち、格納容器破損モードに対する対策の有効性を評価する上では、著しい炉心損傷に伴うプラント状態や熔融炉心の格納容器内への

落下に伴う原子炉格納容器内の物理現象を生じさせるために、あえて原子炉圧力容器内への注水をしないといった評価上の仮定を置いたものであり、個々のレイヤー内に十分な信頼性をもたせようとする3層と4層間の独立性の考え方とは別個の要請に基づく処理である。

したがって、あるレイヤーで特定の現象を生じさせることを目的とした機能停止を、次のレイヤーにおける機能喪失と扱う必然性はなく、当該機能の信頼性を踏まえて個別に設定すべきである。

3. 低圧原子炉代替注水系（常設）について

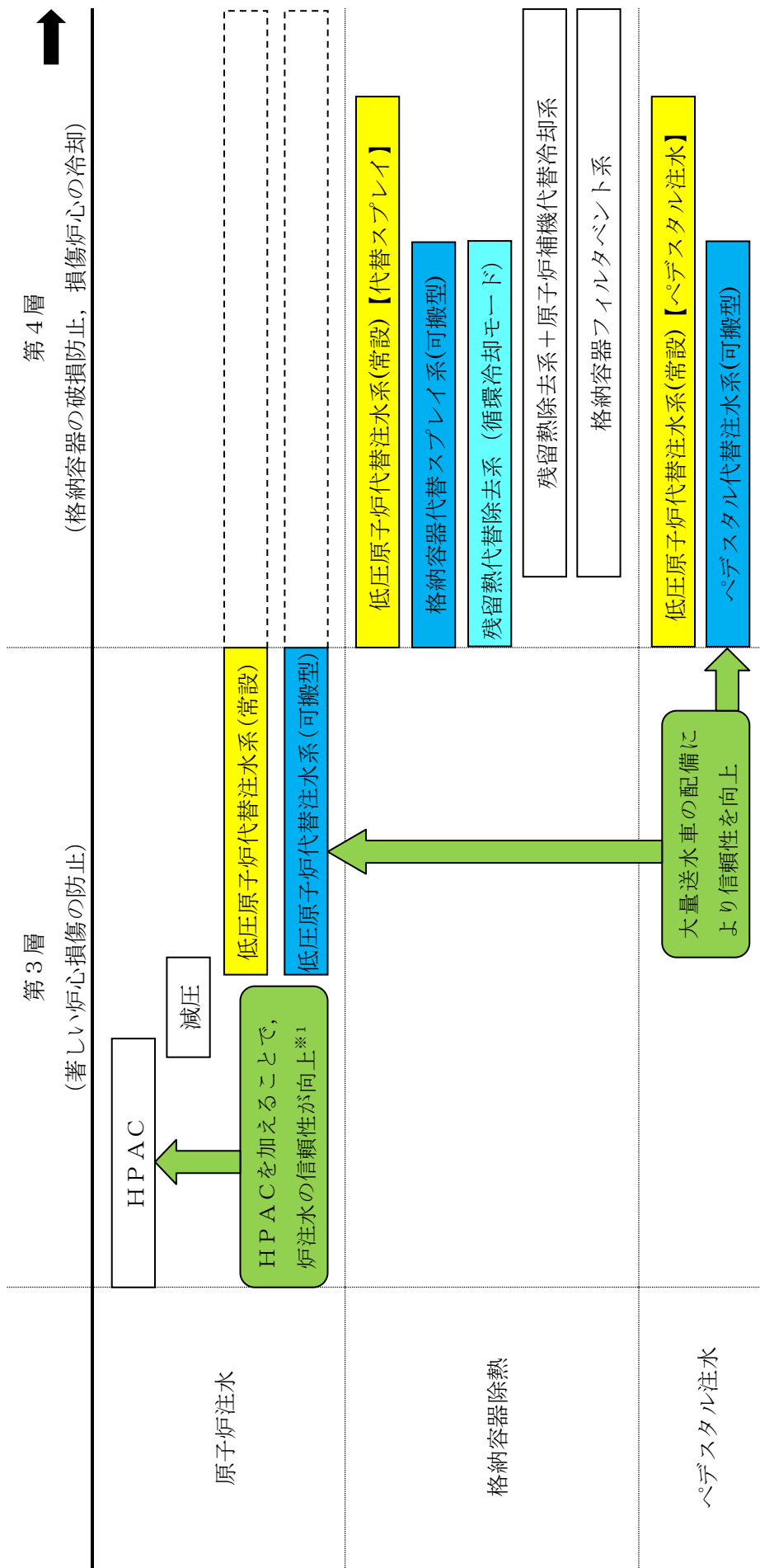
低圧原子炉代替注水系（常設）は、深層防護の3層（著しい炉心損傷の防止）における原子炉圧力容器内への注水として、4層（格納容器の破損防止策）における格納容器代替スプレイ、損傷炉心の冷却のためのペDESTAL代替注水手段としての機能を有している。

低圧原子炉代替注水系（常設）の他にも、3層の原子炉圧力容器注水機能を構成するものとしては、高圧原子炉代替注水系（HPAC）や低圧原子炉代替注水系（可搬型）を有している。同じく4層の原子炉格納容器の破損防止機能としては、残留熱代替除去系、格納容器フィルタベント系、ペDESTAL代替注水系（可搬型）を有している。

以上を踏まえると、3層、4層それぞれのレイヤーで高い信頼性を有していることから、現象を生じさせるための評価上の仮定として3層で低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水を期待しない場合でも、4層の格納容器代替スプレイ、ペDESTAL注水として機能を期待することは適切である。（表1及び図1参照）

表 1 重大事故の各現象に対する対応例

		3層 (③-2)	④層 (④-1)	
		事故シーケンス	損傷炉心の冷却	格納容器の破損防止
3.1	格納容器過圧・ 過温破損	大破断L O C A + E C C S 注水機能 喪失 + S B O	【事象初期 (～10h)】 低圧原子炉代替注水系 (常設) で原子炉圧力容 器内の損傷炉心に注水	【事象初期 (～10h)】 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) で格納容器内 にスプレイ
3.4	水素燃焼		【事象後期 (10h～)】 残留熱代替除去系を使用した循環冷却 (原子炉注水・ 格納容器スプレイの同時実施)	
3.2	D C H	T Q U X	【事象初期 (～10h)】 ペデスタル代替注水系 (可搬型) でペデスタル に溶融炉心の落下に先立 って水張り +	【事象初期 (～10h)】 同左
3.3	炉外 F C I	T Q U V	その後のペデスタルへの 注水	
3.5	M C C I		【事象後期 (10h～)】 残留熱代替除去系を使用した循環冷却 (格納容器スプレ イ)	



※1：TQUV, TW (LUHS, RHR機能喪失)等の一次圧カバウンダリの喪失(LOCA等)を除く事故に対して初期炉心冠水維持が可能

図1 第3層及び第4層における注水等に期待する設備

11. 原子炉注水手段がない場合の原子炉減圧の考え方について

原子炉への注水手段がなく原子炉压力容器の破損に至るおそれがある場合には、原子炉压力容器高圧破損防止のための原子炉手動減圧を実施する必要がある。この際、蒸気冷却による燃料の冷却効果に期待するために原子炉減圧を遅らせ、シュラウド内の原子炉水位計（燃料域）で原子炉水位が「燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の20%高い位置」（以下、「BAF+20%」という）を下回った場合に自動減圧機能付き逃がし安全弁2個で原子炉の減圧を実施する手順としている。

減圧を実施する水位及び弁の個数については、以下の評価結果を基に決定している。

(1) 原子炉手動減圧のタイミングについて

原子炉への注水手段がない場合の原子炉手動減圧のタイミングを検討するため、原子炉水位が「原子炉水位低（レベル1）」（以下「L1」という。）に到達後10分から60分のそれぞれのタイミングで減圧する場合の解析を実施し、水素の積算発生量を評価した。

減圧に用いる自動減圧機能付き逃がし安全弁の弁の個数は、6個（自動減圧機能付き逃がし安全弁全弁）で実施されるものとした。

評価結果を第1表、第1図及び第2図に示す。水素の積算発生量については、L1到達後40分後と50分後の間に大きな差が表れた。

この評価結果から、酸化反応（ジルコニウム-水反応）が活発になる前の、L1到達後40分後までに減圧を実施することが望ましいと判断した。

なお、第1表の自動減圧機能付き逃がし安全弁6個での原子炉減圧の結果及び第2表の自動減圧機能付き逃がし安全弁2個及び1個での原子炉減圧の結果について、10分、20分、30分、40分のタイミングで多少の増減（ばらつき）を示しているものの、50分後と60分後の間に大きな差が生じるのはこのばらつきの影響ではなく、炉心形状が維持されている段階での炉心のヒートアップのタイミングに大量の蒸気が通過することによるものであると考えられる。このため、10分、20分、30分、40分での水素発生量の多少のばらつきは本結論に影響を与えるものではない。

(2) 原子炉手動減圧に用いる弁の個数について

第2表及び第7図から第10図より、(1)で判断した原子炉手動減圧を実施するタイミング（L1到達後40分）近辺の減圧タイミングに着目すると、自動減圧機能付き逃がし安全弁1個の場合の水素発生量が大きくなっている。また、減圧時の炉内蒸気流量の観点では、自動減圧機能付き逃がし安全弁6個の場合よりも自動減圧機能付き逃がし安全弁2個の場合の方が、炉内蒸気流量が小さいことから、被覆管に対する負荷が小さいものとする。低圧注水がある場合、

水位回復の観点から早めに減圧すべきであるが、低圧注水がない場合は、注水ができない状況であってもできるだけ燃料破損を遅らせる観点から2弁減圧を採用する。

水素発生量については、減圧が遅くなるほど蒸気量は小さくなるが炉心ヒートアップは進むこともあり、減圧時間が遅い方が水素発生量が多くなる傾向となっている。

水素発生量、及び燃料被覆管の荷重を低く抑える観点から、減圧時に開放する適切な弁数は2個と判断した。

ただし、仮に水素ガスが発生したとしても、450kg程度であれば、原子炉過圧破損の観点から原子炉格納容器圧力への影響は過大ではないと考える。また、原子炉格納容器の酸素ガスの濃度は相対的に低下することから、原子炉格納容器の水素燃焼の観点からも問題になることはない。

減圧完了までの時間については、第3図から第6図に示すとおり、弁の個数が少ないほど長くなるが、いずれの場合も原子炉圧力容器内破損までの時間に対しては十分な余裕があるため、原子炉圧力容器破損時の熔融炉心落下量など、原子炉圧力容器破損後の事象進展に与える影響は小さい。

以上から、原子炉手動減圧の際に開放する弁数は逃がし安全弁2個とした。

(3) 原子炉手動減圧を実施する水位について

上記評価結果より、原子炉手動減圧をL1到達後50分後以降に実施する場合に水素の積算発生量の顕著な増加が見られること、また、減圧をL1到達後10分から40分の間で実施する場合には水素の積算発生量に有意な傾向が確認されないことを踏まえ、蒸気冷却による燃料の冷却効果に期待する観点から、原子炉減圧はL1到達後40分で実施するものとし、判断基準としてはこのタイミングに相当する原子炉水位を用いることとした。原子炉水位低(レベル1)から40分後の原子炉水位を評価すると、原子炉水位はBAF+20%程度であることから、これを減圧実施の水位とした。

なお、海外における同様の判断基準を調査した結果、米国の緊急時操作ガイドライン(EPG)^[1]の例では、不測事態の蒸気冷却の手順において、原子炉へ注水できない場合の原子炉減圧の判断基準をBAF+70%程度としていることを確認した。これはBAF+70%程度よりも原子炉水位が高い状況では、注水が無くかつ原子炉減圧していない状態でも、冠水部分の燃料から発生する蒸気により露出部分の燃料を冷却できると判断しているものと推定される。当社の判断基準は、米国の例との差異はあるものの、上述の評価結果を踏まえ蒸気冷却効果、水素発生量及び被覆管に対する負荷の観点から定めているものであり、妥当であると考えられる。

(4) 原子炉水位の確認手段について

原子炉水位は原子炉水位計(燃料域)によって確認する。原子炉水位がBA

F +20%に到達する時点（事象発生から約1時間後）では、原子炉圧力容器内の気相部温度は飽和温度を超えているが、ドライウェル内の気相部温度は約77°Cであることから、原子炉水位計の凝縮槽内の水位は維持され、原子炉水位計による原子炉水位の確認は可能と考える。

また、仮に水位不明となった場合は急速減圧を実施する手順となっており、同等の対応となることから、運転員の対応に影響はない。

なお、原子炉水位計の凝縮槽内の水位を確認する手段として、凝縮槽表面の気相部と液相部に温度計を設置することとしており、気相部と液相部に温度差がある場合には、凝縮槽内の水位が維持されており、また、気相部と液相部に温度差がない場合には、凝縮槽内の水が蒸発し、水位不明となっていることを判断することが可能である。

[参考文献]

- [1] “ABWR design Control Document[Tier 2, Chapter 18 Human Factors Engineering]”, GE Nuclear Energy, Mar., 1997

第1表 原子炉減圧のタイミングに関する評価結果
(自動減圧機能付き逃がし安全弁6個で減圧した場合)

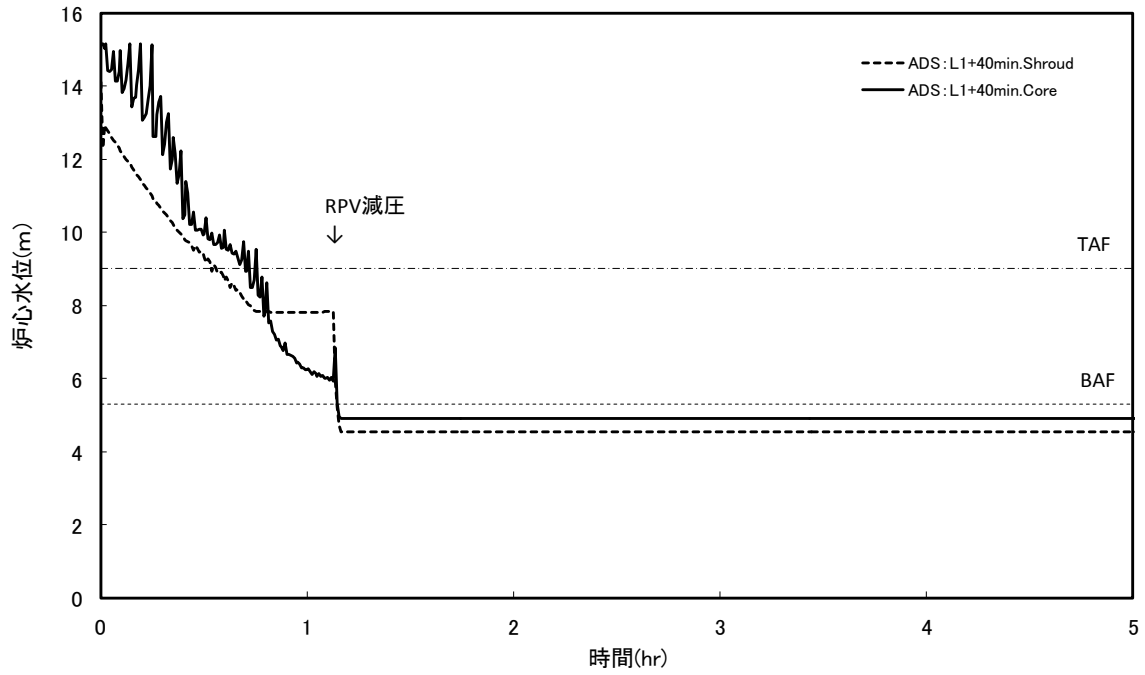
原子炉水位低（レベル1） 到達後の時間遅れ	10分	20分	30分	40分	50分	60分
積算水素発生量[kg]	70	70	70	80	350	310

第2表 減圧弁数に関する評価結果

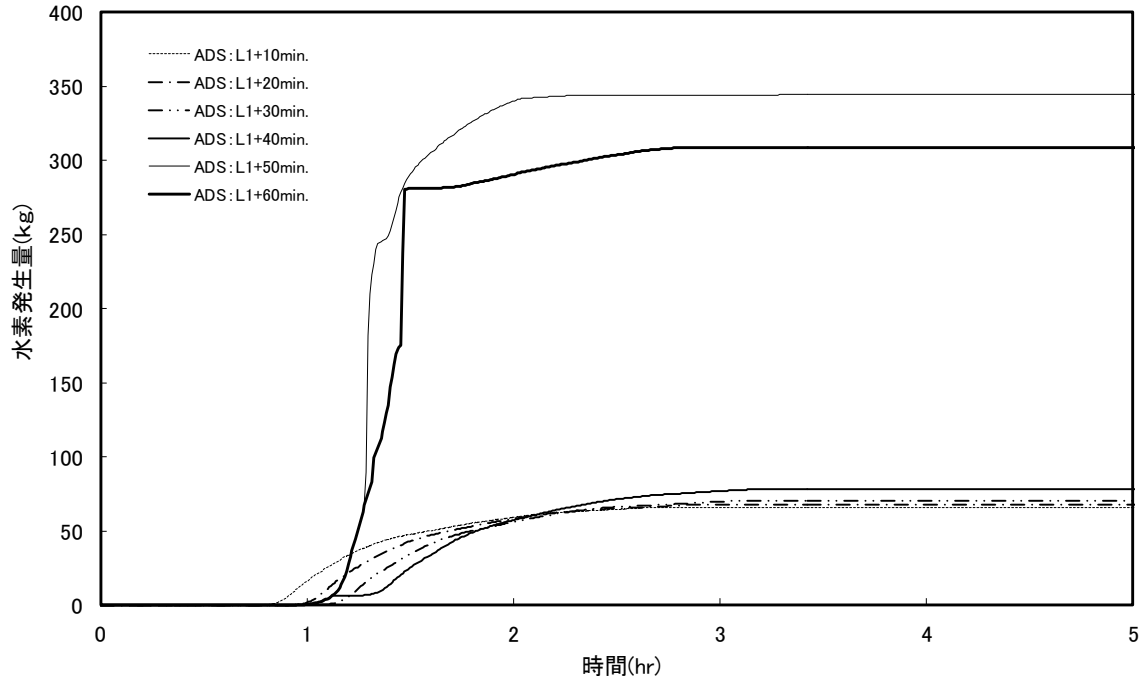
減圧弁数	L 1 到達後の 時間遅れ[分]	積算水素発生量 [kg]	被覆管への 荷重 *
自動減圧機 能付き逃が し安全弁 6個	10	70	130
	20	70	110
	30	70	130
	40	80	150
自動減圧機 能付き逃が し安全弁 2個	10	140	80
	20	130	70
	30	140	60
	40	160	100
自動減圧機 能付き逃が し安全弁 1個	10	200	60
	20	200	50
	30	220	30
	40	380	30

* 原子炉減圧時の最大炉内蒸気流量[kg/s]

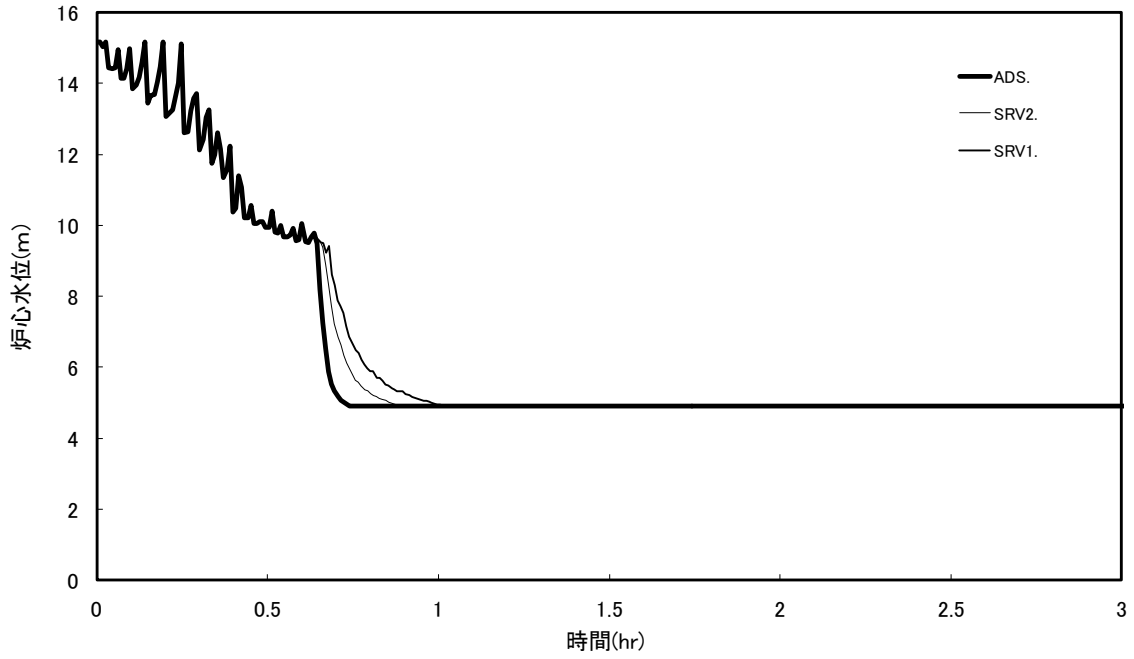
(減圧時に燃料被覆管が受ける荷重としては、燃料被覆管内外の圧力差による応力等が考えられ、蒸気流量の増加とともに大きくなると考えられることから、加わる荷重の指標として蒸気流量を参考としている。)



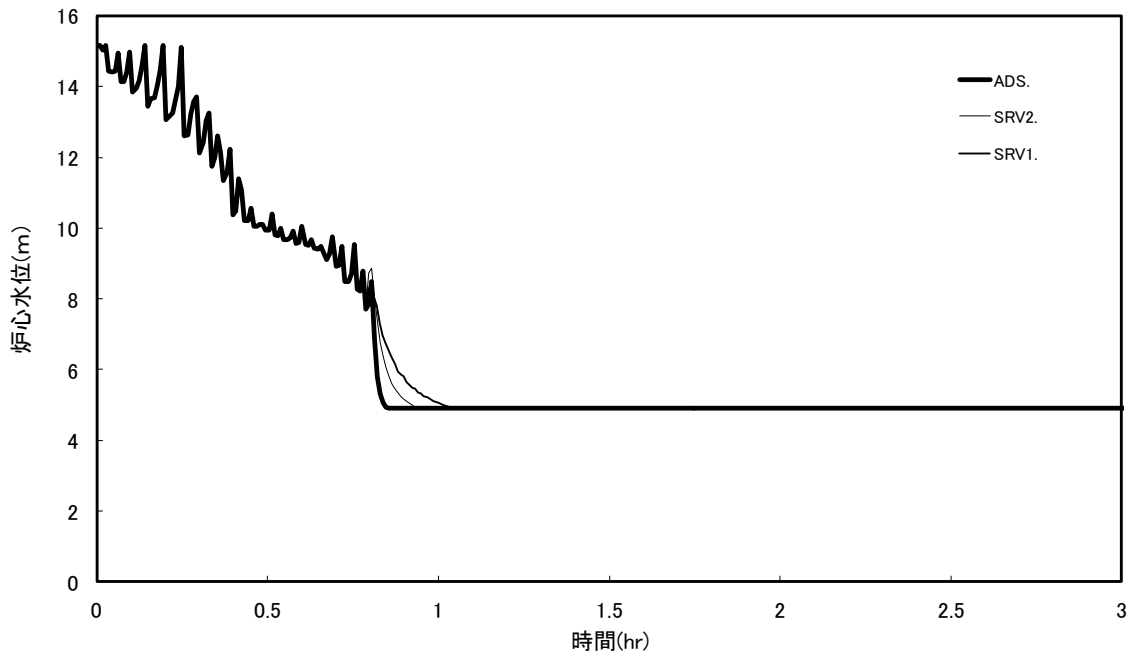
第1図 原子炉水位の時間変化
(自動減圧機能付き逃がし安全弁全弁 (6個))



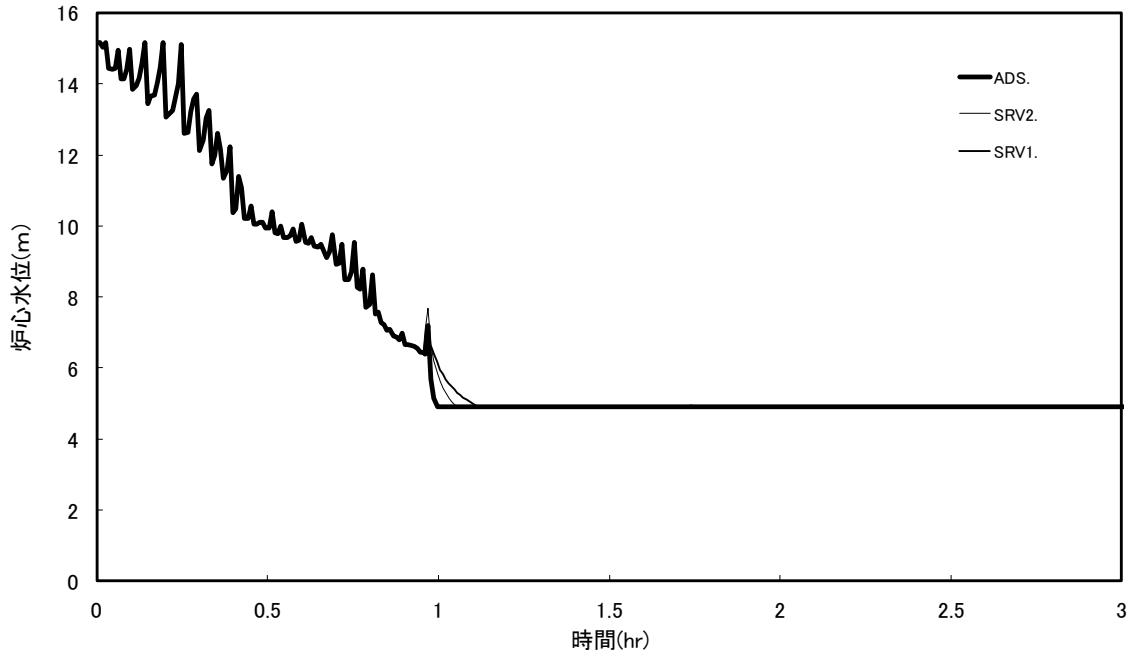
第2図 積算水素発生量の時間変化
(自動減圧機能付き逃がし安全弁全弁 (6個))



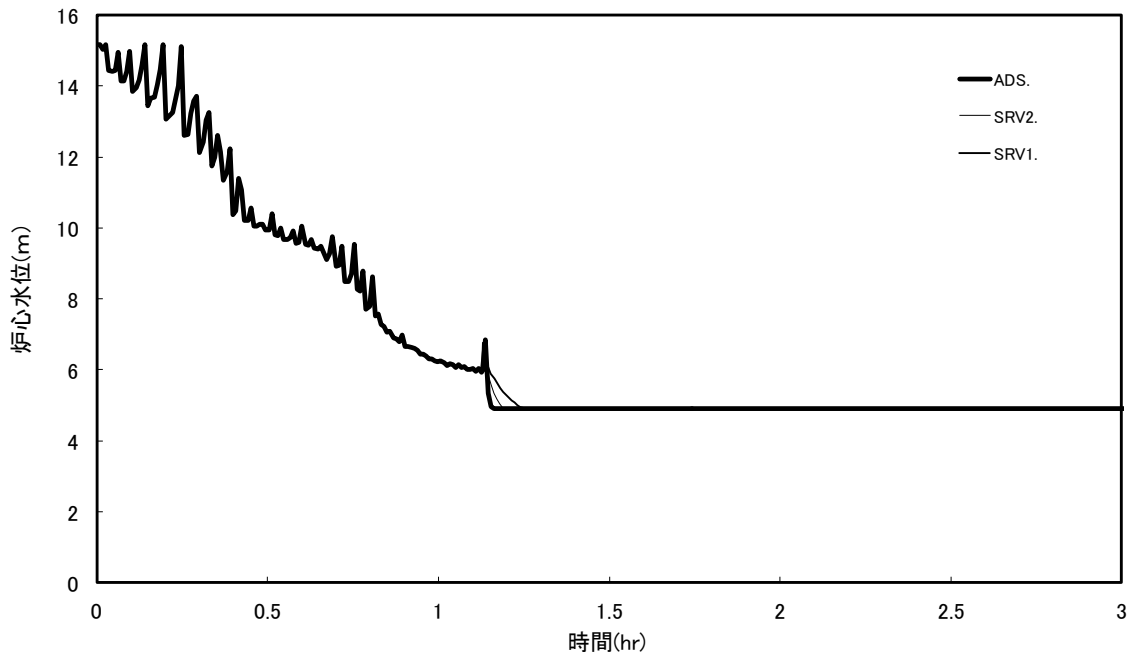
第3図 原子炉水位の時間変化
(L 1 +10 分で減圧)



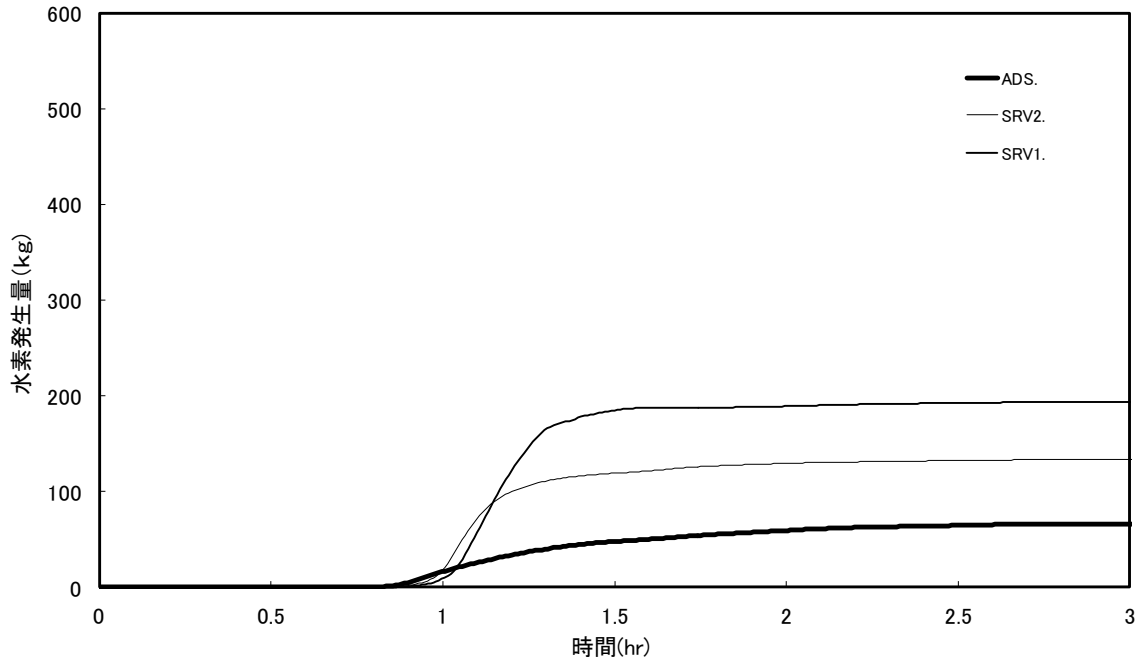
第4図 原子炉水位の時間変化
(L 1 +20 分で減圧)



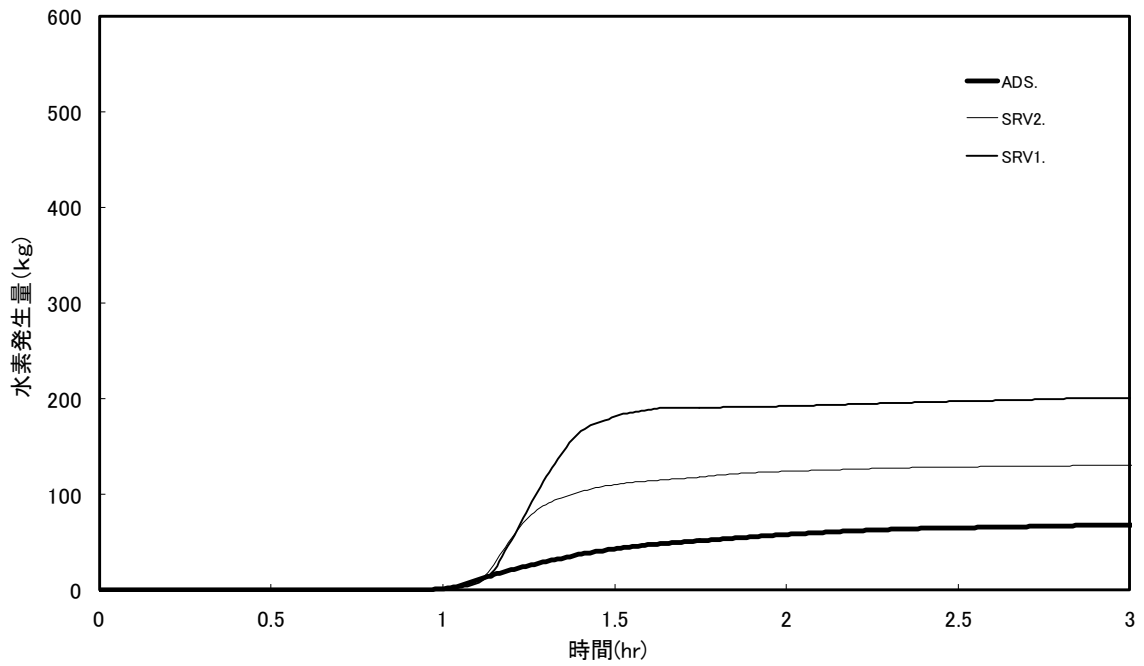
第5図 原子炉水位の時間変化
(L 1 +30 分で減圧)



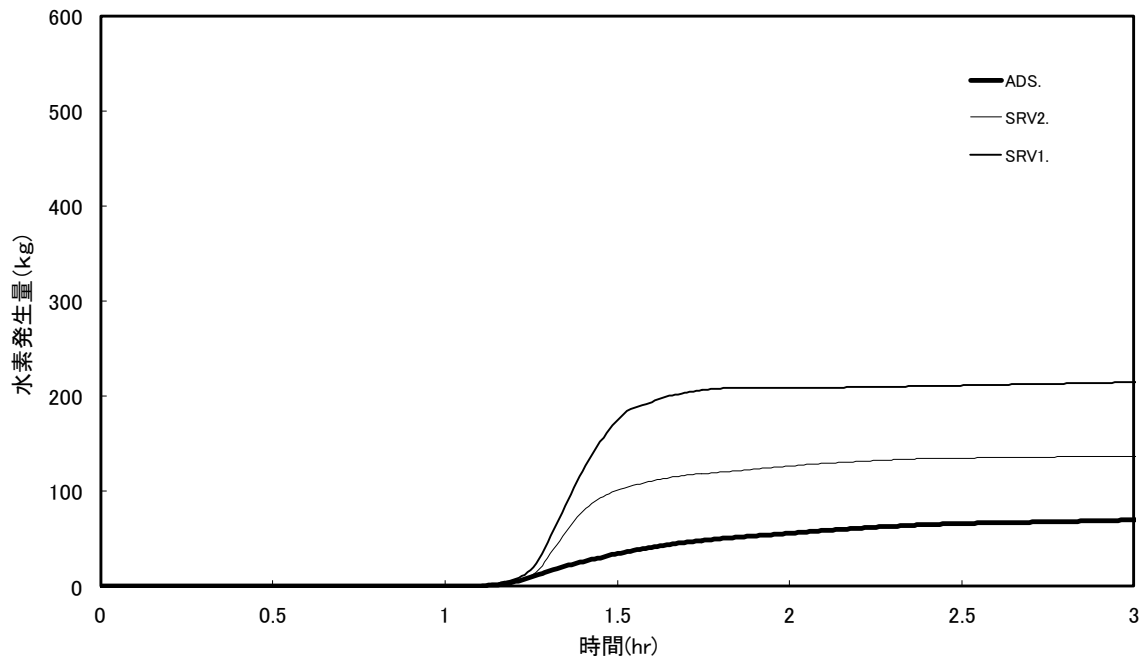
第6図 原子炉水位の時間変化
(L 1 +40 分で減圧)



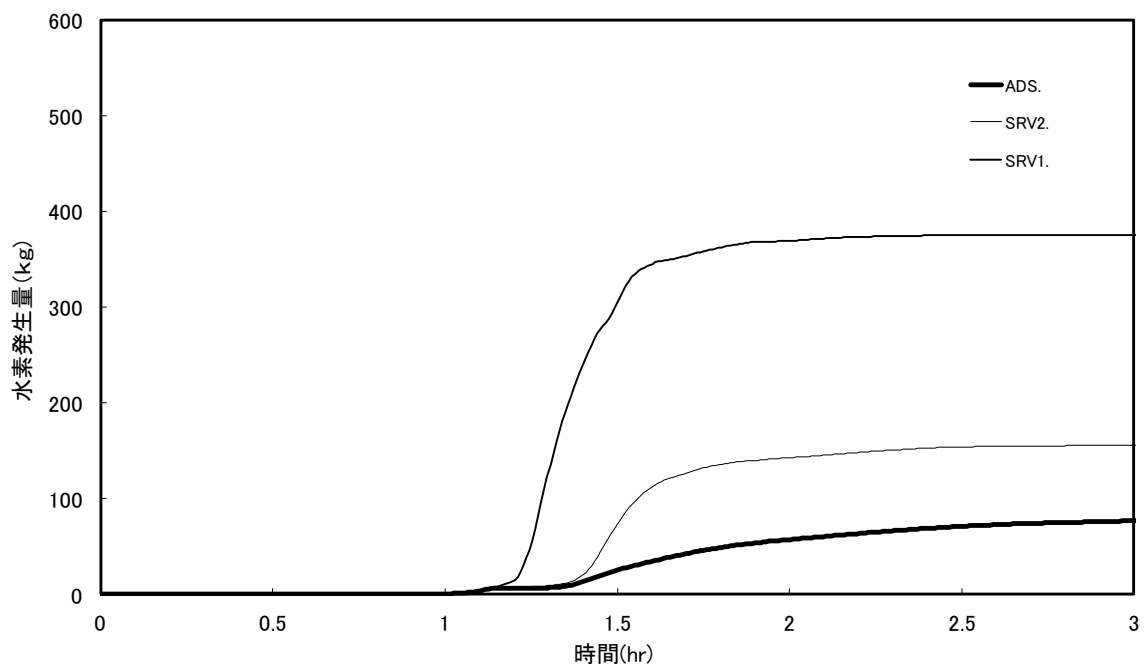
第7図 積算水素発生量の時間変化
(L 1+10分で減圧)



第8図 積算水素発生量の時間変化
(L 1+20分で減圧)



第 9 図 積算水素発生量の時間変化
(L 1 +30 分で減圧)



第 10 図 積算水素発生量の時間変化
(L 1 +40 分で減圧)

20. 炉心損傷，原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方

島根原子力発電所2号炉では，炉心損傷が生じた場合あるいは事象が進展し，原子炉圧力容器(以下「RPV」という。)破損に至った場合の緊急時対策本部による対応をアクシデントマネジメントガイド(以下「AMG」という。)に，運転員による対応を，事故時操作要領書(シビアアクシデント)(以下「SOP」という。)に定めている。このため，有効性評価における炉心損傷後の重大事故時の運転員の対応はSOPに従ったものとなっている。

SOPには，炉心損傷後の状況に応じた対応が可能となるよう対応フローを定めており，対応の優先順位等についても定めている。このため，想定される状況に対して網羅的に対応可能な手順になっていると考えるが，ここでは，炉心損傷後の原子炉格納容器内の状況を場合分けし，それらについてSOPによる対応が可能であることを確認する。SOPの対応フローを図1に示す。また，原子炉格納容器の構造図を図2に示す。

1. 各炉心損傷モードへの対応の網羅性

炉心損傷モードのうち，格納容器先行破損の炉心損傷モード^{※1}を除くと，TQUV，TQUX，TB(長期TB，TBU，TBD，TBP)，LOCAが抽出される。

このうち，TQUV，TQUX，TB(長期TB，TBU，TBD，TBP)は，炉心損傷の時点でRPVが健全であり，RPV内の原子炉冷却材はSRVを通じてサプレッション・チェンバ(以下「S/C」という。)に放出されている点で，炉心損傷の時点でのRPVの健全性及び原子炉格納容器の原子炉冷却材の状況が同じ炉心損傷モードである。TQUV，TBPは炉心損傷の時点でRPV内が減圧されていることに対し，TQUX，長期TB，TBU，TBDでは炉心損傷の時点でRPV内が減圧されていないが，SOPにおいて，原子炉水位が燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の20%高い位置でRPVを減圧する手順としていることから，その後は同じ対応となる。

一方LOCA(LOCA後の注水失敗による炉心損傷)は，炉心損傷の時点でRPVバウンダリ機能を喪失しており，RPV内の原子炉冷却材がドライウェル(以下「D/W」という)に直接放出される炉心損傷モードである。このため，炉心損傷時点での原子炉格納容器の圧力，温度等のパラメータには他の炉心損傷モードとの違いが生じるが，各々のパラメータに応じた運転操作がSOPに定められており，対応は可能である。

※1 格納容器先行破損の炉心損傷モードによって炉心損傷に至った場合，炉心損傷の時点で原子炉格納容器が破損していることから，SOPに想定する対応の可否についての不確かさが大きいと考え，ここでの考察から除外した。しかしながら，現実的にはSOPに準じ，注水及び除熱を試みるものと考えられる。

また、LOCAが発生し、D/Wに放出された原子炉冷却材はペDESTALに流入し、ペDESTALに水位が形成されると考えられる。

炉心損傷後の手順として、RPVの破損及びペDESTALへの溶融炉心落下に備えたペDESTALへの注水を定めており、ペDESTALの水位が2.4m（注水量225m³相当）に到達していることを確認した後、ペDESTALへの注水を停止する。先述のとおり、LOCAの場合にはあらかじめ水位が形成されている可能性が考えられるものの、どの炉心損傷モードを経た場合であってもペDESTAL水位計にて水位2.4mを確認した後、ペDESTALへの注水を停止する。

溶融炉心落下時のペDESTALの水位は、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（以下「炉外FCI」という。）及び溶融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）への対応を考慮し、2.4m相当としている。しかしながら、仮にペDESTAL水位が2.4mより高い場合であっても、炉外FCIやMCCIによる原子炉格納容器の機能維持に問題ないことを確認^{※2}している。

以上より、いずれの炉心損傷モードを経た場合についてもSOPによって炉心損傷後の対応をとることが可能である。

2. 注水及び除熱の考え方

炉心損傷後の注水及び除熱の考え方については、RPVの破損の有無で大別している。

まず、RPVの破損に至る前の段階においては、RPV内の炉心の状況によらずRPVへの注水を優先する手順としている。その後、RPVを破損させることなく原子炉水位を安定させることに成功した場合はRPVへの注水及び必要に応じて原子炉格納容器からの除熱を並行して実施する手順としている。ただし、RPV下鏡温度が300℃に到達し、RPV下部プレナムへの溶融炉心の落下が想定される場合はRPVへの注水と並行してペDESTALへの注水（水位2.4m（注水量225m³相当））を実施する手順としている。

※2 島根原子力発電所2号炉 重大事故等対策の有効性評価について「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 添付資料3.3.3 ペDESTALへの水張り実施の適切性」参照。ペDESTALの水位が高い方が物理現象発生時の原子炉格納容器への負荷が高くなると考えられる炉外FCIについて、溶融炉心がペDESTALに落下する前に、ペDESTALにペDESTAL開口部下端位置までの高さ（約3.8m）の水位が形成されているものとした。これ以上の水位を形成させるためには、ドライウェル床面全面を満たしながら上昇させる必要があることから、仮にペDESTAL注水を入れすぎたとしても開口部下端位置以上の水位となることは考えにくい。また、ここでは現実的な溶融炉心の落下様態を想定した条件を適用して評価した場合、ペDESTALの内側鋼板の最大応力は14MPaであり、ペDESTALの内側鋼板の降伏応力（490MPa）を十分に下回っており、格納容器破損に至る恐れはないことを確認している。ペDESTALの水位上昇の要因がLOCAに起因する原子炉冷却材であった場合、サブクール度は低くなり炉外FCI発生可能性そのものを小さくするとともに、発生した場合でも発生する最大応力は小さくなるものとする。

次に、R P Vが破損した後は、ペDESTALに崩壊熱に余裕をみた量の注水を実施する手順としている。S O P及びAMGに定めるR P V破損の判定方法に基づきR P Vの破損を判定した後は、ペDESTALに直接崩壊熱に余裕をみた量の注水を実施することとしており、その注水量はペDESTAL水位及び原子炉格納容器外の流量計にて確認する手順としている。なお、本流量計の先にあるペDESTAL以外への分岐配管については、逆止弁または常時閉の手動弁があり、他系統へ流入することなく、確実にペDESTALへの注水量を確認できる設備構成となっている。また、原子炉格納容器からの除熱が必要な場合はペDESTALへの注水と原子炉格納容器からの除熱とを並行して実施する手順としている。

しかしながら、R P Vが破損した後は、R P V内の溶融炉心の状態、R P V破損口の状態、ペDESTALへの溶融炉心の落下量、格納容器圧力及び温度等、原子炉格納容器内の状態の不確かさが大きく、また、注水又は除熱を実施可能な設備が限定され、注水又は除熱に使用できる流量が不足する場合を想定すると、重大事故時に確実なアクシデントマネジメントを実施できるよう、注水及び除熱の優先順位を明確化しておく必要がある。このため、S O P及びAMGではR P V破損判定後の運転操作の優先順位を次の様に定めている。

優先順位 1 : D/Wスプレイ

- ・ 開始条件：格納容器圧力 640kPa (1.5Pd) 以上又は格納容器温度 190℃以上
- ・ 停止条件：格納容器圧力 588kPa 以下又は格納容器温度 171℃以下
- ・ 流量：120m³/h

優先順位 2 : ペDESTAL注水

- ・ 流量：崩壊熱に余裕をみた量（スクラム後～5時間：60m³/h，5～10時間：55m³/h，10～20時間：35m³/h，20時間～40時間：30m³/h，40時間～80時間：20m³/h，80時間～120時間：15m³/h，120時間以降：12m³/h）で注水

優先順位 3 : R P V破損後のR P Vへの注水

- ・ 流量：15m³/h（S/C水源でE C C Sを運転できる場合は全量注水）

これらは可能な限り並行して実施すべきものであるが、中でも格納容器スプレイを優先する理由は、格納容器スプレイを開始する状況は格納容器過圧又は過温破損の防止及び早期の格納容器ベントを抑制するための運転操作が必要な状況であり、これに即応する必要があるためである。D/WスプレイとS/Cスプレイでは、より広い空間にスプレイすること等により、原子炉格納容器の圧力及び温度の抑制効果が高いと考えられるD/Wスプレイを実施することとしている。また、D/Wにスプレイを実施することでペDESTALへ冷却材が流入するため、ペDESTALの溶融炉心の冷却にも期待できる。

ペDESTALへの注水については、R P V破損前の注水によりペDESTAL内には約 70m³(スクラム後 5～10 時間後の崩壊熱に換算すると約 2 時間分)の冷却材が確保されていること及びD/Wスプレイした冷却材がD/W床面からペDESTALへ流入することにも期待できることを考慮し、D/Wスプレイに次ぐ優先順位としている。

R P V破損後のR P Vへの注水には、R P V内に残存する溶融炉心の冷却及びR P V破損口から原子炉冷却材が流出することによるペDESTALに堆積している溶融炉心の冷却にも期待できると考えられるが、R P V破損口からの原子炉冷却材の流出の状況を確実に把握することは困難なことから、ペDESTAL注水に必要な流量を確保した後の優先順位としている。

しかしながら、R P Vが破損した後の注水及び除熱の優先順位については、今後の検討結果により、前述の優先順位は変わりうるものと考えている。

D/Wスプレイまたは注水により、S/C水位が通常水位+約 1.3m に到達する時点でスプレイを停止し、格納容器ベントを実施する。ベント開始後は、崩壊熱に余裕をみた量の注水を継続するとともに、ペDESTAL水位計を監視し、水位を維持することによりペDESTALの溶融炉心の冷却を継続する。

以上のとおり、原子炉格納容器内の状態の不確かさを考慮しても、S O Pによって確実なアクシデントマネジメントを実施することが可能である。

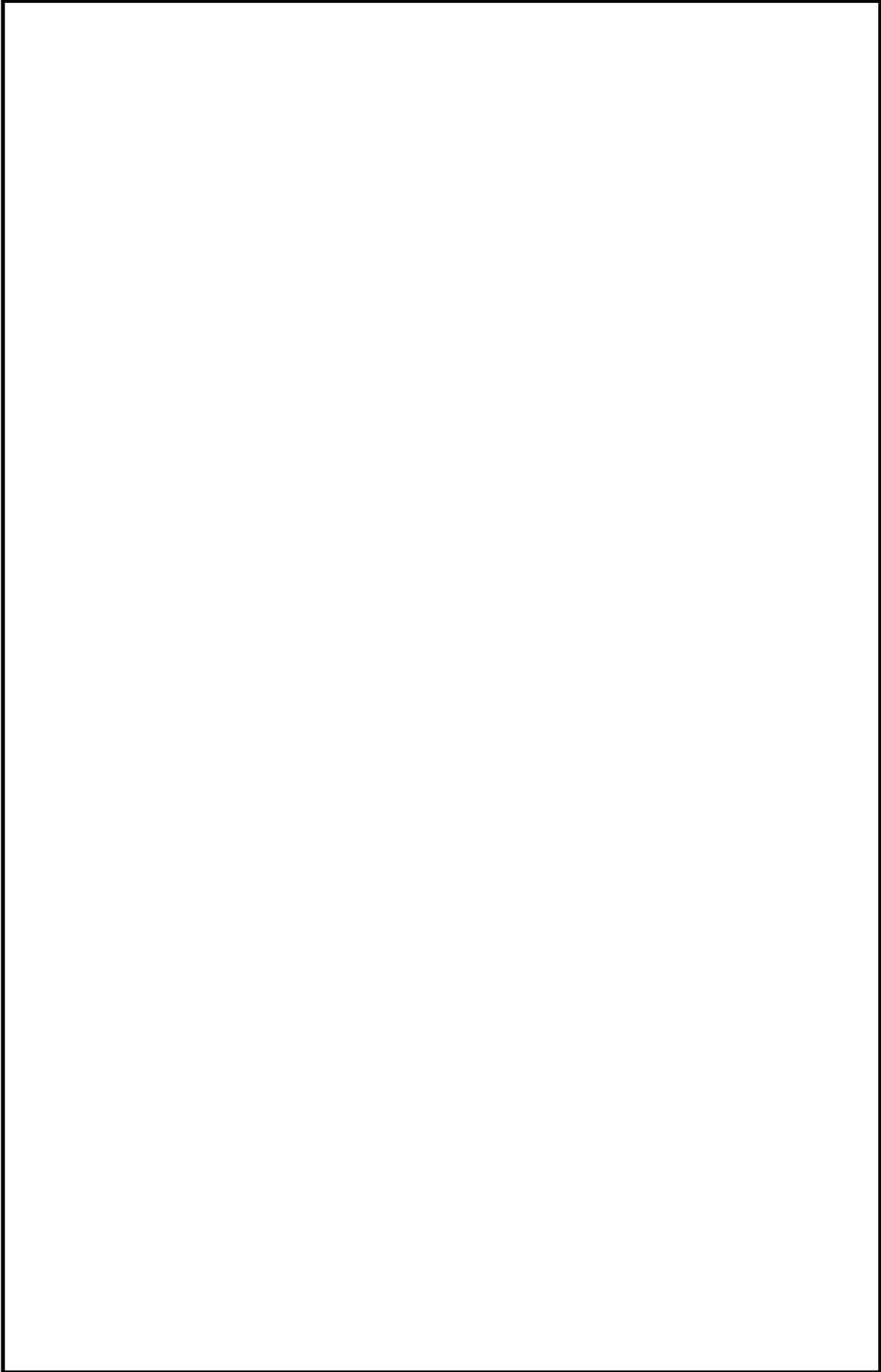


図1 SOPの対応フロー (全体)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

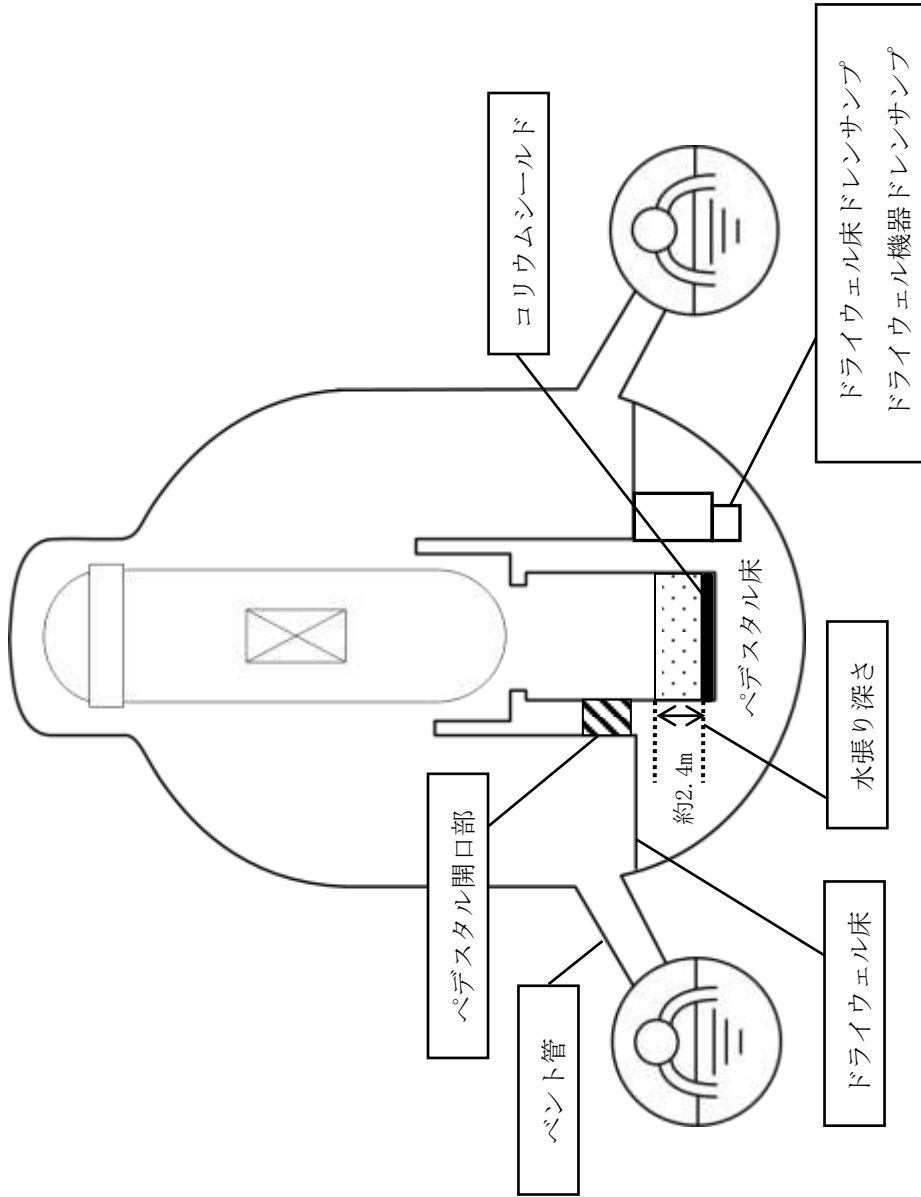


図2 原子炉格納容器の構造図

21. 常設重大事故等対処設備を可搬型設備に置き換えた場合の成立性

島根 2号炉 重要事故シーケンス (運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) の概要 (1/3)

※常設設備を別の常設設備に変更することは考慮していない

事故シーケンス グループ	事象と対応の概要	炉心損傷防止設備		常設重大事故等対処設備を可搬型設備に置き換えた場合 の成立性	
		炉心冷却	格納容器除熱	電源・水源	
高圧・低圧注水機能喪失 (TQUV)	<p>【事象概要】 過渡事象 (全給水喪失) 発生とともに高圧及び低圧注水機能喪失が発生する。これに対し低圧原子炉代替注水系 (常設) により原子炉へ注水し、格納容器ベントにより除熱する。</p> <p>【機能喪失の前提】 ・高圧ECCS注水機能 (HPCS) ・原子炉隔離時冷却系 (RCIC) ・低圧ECCS注水機能 (LPCS, LPCI)</p>	<p>[高圧注水] —</p> <p>[減圧] 自動減圧機能付き逃がし安全弁6個 ・事象発生から約30分後</p> <p>[低圧注水] 低圧原子炉代替注水系 (常設) ・RHR注入ライン経由で注入 ・再冠水まで定格流量 ・再冠水後、崩壊熱分注水 (L3~L8維持)</p>	<p>[PCVスプレイ] —</p> <p>[海水除熱] —</p> <p>[ベント] フィルタベント (W/W) ・PCV圧力1Pdで実施 (約24時間後)</p>	<p>[電源] 非常用ディーゼル発電機 ・事象発生と同時に起動 ガスタービン発電機 ・事象発生10分後から給電 ・外部電源なし</p> <p>[水源 (補給含む)] 低圧原子炉代替注水槽 ・準備完了後、輪谷貯水槽より低圧原子炉代替注水槽に適宜補給</p>	<p><炉心損傷防止> 炉心損傷回避のためには、約1時間までに注水する必要があるが、可搬型設備の使用は約2時間20分を想定しているため、可搬型設備による原子炉注水では炉心損傷は防止できない。</p> <p>×</p>
高圧注水・減圧機能喪失 (TQUX)	<p>【事象概要】 過渡事象 (全給水喪失) 発生とともに高圧注水機能喪失の発生及び減圧機能として原子炉の手動減圧の失敗を想定する。これに対し代替自動減圧機能により原子炉を減圧、低圧ECCSにより注水し、RHRにより除熱する。</p> <p>【機能喪失の前提】 ・高圧ECCS注水機能 (HPCS) ・原子炉隔離時冷却系 (RCIC) ・減圧機能 (手動減圧失敗)</p>	<p>[高圧注水] —</p> <p>[減圧] 代替自動減圧 (2個) ・原子炉水位低 (L1) 到達10分後自動減圧</p> <p>[低圧注水] 低圧ECCS ・再冠水まで定格流量 ・再冠水後、崩壊熱分注水、L3~L8維持</p>	<p>[PCVスプレイ] —</p> <p>[海水除熱] RHRによるS/P水冷却</p> <p>[ベント] —</p>	<p>[電源] 非常用ディーゼル発電機 ・事象発生と同時に起動 ・外部電源なし</p> <p>[水源 (補給含む)] S/C ・初期水量のみで対応可能</p>	<p>—</p>
全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗 (長期TB)	<p>【事象概要】 全交流動力電源喪失が発生するとともに24時間間は代替電源等による交流電源復旧も不可となる。これに対し容量を増強した直流電源により24時間直流電源を維持し、RCICによる原子炉注水を8時間継続し、8時間以降低圧原子炉代替注水系 (可搬型) にて注水する。また、格納容器ベントにて除熱する。24時間後からはガスタービン発電機から給電する。</p> <p>【機能喪失の前提】 ・全交流動力電源喪失 (外部電源、非常用DG等)</p>	<p>[高圧注水] RCIC ・L2~L8で水位維持</p> <p>[減圧] 自動減圧機能付き逃がし安全弁 (6個) ・事象発生から約8時間後に手動減圧</p> <p>[低圧注水] 低圧原子炉代替注水系 (可搬型) ・RHR注入ライン経由で注入 ・水位回復まで定格流量 ・水位回復後、崩壊熱分注水、L3~L8維持</p>	<p>[PCVスプレイ] —</p> <p>[海水除熱] 原子炉補機代替冷却系 ・24時間後に原子炉補機代替冷却系を起動</p> <p>[ベント] フィルタベント (W/W) ・PCV圧力1Pdで実施 (約20時間後)</p>	<p>[電源] ガスタービン発電機 ・事象発生24時間後から給電 ・常設直流電源により24時間直流電源を維持 ・外部電源なし</p> <p>[水源 (補給含む)] 輪谷貯水槽 ・輪谷貯水槽から原子炉へ注水</p>	<p><炉心損傷防止> 可搬型設備による重大事故等対処設備の有効性を確認している。</p> <p>○</p>

○：可搬型設備で代替することで炉心損傷を防止できる

×：可搬型設備の代替では炉心損傷を防止できない

—：可搬型設備の代替がある常設設備に期待していない

高根 2 号炉 重要事故シーケンス (運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) の概要 (2/3)

※常設設備を別の常設設備に変更することは考慮していない

事故シーケンス グループ	事象と対応の概要	炉心損傷防止設備		炉心冷却	格納容器除熱	電源・水		の成立性
		格納容器除熱	電源・水					
全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+D/G失敗) +高圧炉心冷却失敗 (TBU)	<p>【事象概要】 全交流動力電源喪失が発生するとともに24時間全交流動力電源喪失も不可となり、高圧及び低圧の注水機能喪失が発生する。これに対し容量を増強した直流電源により24時間直流電源を維持し、HPACによる原子炉注水を8.3時間継続し、それ以降低圧原子炉代替注水系(可搬型)にて注水する。また、格納容器ベントにて除熱する。24時間後からはガスタービン発電機から給電する。</p> <p>【機能喪失の前提】 ・高圧ECCS注水機能 (HPPCS) ・原子炉隔離時冷却系 (RCIC) ・低圧ECCS注水機能 (LPPCS, LPC1) ・全交流動力電源喪失(外部電源, 非常用D/G)</p> <p>【事象概要】 全交流動力電源喪失が発生するとともに直流電源喪失し、高圧及び低圧の注水機能喪失が発生する。これに対し容量を増強した直流電源により24時間直流電源を維持し、HPACによる原子炉注水を8.3時間継続し、それ以降低圧原子炉代替注水系(可搬型)にて注水する。また、格納容器ベントにて除熱する。24時間後からはガスタービン発電機から給電する。</p> <p>【機能喪失の前提】 ・高圧ECCS注水機能 (HPPCS) ・原子炉隔離時冷却系 (RCIC) ・低圧ECCS注水機能 (LPPCS, LPC1) ・全交流動力電源喪失(外部電源, 非常用D/G) ・直流電源喪失</p>	<p>[PCVスプレイ] -</p> <p>[海水除熱] 原子炉補機代替冷却系 ・24時間後に原子炉補機代替冷却系を起動</p> <p>[ベント] フィルタベント (W/W) ・PCV圧力Pdで実施(約20時間後)</p>	<p>[高圧注水] HPAC ・L.3~L.8で水位維持</p> <p>[減圧] 自動減圧機付き逃がし安全弁(6個) ・事象発生から約8.3時間後に手動減圧</p> <p>[低圧注水] 低圧原子炉代替注水系(可搬型) ・RHR注入ライン経由で注入 ・水位回復まで定格流量 ・水位回復後、崩壊熱注水、L.3~L.8維持</p>	<p>[電源] ガスタービン発電機 ・事象発生24時間後から給電 ・常設直流電源により24時間直流電源を維持 ・外部電源なし</p> <p>[水源(補給含む)] 輪谷貯水槽 ・輪谷貯水槽から原子炉へ注水</p>	<p><炉心損傷防止> 可搬型設備による重大事故等対処設備の有効性を確認している。</p>			
全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+D/G失敗) +SRV再開失敗+HPCS失敗 (TBP)	<p>【事象概要】 全交流動力電源喪失が発生するとともに逃がし安全弁1個が閉固着し、原子炉隔離時冷却系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下することで原子炉注水機能が喪失する。これに対し低圧原子炉代替注水系(可搬型)により原子炉へ注水し、格納容器ベントにより除熱する。ガスタービン発電機により直流電源を維持し、非常用母線は24時間後から給電する。</p> <p>【機能喪失の前提】 ・高圧ECCS注水機能 (HPPCS) ・低圧ECCS注水機能 (LPPCS, LPC1) ・全交流動力電源喪失(外部電源, 非常用D/G) ・逃がし安全弁1個閉固着</p>	<p>[RCVスプレイ] -</p> <p>[海水除熱] 原子炉補機代替冷却系 ・24時間後に原子炉補機代替冷却系を起動</p> <p>[ベント] フィルタベント (W/W) ・PCV圧力Pdで実施(約22時間後)</p>	<p>[高圧注水] RCIC ・SRV1個閉固着により水位低下継続 ・原子炉圧力低下により機能喪失</p> <p>[減圧] (・)閉固着した逃がし安全弁1個からの蒸気流出 ・自動減圧機付き逃がし安全弁(6個) ・低圧原子炉代替注水系(可搬型)の使用が可能となった時点(約2時間20分後)で手動減圧</p> <p>[低圧注水] 低圧原子炉代替注水系(可搬型) ・RHR注入ライン経由で注入 ・水位回復まで定格流量 ・水位回復後、崩壊熱注水(L.3~L.8維持)</p>	<p>[電源] ガスタービン発電機 ・事象発生24時間後から給電 ・常設直流電源により24時間直流電源を維持 ・外部電源なし</p> <p>[水源(補給含む)] 輪谷貯水槽 ・輪谷貯水槽から原子炉へ注水</p>	<p><炉心損傷防止> 可搬型設備による重大事故等対処設備の有効性を確認している。</p>			

○：可搬型設備で代替することで炉心損傷を防止できる

×：可搬型設備の代替では炉心損傷を防止できない

-：可搬型設備の代替がある常設設備に期待していない

高根 2号炉 重要事故シナリオ (運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) の概要 (3/3)

※常設設備を別の常設設備に変更することは考慮していない

事故シナリオグループ	事象と対応の概要	炉心冷却	炉心損傷防止設備	電源・水源	常設重大事故等対応設備を可搬型設備に置き換えた場合の成立性
崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失) (TW)	<p>【事象概要】 過渡事象 (全給水喪失) が発生するとともに取水機能喪失が発生する。これに対し R C I C による原子炉注水を継続し、8 時間後に原子炉補機代替冷却系を接続・起動し、L P C I により原子炉へ注水し、R H R により除熱する。</p> <p>【機能喪失の前駆】 ・ 取水機能 (R S W)</p>	<p>【高圧注水】 R C I C ・ L 2 ~ L 8 で水位維持</p> <p>【減圧】 自動減圧機能付き逃がし安全弁 (6 個) ・ 事象発生から約 8 時間後</p> <p>【低圧注水】 L P C I ・ 水位回復まで定格流量 ・ 水位回復後、崩壊熱分注水、L 3 ~ L 8 維持</p>	<p>[P C V スプレ] -</p> <p>[海水除熱] 原子炉補機代替冷却系を起動 ・ 事象発生 8 時間後に原子炉補機代替冷却系を起動</p> <p>[ベント] -</p>	<p>【電源】 ガスタービン発電機 ・ 事象発生 10 分後から給電 ・ 外部電源なし</p> <p>【水源 (補給含む)】 S / C ・ 初期水量のみで対応可能</p>	-
崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去機能喪失) (TW)	<p>【事象概要】 過渡事象 (全給水喪失) が発生するとともに残留熱除去機能喪失が発生する。これに対し R C I C による原子炉注水を継続し、8 時間後からは低圧原子炉代替注水系 (常設) にて注水を継続し、格納容器ベントにより除熱する。</p> <p>【機能喪失の前駆】 ・ 残留熱除去系 (R H R)</p>	<p>【高圧注水】 R C I C ・ L 2 ~ L 8 で水位維持</p> <p>【減圧】 自動減圧機能付き逃がし安全弁 (6 個) ・ 事象発生から約 8 時間後に自動減圧</p> <p>【低圧注水】 低圧原子炉代替注水系 (常設) ・ R H R 注入ライン経由で注入 ・ 水位回復まで定格流量 ・ 水位回復後、崩壊熱分注水、L 3 ~ L 8 維持</p>	<p>[P C V スプレ] -</p> <p>[海水除熱] -</p> <p>[ベント] フィルタベント (W / W) ・ P C V 圧力 1 P d で実施 (約 20 時間)</p>	<p>【電源】 非常用ディーゼル発電機 ・ 事象発生と同時に起動 ガスタービン発電機 ・ 事象発生 10 分後から給電 ・ 外部電源なし</p> <p>【水源 (補給含む)】 低圧原子炉代替注水系 ・ 準備完了後、輪谷貯水槽より低圧原子炉代替注水槽に適宜補給</p>	○
原子炉停止機能喪失 (T C)	<p>【事象概要】 過渡事象 (主蒸気隔離弁閉止) 発生とともに全制御棒挿入失敗 (A R I 含む) が発生する。これに対し H P C S 及び R C I C により注水を継続し、S L C により未臨界を確保する。</p> <p>【機能喪失の前駆】 ・ スタム機能 (R P S) ・ 代替制御棒挿入機能 (A R I) ・ 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能 (R P T)</p>	<p>【原子炉停止】 S L C ・ S L C 注入は S / C 水温高 (49 C) から 10 分後</p> <p>【高圧注水】 H P C S, R C I C ・ 水位回復まで定格流量 ・ L 1 H で水位維持</p> <p>【減圧】 -</p> <p>【低圧注水】 -</p>	<p>[P C V スプレ] -</p> <p>[海水除熱] R H R による S / P 水冷却</p> <p>[ベント] -</p>	<p>【電源】 外部電源</p> <p>【水源 (補給含む)】 S / C ・ 初期水量のみで対応可能</p>	-
LOCA 時注水機能喪失 (中破断 LOCA)	<p>【事象概要】 LOCA 発生とともに高圧及び低圧注水機能喪失が発生する。これに対し低圧原子炉代替注水系 (常設) により原子炉へ注水し、格納容器ベントにより除熱する。</p> <p>【機能喪失の前駆】 ・ 高圧 E C C S 注水機能 (H P C S) ・ 原子炉隔離時格納系 (R C I C) ・ 低圧 E C C S 注水機能 (L P C S, L P C I) ・ 自動減圧機能 (A D S)</p>	<p>【高圧注水】 -</p> <p>【減圧】 自動減圧機能付き逃がし安全弁 (6 個) ・ 事象発生から約 30 分後に自動減圧</p> <p>【低圧注水】 低圧原子炉代替注水系 (常設) ・ R H R 注入ライン経由で注入 ・ 再冠水まで定格流量 ・ 再冠水後、崩壊熱分注水 (L 3 ~ L 8 維持)</p>	<p>[P C V スプレ] -</p> <p>[海水除熱] -</p> <p>[ベント] フィルタベント (W / W) ・ P C V 圧力 1 P d で実施 (約 22 時間)</p>	<p>【電源】 非常用ディーゼル発電機 ・ 事象発生と同時に起動 ガスタービン発電機 ・ 事象発生 10 分後から給電 ・ 外部電源なし</p> <p>【水源 (補給含む)】 低圧原子炉代替注水系 ・ 準備完了後、輪谷貯水槽より低圧原子炉代替注水槽に適宜補給</p>	×
格納容器バイパス (I S L O C A)	<p>【事象概要】 I S L O C A (残留熱除去系熱交換器フランジ部、残留熱除去系機器等からの漏えいを想定) が発生する。これに対し H P C S 及び R C I C により注水を継続し、破断箇所を隔離する。</p> <p>【機能喪失の前駆】 -</p>	<p>【高圧注水】 H P C S, R C I C</p> <p>【減圧】 自動減圧機能付き逃がし安全弁 (6 個) ・ 事象発生から約 30 分後に中央制御室による破断箇所隔離に失敗し、漏えい抑制のため手動減圧により注水を継続し、破断箇所を隔離する。</p> <p>【低圧注水】 -</p>	<p>格納容器バイパス事象であるため、格納容器制のマネジメントは不要 ただし、破断箇所の隔離後は通常の停止手順で冷温停止に移行)</p>	<p>【電源】 外部電源</p> <p>【水源 (補給含む)】 S / C ・ 初期水量のみで対応可能</p>	-

○：可搬型設備で代替することで炉心損傷を防止できる

×

○：可搬型設備の代替では炉心損傷を防止できない

-：可搬型設備の代替がある常設設備に期待していない

島根2号炉 重要事故シナケケンス (運転中の原子炉における重大事故) の概要

※常設設備を別の常設設備に変更することは考慮していない

格納容器破損モード	事象設定	損傷炉心冷却	格納容器破損防止設備	電源・水源	常設重大事故等対処設備を可搬型設備に置き換えた場合の成立性
格納容器破損防止 (残留熱代替除去系を使用する場合)	<p>【事象概要】</p> <p>大破断 LOCA (再循環ポンプ吸込側配管の瞬時同時破断を想定) 発生とともに高圧及び低圧注水機能喪失及び全交流動力電源喪失が発生し、炉心損傷に至る。これに対し、ガスタービン発電機から給電の除熱を要する。</p> <p>【機能喪失の前提】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧 ECCS 注水機能 (HIPCS) ・原子炉隔離時冷却系 (RCIC) ・低圧 ECCS 注水機能 (LPCCS, LPC1) ・全交流動力電源喪失 (外部電源, 非常用 D/G) 	<p>[高圧注水] -</p> <p>[減圧] - (LOCA) により減圧)</p> <p>[低圧注水] 低圧原子炉代替注水系 (常設)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ RHR (A) 注入ライン経由で注入 ・残留熱代替除去系 ・事象発生 10 時間後から開始 	<p>[海水除熱] 原子炉補機代替冷却系</p> <ul style="list-style-type: none"> ・事象発生 10 時間後準備完了 <p>[代替循環冷却] 残留熱代替除去系を用いた代替循環冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> ・事象発生 10 時間後から開始 ・事象発生 12 時間後から注入開始 <p>[蓄熱注入] 可搬型蓄熱供給装置</p> <ul style="list-style-type: none"> ・事象発生 12 時間後から注入開始 	<p>[電源] ガスタービン発電機</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外部電源なし ・事象発生 10 分後から給電 <p>[水源 (補給含む)] 低圧原子炉代替注水槽 (原子炉注水)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・準備完了後、輸送槽より低圧原子炉代替注水槽に適宜補給 	<p>○</p> <p><格納容器破損防止> リローション後、MCCI の発生防止のためにベデスタルに約 3.3 時間までに水深 2.4m の水張りを完了させる必要があるが、可搬型設備で対応できる。</p>
過温・過圧破損防止 (残留熱代替除去系を使用しない場合)	<p>【事象概要】</p> <p>大破断 LOCA (再循環ポンプ吸込側配管の瞬時同時破断を想定) 発生とともに高圧及び低圧注水機能喪失及び全交流動力電源喪失が発生し、炉心損傷に至る。これに対し、ガスタービン発電機から給電した低圧原子炉代替注水系 (常設) により炉心へ注水し、格納容器ベントにより除熱する。</p> <p>【機能喪失の前提】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧 ECCS 注水機能 (HIPCS) ・原子炉隔離時冷却系 (RCIC) ・低圧 ECCS 注水機能 (LPCCS, LPC1) ・全交流動力電源喪失 (外部電源, 非常用 D/G) 	<p>[高圧注水] -</p> <p>[減圧] - (LOCA) により減圧)</p> <p>[低圧注水] 低圧原子炉代替注水系 (常設)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ RHR (A) 注入ライン経由で注入 	<p>[PCV スプレイ] 格納容器代替スプレイ系 (可搬型)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・事象発生 約 27 時間後に PCV スプレイを実施 <p>[海水除熱] -</p> <p>[ベント] フィルタベント (W/W)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・サブプレッション・プール水位が通常水位 + 約 1.3m に到達で実施 (約 32 時間) 	<p>[電源] ガスタービン発電機</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外部電源なし ・事象発生 10 分後から給電 <p>[水源 (補給含む)] 低圧原子炉代替注水槽 (原子炉注水)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・準備完了後、輸送槽より低圧原子炉代替注水槽に適宜補給 輸送槽 (格納容器スプレイ) 	<p>○</p> <p><格納容器破損防止> リローション後、MCCI の発生防止のためにベデスタルに約 3.3 時間までに水深約 2.4m の水張りを完了させる必要があるが、可搬型設備で対応できる。</p>
高圧溶融物放出/格納容器劣化直接加熱 (DCH)	<p>【事象概要】</p> <p>過渡事象 (全給水喪失) が発生するとともに高圧及び低圧の注水機能 (重大事故等対処設備を含む)、自動減圧機能喪失が発生し、炉心損傷に至る。この後に、手順に従い BAF + 燃料有効長 20% で RPV 破損前に手動減圧を行う。溶融炉心落下前にベデスタルへの水張りを進行。落下溶融炉心と水との相互作用による荷重が生じるが、PCV の健全性は維持される。また、水張り及び溶融炉心落下後のベデスタルへの注水によりコンクリート反応は抑制される。その後は注水先を原子炉ではなく、ドライウェルとした代替循環冷却を行い、格納容器の除熱を継続する。</p> <p>【機能喪失の前提】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧 ECCS 注水機能 (HIPCS) ・原子炉隔離時冷却系 (RCIC) ・低圧 ECCS 注水機能 (LPCCS, LPC1) ・自動減圧機能 (ADS) ・全交流動力電源喪失 (外部電源, 非常用 D/G) 	<p>[高圧注水] -</p> <p>[減圧] 自動減圧機能付き速がし安全弁 (2 個)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ BAF + 燃料有効長 20% で手動減圧 <p>[低圧注水] -</p>	<p>[代替循環冷却] 残留熱代替除去系を用いた代替循環冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> ・事象発生 10 時間後から開始 ※本シナリオでは注水先は原子炉ではなく、格納容器 <p>[蓄熱注入] 可搬型蓄熱供給装置</p> <ul style="list-style-type: none"> ・事象発生 12 時間後から注入開始 	<p>[電源] ガスタービン発電機</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外部電源なし ・事象発生 10 分後から給電 <p>[水源 (補給含む)] 輸送槽より低圧原子炉代替注水槽 (ベデスタル注水, 格納容器スプレイ)</p>	<p>-</p>
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 (FCI)	<p>【事象概要】</p> <p>過渡事象 (全給水喪失) が発生するとともに高圧及び低圧の注水機能 (重大事故等対処設備を含む)、自動減圧機能喪失が発生し、炉心損傷に至る。この後に、手順に従い BAF + 燃料有効長 20% で RPV 破損前に手動減圧を行う。落下溶融炉心と水との相互作用による荷重が生じるが、PCV の健全性は維持される。また、水張り及び溶融炉心落下後のベデスタルへの注水によりコンクリート反応は抑制される。その後は注水先を原子炉ではなく、ドライウェルとした代替循環冷却を行い、格納容器の除熱を継続する。</p> <p>【機能喪失の前提】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧 ECCS 注水機能 (HIPCS) ・原子炉隔離時冷却系 (RCIC) ・低圧 ECCS 注水機能 (LPCCS, LPC1) ・自動減圧機能 (ADS) ・全交流動力電源喪失 (外部電源, 非常用 D/G) 	<p>[高圧注水] -</p> <p>[減圧] 自動減圧機能付き速がし安全弁 (2 個)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ BAF + 燃料有効長 20% で手動減圧 <p>[低圧注水] -</p>	<p>[海水除熱] 原子炉補機代替冷却系</p> <ul style="list-style-type: none"> ・事象発生 10 時間後準備完了 <p>[代替循環冷却] 残留熱代替除去系を用いた代替循環冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> ・事象発生 10 時間後から開始 ※本シナリオでは注水先は原子炉ではなく、格納容器 <p>[蓄熱注入] 可搬型蓄熱供給装置</p> <ul style="list-style-type: none"> ・事象発生 12 時間後から注入開始 	<p>[電源] ガスタービン発電機</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外部電源なし ・事象発生 10 分後から給電 <p>[水源 (補給含む)] 輸送槽より低圧原子炉代替注水槽 (ベデスタル注水, 格納容器スプレイ)</p>	<p>-</p>
溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI)	<p>【事象概要】</p> <p>過渡事象 (全給水喪失) が発生するとともに高圧及び低圧の注水機能 (重大事故等対処設備を含む)、自動減圧機能喪失が発生し、炉心損傷に至る。この後に、手順に従い BAF + 燃料有効長 20% で RPV 破損前に手動減圧を行う。落下溶融炉心と水との相互作用による荷重が生じるが、PCV の健全性は維持される。また、水張り及び溶融炉心落下後のベデスタルへの注水によりコンクリート反応は抑制される。その後は注水先を原子炉ではなく、ドライウェルとした代替循環冷却を行い、格納容器の除熱を継続する。</p> <p>【機能喪失の前提】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧 ECCS 注水機能 (HIPCS) ・原子炉隔離時冷却系 (RCIC) ・低圧 ECCS 注水機能 (LPCCS, LPC1) ・自動減圧機能 (ADS) ・全交流動力電源喪失 (外部電源, 非常用 D/G) 	<p>[高圧注水] -</p> <p>[減圧] 自動減圧機能付き速がし安全弁 (2 個)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ BAF + 燃料有効長 20% で手動減圧 <p>[低圧注水] -</p>	<p>[海水除熱] 原子炉補機代替冷却系</p> <ul style="list-style-type: none"> ・事象発生 10 時間後準備完了 <p>[代替循環冷却] 残留熱代替除去系を用いた代替循環冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> ・事象発生 10 時間後から開始 ※本シナリオでは注水先は原子炉ではなく、格納容器 <p>[蓄熱注入] 可搬型蓄熱供給装置</p> <ul style="list-style-type: none"> ・事象発生 12 時間後から注入開始 	<p>[電源] ガスタービン発電機</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外部電源なし ・事象発生 10 分後から給電 <p>[水源 (補給含む)] 輸送槽より低圧原子炉代替注水槽 (ベデスタル注水, 格納容器スプレイ)</p>	<p>○</p> <p><格納容器破損防止> 可搬型設備による重大事故等対処設備の有効性を確認している。</p>
水素燃焼	<p>【事象概要】</p> <p>過渡事象 (全給水喪失) が発生するとともに高圧及び低圧の注水機能 (重大事故等対処設備を含む)、自動減圧機能喪失が発生し、炉心損傷に至る。この後に、手順に従い BAF + 燃料有効長 20% で RPV 破損前に手動減圧を行う。落下溶融炉心と水との相互作用による荷重が生じるが、PCV の健全性は維持される。また、水張り及び溶融炉心落下後のベデスタルへの注水によりコンクリート反応は抑制される。その後は注水先を原子炉ではなく、ドライウェルとした代替循環冷却を行い、格納容器の除熱を継続する。</p> <p>【機能喪失の前提】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧 ECCS 注水機能 (HIPCS) ・原子炉隔離時冷却系 (RCIC) ・低圧 ECCS 注水機能 (LPCCS, LPC1) ・自動減圧機能 (ADS) ・全交流動力電源喪失 (外部電源, 非常用 D/G) 	<p>[高圧注水] -</p> <p>[減圧] 自動減圧機能付き速がし安全弁 (2 個)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ BAF + 燃料有効長 20% で手動減圧 <p>[低圧注水] -</p>	<p>[海水除熱] 原子炉補機代替冷却系</p> <ul style="list-style-type: none"> ・事象発生 10 時間後準備完了 <p>[代替循環冷却] 残留熱代替除去系を用いた代替循環冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> ・事象発生 10 時間後から開始 ※本シナリオでは注水先は原子炉ではなく、格納容器 <p>[蓄熱注入] 可搬型蓄熱供給装置</p> <ul style="list-style-type: none"> ・事象発生 12 時間後から注入開始 	<p>[電源] ガスタービン発電機</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外部電源なし ・事象発生 10 分後から給電 <p>[水源 (補給含む)] 輸送槽より低圧原子炉代替注水槽 (ベデスタル注水, 格納容器スプレイ)</p>	<p>○</p> <p><格納容器破損防止> 可搬型設備による重大事故等対処設備の有効性を確認している。</p>
	<p>【事象概要】</p> <p>過渡事象 (全給水喪失) が発生するとともに高圧及び低圧の注水機能 (重大事故等対処設備を含む)、自動減圧機能喪失が発生し、炉心損傷に至る。この後に、手順に従い BAF + 燃料有効長 20% で RPV 破損前に手動減圧を行う。落下溶融炉心と水との相互作用による荷重が生じるが、PCV の健全性は維持される。また、水張り及び溶融炉心落下後のベデスタルへの注水によりコンクリート反応は抑制される。その後は注水先を原子炉ではなく、ドライウェルとした代替循環冷却を行い、格納容器の除熱を継続する。</p> <p>【機能喪失の前提】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧 ECCS 注水機能 (HIPCS) ・原子炉隔離時冷却系 (RCIC) ・低圧 ECCS 注水機能 (LPCCS, LPC1) ・自動減圧機能 (ADS) ・全交流動力電源喪失 (外部電源, 非常用 D/G) 	<p>[高圧注水] -</p> <p>[減圧] 自動減圧機能付き速がし安全弁 (2 個)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ BAF + 燃料有効長 20% で手動減圧 <p>[低圧注水] -</p>	<p>[海水除熱] 原子炉補機代替冷却系</p> <ul style="list-style-type: none"> ・事象発生 10 時間後準備完了 <p>[代替循環冷却] 残留熱代替除去系を用いた代替循環冷却</p> <ul style="list-style-type: none"> ・事象発生 10 時間後から開始 ※本シナリオでは注水先は原子炉ではなく、格納容器 <p>[蓄熱注入] 可搬型蓄熱供給装置</p> <ul style="list-style-type: none"> ・事象発生 12 時間後から注入開始 	<p>[電源] ガスタービン発電機</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外部電源なし ・事象発生 10 分後から給電 <p>[水源 (補給含む)] 輸送槽より低圧原子炉代替注水槽 (ベデスタル注水, 格納容器スプレイ)</p>	<p>○</p> <p><格納容器破損防止> 可搬型設備による重大事故等対処設備の有効性を確認している。</p>

○ : 可搬型設備で代替することで格納容器破損を防止できる
 × : 可搬型設備の代替では格納容器破損を防止できない
 - : 可搬型設備の代替がある常設設備に期待していない

島根2号炉 燃料プールにおける重大事故に至るおそれのある事故の概要

※常設設備を別の常設設備に変更することは考慮していない

事故シナケケンス	起因事象	冷却材漏えい・開離	重大事故等対処設備等			常設重大事故等対処設備を可搬型設備に置き換えた場合の成立性
			注水	除熱	サポーター系(電源等)	
想定事故1	燃料プール冷却及び注水機能喪失	なし	[燃料プール注水] 燃料プールのスプレッド使用 ・事象発生約7.9時間後に注水開始	期待しない	[電源] 非常用ディーゼル発電機 ・事象発生と同時に起動 ・外部電源なし [水源(補給含む)] 輸合貯水槽(燃料プール注水)	<燃料損傷防止> 可搬型スプレインノズルに置き換えた場合においても、事象発生約7.9時間後までに準備を完了する必要があるが、対応できる。
想定事故2	燃料プール冷却等の配管破断	漏えい(FPC, RHRポンプよりプール側) サイフォンプレイク配管により漏えい停止	[燃料プール注水] 燃料プールのスプレッド使用 ・事象発生約7.6時間後に注水開始	期待しない	[電源] 非常用ディーゼル発電機 ・事象発生と同時に起動 ・外部電源なし [水源(補給含む)] 輸合貯水槽(燃料プール注水)	<燃料損傷防止> 可搬型スプレインノズルに置き換えた場合においても、事象発生約7.6時間後までに準備を完了する必要があるが、対応できる。

- ：可搬型設備で代替することで燃料損傷を防止できる
- ×：可搬型設備の代替では燃料損傷を防止できない
- ー：可搬型設備の代替がある常設設備に期待していない

島根2号炉 重要事故シナケケンス(運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれのある事故)の概要

※常設設備を別の常設設備に変更することは考慮していない

事故シナケケンス	起因事象	重大事故等対処設備等				常設重大事故等対処設備を可搬型設備に置き換えた場合の成立性
		停止系	減圧	注水	除熱	
崩壊熱除去機能喪失	運転中の残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)の故障による崩壊熱除去機能喪失	ー	炉圧上昇に伴い手動減圧を実施	[低圧注水] 残留熱除去系(低圧注水モード) ・事象発生2時間後から注水を実施	[海水除熱] 残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード) ・原子炉水位回復から約20分後から除熱を開始	ー
全交流動力電源喪失	送電系統又は所内主発電設備の故障等による外部電源を喪失(及び全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失による全交流動力電源喪失)	ー	炉圧上昇に伴い手動減圧を実施	[低圧注水] 低圧原子炉代替注水系(常設) ・事象発生2時間後から注水を実施	[海水除熱] 原子炉補機代替冷却系を介した残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード) ・事象発生10時間後から除熱を実施	<燃料損傷防止> 崩壊熱による冷却材の蒸発により、TAF到達まで約6.1時間であり、原子炉注水を2時間30分から開始できることから、可搬型設備で対応できる。
原子炉冷却材の流出	残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)の系統切替時に原子炉冷却材が流出(ミニマムフロー弁の閉操作忘れ)	ー	ー	[低圧注水] 低圧ECCS 残留熱除去系(低圧注水モード) ・事象発生2時間後から注水を実施	[海水除熱] 残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード) ・原子炉注水後除熱を開始	ー
反応度の誤投入	制御棒の最大反応度値に対する核的制限値を超える斜め隣接の制御棒が誤引抜される	安全保護系(中性子束高)	ー	ー	ー	ー

- ：可搬型設備で代替することで燃料破損を防止できる
- ×：可搬型設備の代替では燃料破損を防止できない
- ー：可搬型設備の代替がある常設設備に期待していない

25. ペDESTAL外側鋼板の支持能力について

溶融炉心が水中に落下した際の物理現象である水蒸気爆発は、これまでの知見から、実機において大規模な水蒸気爆発が発生する可能性が極めて低いと考えられるが、島根原子力発電所2号炉の有効性評価「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」では、溶融炉心が原子炉格納容器下部の水中に落下した際の水蒸気爆発の発生を仮定し、原子炉格納容器の健全性を評価している。

評価の結果、島根原子力発電所2号炉では、水蒸気爆発の発生を仮定しても、原子炉格納容器下部の内側鋼板にかかる応力が弾性範囲内であり、塑性変形しないことを確認している。

しかしながら、万一、内側鋼板に変形等が生じ、その支持機能に期待できない場合であっても、島根原子力発電所2号炉では、原子炉格納容器下部の外側鋼板のみで支持機能を維持できる（原子炉圧力容器は、原子炉圧力容器支持スカート及び水平鋼板を介して内側鋼板及び外側鋼板により支持される）。

ここではペDESTALが支持する荷重が外側鋼板のみに負荷された場合でも、ペDESTALが有する支持機能が維持されることを確認する。

1. ペDESTAL外側鋼板の形状

ペDESTALの外側鋼板は、図1に示すように外径9163mm、板厚38mmの円筒状の構造物である。

この断面積Aは、以下のように計算される。

$$A = \pi \left[\left(\frac{9163}{2} \right)^2 - \left(\frac{9087}{2} \right)^2 \right] = 1.089 \times 10^6 (\text{mm}^2)$$

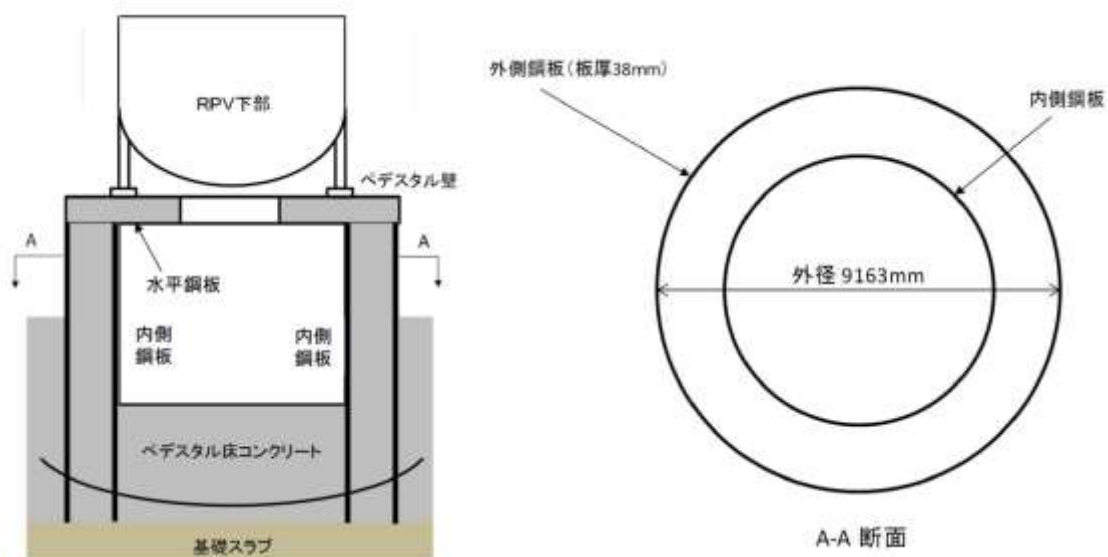


図1 ペDESTAL概形図

2. ペDESTALの支持荷重

ペDESTALが支持する荷重は、原子炉圧力容器重量、ガンマ線しゃへい壁重量等である。付加される荷重は約 5500ton である。

3. ペDESTALの自立性の評価

1. に示した外側鋼板の断面積と、2. に示したペDESTALの支持荷重から算出される、外側鋼板のみでの支持を仮定した場合に外側鋼板に加わる応力を表1に示す。

また、ペDESTAL外側鋼板の材料である S P V 490 の格納容器限界温度(200℃)における降伏応力を、外側鋼板のみで支持機能を維持する上での許容値として同表に示す。

表1 外側鋼板のみでの支持を仮定した場合に外側鋼板に加わる応力と許容値

発生応力	許容値 (降伏応力)
約 50MPa	417MPa

表1の通り、外側鋼板のみでの支持を仮定した場合であっても、外側鋼板に加わる応力は外側鋼板の許容値(降伏応力)を下回っていることから、外側鋼板のみであってもペDESTALが支持する荷重に対する支持機能を維持できる。

以 上

26. ペDESTALに落下する溶融デブリ評価条件と落下後の堆積に関する考慮

1. 溶融デブリの評価条件

島根2号炉では、MCCIの評価にMAAPコードを用いている。MCCIの評価においては、全炉心に相当する量が溶融炉心としてペDESTALに落下するものとしており、この溶融炉心には炉内構造物等を考慮している。溶融炉心の拡がりに関する評価条件を表1に示す。

2. 島根2号炉のMCCIの評価における溶融炉心の堆積高さ

島根2号炉のMCCIの評価では、落下した溶融炉心がペDESTALに一樣に拡がるものとしており、この場合、堆積高さは約1 mとなる。ペDESTALに落下した溶融炉心とペDESTALの構造の位置関係を図1に示す。図1に示すとおり、ペDESTAL側面の開口部として最も低い箇所にあるペDESTAL開口部までは約3.8 mの高さがあることから、仮に溶融炉心が全量落下してもペDESTAL以外に溶融炉心が拡がる恐れは無いと考える。

3. 溶融炉心の堆積高さの不確かさ

(1) ペDESTALの構造物等の影響

島根2号炉のペDESTAL内の構造物としては制御棒駆動機構(CRD)交換装置(プラットフォーム、旋回レール等含む)があり、原子炉压力容器下部の構造物としてCRDハウジング、中性子計装ハウジング等がある。溶融炉心に、これらペDESTAL内の構造物を取り込まれたことを考慮すると、溶融炉心全体の温度を低下させ、MCCIを緩和する側に作用すると考えられることから、現在の評価ではこれらの構造物は考慮していない。これらの構造物を考慮した場合でも、デブリ堆積高さの増加分は約0.17 mであることから、溶融炉心がペDESTAL以外に拡がる恐れは無いと考える。

(2) 溶融炉心の粒子化に伴う影響

溶融炉心がペDESTALに落下する場合、予め2.4mの水張りを実施する手順としていることから、溶融炉心の一部は水中で粒子化するものと考えられる。この時、粒子化した溶融炉心の密度が低いと堆積高さが高くなる。

最も厳しい条件として、全量が粒子化した際の堆積高さを評価する。例えば、ポロシティが最も大きな粒子の充填状態である、単純立方格子(ポロシティ0.48)として粒子が堆積する場合を想定すると、溶融デブリの堆積高さは約1.4 m、粒子化したデブリの範囲を除いた水プール水深は約2 mとなるが、前述のとおり、ペDESTALの側面の開口部までは十分な高さがあることから、粒子化に伴う堆積高さの増加を考慮しても、ペDESTAL以外に溶融炉心が拡がる恐れは無いと考える。

なお、熔融炉心の比重は8程度であり、水と比べて非常に重く、粒子化した熔融炉心は水面に浮遊しないと想定される。

(3) 熔融炉心の落下の位置及び拡がりの影響

原子炉圧力容器下部からペDESTALへの熔融炉心の落下の経路^[1]については、CRDハウジングの逸出に伴う開口部からの落下等が考えられる。原子炉圧力容器の構造からは、熔融炉心は原子炉圧力容器底部の中心に流れ込むと考えられ、原子炉圧力容器底部の中心近傍に開口部が発生し、熔融炉心がペDESTALに落下する可能性が高いと推定されるが、開口部の発生箇所については不確かさがあると考えられる。

ここで仮に熔融炉心が偏って堆積し、ペDESTAL開口部高さ（約 3.8 m）に到達する条件を考えると、熔融炉心が直径約 3 m の円柱を形成する必要があるが、熔融炉心の厚さが均一化するまでの時間が2～3分程度であるという過去の知見^[2]を踏まえると、熔融炉心は落下と同時にペDESTAL床面を拡がり、堆積高さが均一化していくと考えられることから、熔融炉心がペDESTAL開口部の高さまで堆積する状況は考えにくい。

また、熔融炉心の落下位置及び堆積形状に係る知見として、近年、以下のものがある（表3）。

- ・東京電力福島第一原子力発電所2号炉における格納容器下部の調査結果により熔融炉心が圧力容器の中心位置から偏って落下した可能性がある。
- ・PULiMS 実験^[3]において確認された熔融炉心の堆積高さ及び拡がり距離のアスペクト比が確認されている。

これらの知見を踏まえ、熔融炉心が原子炉圧力容器の中心位置から偏って落下し、熔融炉心が円錐上に堆積するという仮定で堆積高さを評価した場合においても、熔融炉心堆積の頂点位置における高さは、約 2.2m であり、ペDESTAL開口部高さ（約 3.8 m）を下回っている評価結果となった。

よって、熔融炉心が圧力容器下部の偏心位置から落下し円錐上に堆積した場合においても、ペDESTAL以外に熔融炉心が拡がる恐れは無いと考える。

表1 溶融炉心に関する評価条件

項目	設定値	設定根拠
溶融炉心落下割合	100% (約 <input type="text"/> t)	保守的に全炉心相当量が落下するものとして設定
溶融炉心の組成	図2参照	MAAPコードによる評価結果 (炉内構造物の組成・質量等を考慮)
ペDESTAL床面積	約 <input type="text"/> m ²	設計値

表2 ペDESTAL内へ落下するコリウム重量及び体積

項目	重量/体積 ^(注1)	備考
燃料 (UO ₂)	<input type="text"/>	炉心内全 UO ₂ の重量
被覆管 (Zr)	<input type="text"/>	標準長燃料棒, 短尺燃料棒を考慮
チャンネルボックス/ ウォーターロッド/ スパーサ (Zr)	<input type="text"/>	チャンネルボックス: <input type="text"/> ウォーターロッド: <input type="text"/> スパーサ: <input type="text"/>
CRD関係 (SUS)	<input type="text"/>	CR, CRDハウジング, CRDガイドチューブの合計
CR(B ₄ C)	<input type="text"/>	CRにおける B ₄ C の重量
炉心支持板/燃料支持金 具+下部タイプレート/ 上部タイプレート (SUS)	<input type="text"/>	炉心支持板: <input type="text"/> 燃料支持金具: <input type="text"/> 上部タイプレート: <input type="text"/> 下部タイプレート: <input type="text"/>
合計 ^(注2)	<input type="text"/>	—

(注1) 重量から体積への換算は以下の密度 (密度は温度によって変化するが, 代表値で一定とする) を用いているため, 体積は参考値扱いである。

UO₂ : 10.57 (g/cm³)

Zr : 6.55 (g/cm³)

SUS : 7.75 (g/cm³)

B₄C : 2.38 (g/cm³)

(注2) MAAPでは, Zr, SUS の酸化を考慮するため, ペDESTALへの落下重量は約 t となる。

本資料のうち, 枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表3 溶融炉心の堆積高さ評価に係る近年得られた知見について

項目	概要	今回評価上の扱い
溶融炉心の落下位置	平成29年2月の東京電力福島第一原子力発電所2号炉における格納容器下部の調査結果により、格納容器下部の中心軸から外れた位置のグレーチングの落下が確認されている。グレーチングの落下理由の1つとして、圧力容器から流出した溶融炉心が中心位置から偏った位置に落下したことが考えられる。	溶融炉心が圧力容器下部の偏心位置から落下したことを考慮した場合、格納容器壁面に近い方がより保守的な条件であるため、溶融炉心が最外周の制御棒駆動機構位置から落下すると仮定して、評価を行った。
堆積形状	PULiMS実験は溶融物を水中に落下した実験であり、溶融炉心の堆積高さや拡がり距離のAspect比としては1:18~1:14程度となっている。	溶融炉心の堆積形状として、保守的に、1:14の円錐状に堆積すると仮定して、評価を行った。

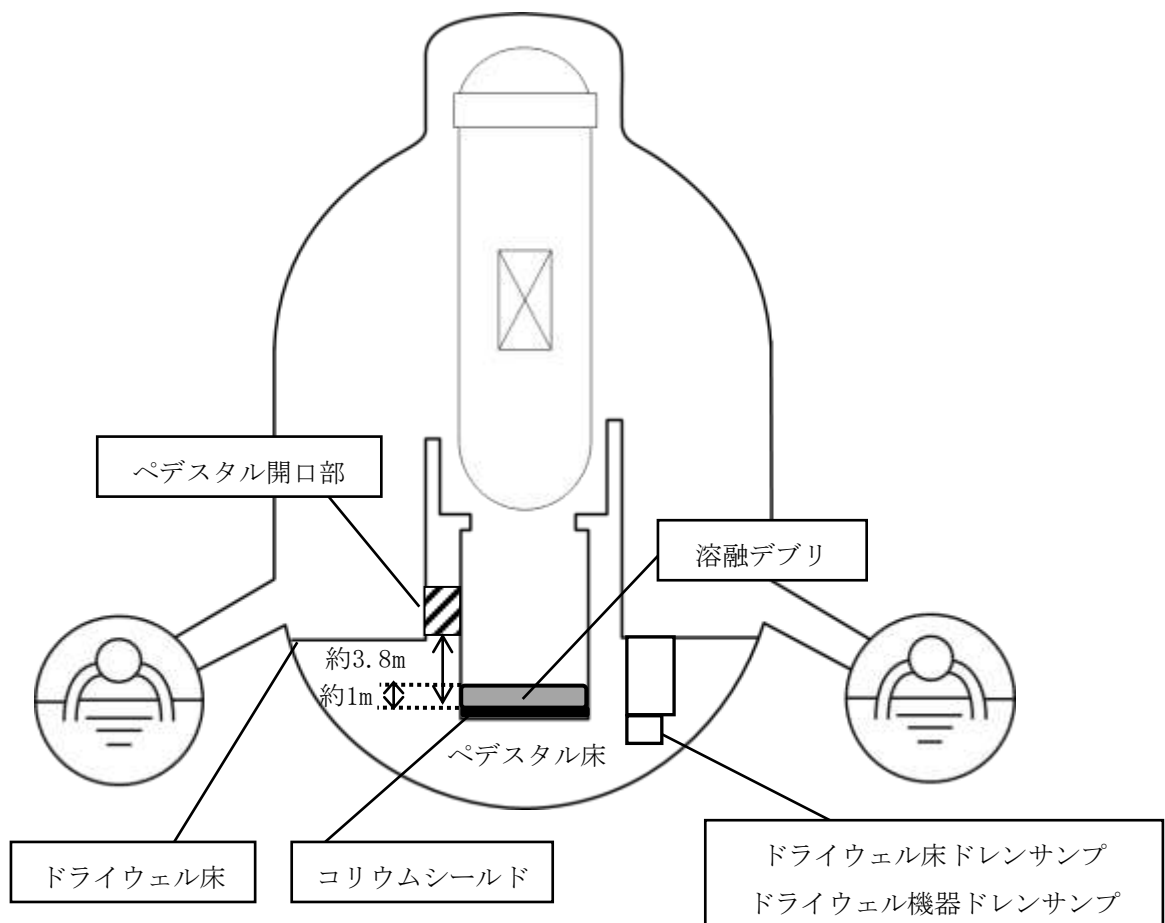


図1 溶融炉心とペDESTALの構造の位置関係

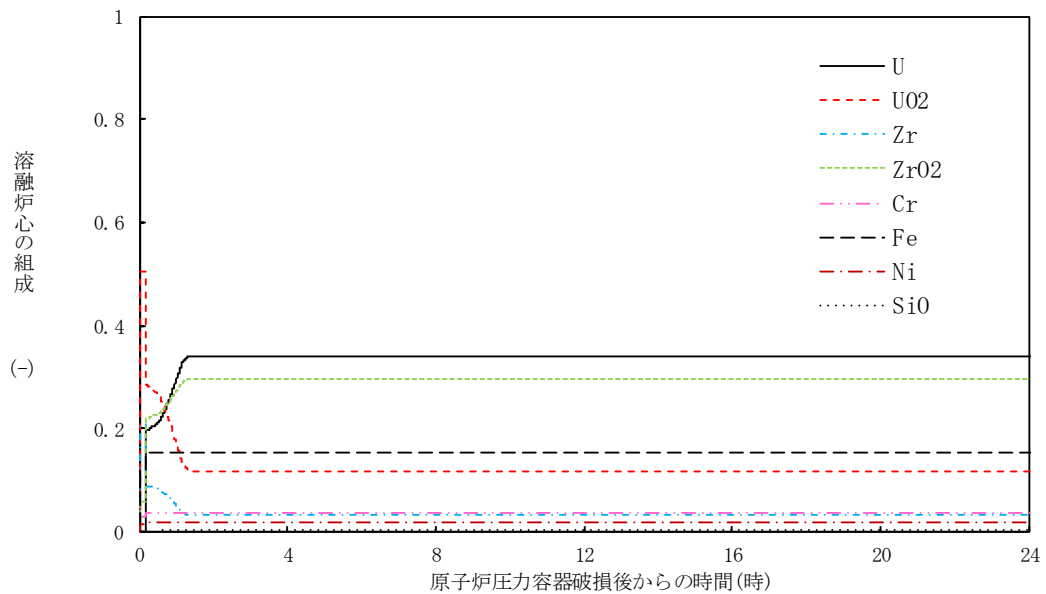


図2 溶融炉心の組成の推移

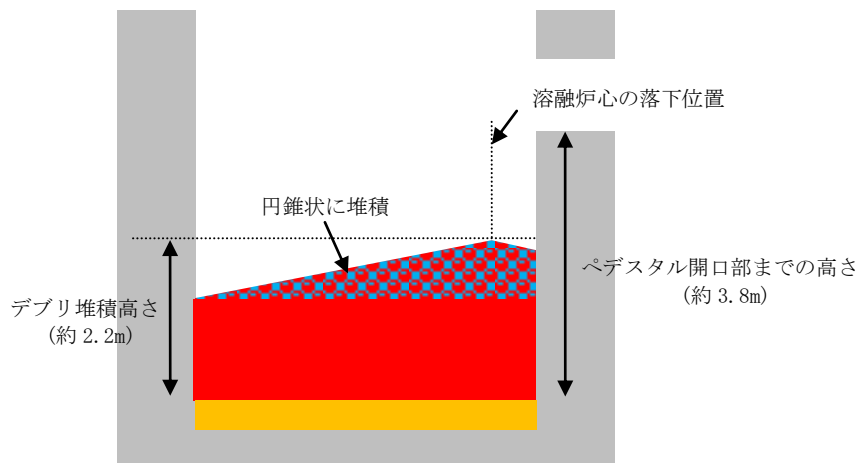


図3 デブリ堆積高さとはペデスタル開口部の高さ関係

参考文献

- [1] 「沸騰水型原子力発電所 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(MAAP)について」, 東芝エネルギーシステムズ株式会社, TLR-094, 日立GEニュークリア・エナジー株式会社, HLR-123, 平成30年5月
- [2] J. D. Gabor, L. Baker, Jr., and J. C. Cassulo, (ANL), “Studies on Heat Removal and Bed Leveling of. Induction-heated Materials Simulating FuelDebris,” SAND76-9008 (1976).
- [3] A. Konovalenko et al., Experimental Results on Pouring and Underwater Liquid Melt Spreading and Energetic Melt-coolant Interaction, NUTHOS-9, Kaohsiung, Taiwan, September 9-13, 2012.

29. ドライウェルサンプへの溶融炉心流入防止対策に期待した場合の溶融炉心・コンクリート相互作用の影響について

1. サンプに対する溶融炉心・コンクリート相互作用の考慮の必要性

原子炉格納容器内には、原子炉格納容器内で発生した廃液を集水し、ポンプによって原子炉格納容器外へ移送するためにドライウェル機器ドレンサンプおよびドライウェル床ドレンサンプ（以下「ドライウェルサンプ」という。）が図 1-1、図 1-2 のとおり配置されており、ペDESTAL床とドライウェルサンプはドレン配管にて接続されている。

溶融炉心がペDESTALに落下する場合には、ペDESTAL注水により水位が形成されており、溶融炉心の冷却が促進し粘性が増加することから、ペDESTALに落下した溶融炉心がドレン配管を通じてドライウェルサンプに流入する可能性は低いと考えられるものの、溶融炉心がドライウェルサンプ内に流入することを考慮すると、ドライウェルサンプ壁面とペDESTAL外側鋼板との距離はコンクリートを介して [] であり、またドライウェルサンプ床面から原子炉格納容器バウンダリである鋼製ライナまでの距離も [] と近いことから、溶融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）による原子炉圧力容器の支持機能及び格納容器バウンダリの健全性が損なわれる恐れがある。

これらの理由から、以下の2. のとおりドライウェルサンプにおけるMCCIへの対策を検討し、3. のとおり、コリウムシールドの設置によりドライウェルサンプへの流入を防止することとした。また4. のとおり、コリウムシールドに期待する場合のペDESTALにおけるMCCIの影響評価を実施した。

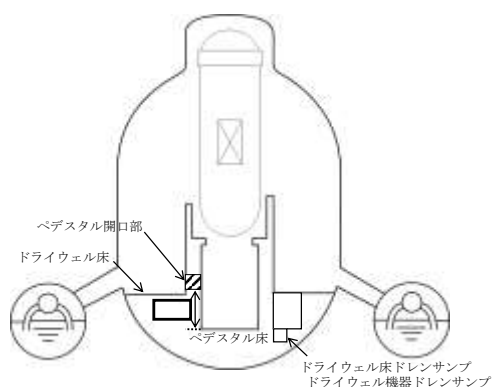


図 1-1 原子炉格納容器の構造図

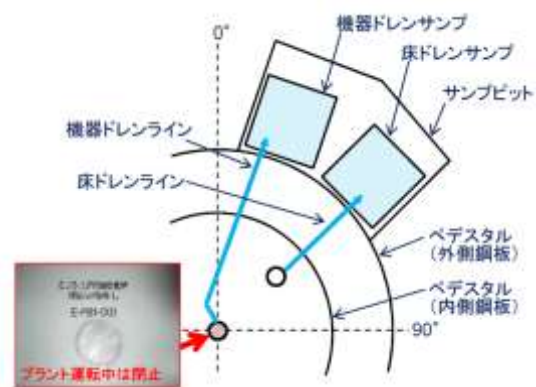


図 1-2 ドライウェルサンプの配置

2. サンプにおけるMCCI対策の必要性

(1) サンプにおけるMCCI対策が必要と考える理由

炉心損傷後、原子炉圧力容器内で十分な冷却が行われず、溶融炉心が原子炉圧力容器の底部から落下した場合、ペDESTALでの溶融炉心の挙動には不確かさがあり、ドレン配管を通じて溶融炉心がドライウェルサンプに流入するか否かは不確かさが大きいと考える。また、原子炉圧力容器破損時には、ペDESTAL

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

ルへの初期水張りによって、ドレン配管は水で満たされていることから、熔融炉心がドレン配管に流入する際には、流路内から水や水蒸気の対向流が生じる。また、熔融炉心がドライウェルサンプの排水口に到達するまでの温度低下及び粘性増加を考慮すると、現実的には熔融炉心のドレン配管への流入はごく限定的と考えられる。

しかしながら、上記のような緩和要因を定量的に見込むことは困難なため、熔融炉心のドレン配管内への流入を想定した場合のドレン配管内での熔融炉心の凝固距離について、MAAP結果をもとに評価し、ドライウェルサンプへの流入可能性について評価した。

(2) 熔融炉心の凝固評価

a. E P R I / F A I 試験の概要

E P R I (Electric Power Research Institute) 及び F A I (FAUSKE & ASSOCIATE, LLC) が、下部プレナムを模擬した試験体に模擬熔融炉心 (Al_2O_3) を流入させる試験を行っており、同試験の試験体系が、比較的、島根2号炉のドレン配管 (80A) に近い体系となっていることから、その試験結果に基づき、ドレン配管内での熔融炉心の凝固距離について評価を行う。

図2に試験装置概要を示す。酸化鉄とアルミニウムによるテルミット反応により、模擬熔融炉心である熔融した Al_2O_3 が生成される。模擬熔融炉心はテルミットレシーバに流入し、密度差により鉄と Al_2O_3 とで成層化が起こる。密度差から Al_2O_3 は鉄より上層にあることにより、 Al_2O_3 によりセメント製のキャップが熔融し、 Al_2O_3 のみ Lower Chamber に移行する。このとき、Lower Chamber 及びドレン配管は水で満たされており、熔融炉心が原子炉格納容器下部へと落下してくる際の実機の条件と類似している。試験の結果、模擬熔融炉心の流動距離 (凝固距離) は 0.79m であった。

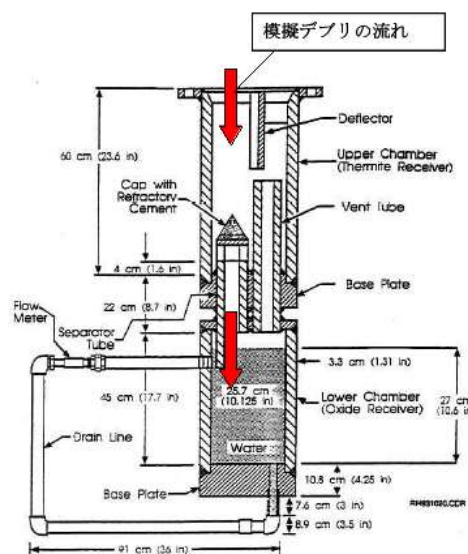


図2 E P R I 試験装置概要

b. ドレン配管内での熔融炉心の凝固距離について

ドレン配管内の熔融炉心の熔融凝固特性は流入する熔融炉心の保有熱量と、配管外部への放熱量に依存するものと考えられる。そこで、ドレン配管体系について、熔融炉心の物性の違いも考慮して、熔融炉心の保有熱量及び配管外への放熱量（配管系に依存）の比率に基づき流動距離を推定する。

表1に評価に使用する熔融炉心の物性値を示す。Al₂O₃の熔融潜熱（ $h_{fs} = 1.16 \times 10^6 \text{ J/kg}$ ）に密度（ $\rho = 3,800 \text{ kg/m}^3$ ）を乗じると、Al₂O₃の流動停止までの保有熱量は $4,408 \text{ MJ/m}^3$ となる。一方、熔融炉心の流動停止までの保有熱量は顕熱と熔融潜熱の和として次式で表される。

$$h_{db} = \{(T_d - T_{sol})C_p + h_{fs}\}$$

ここで、 h_{db} ：熔融炉心の流動停止までの顕熱と熔融潜熱の和（J/kg）

T_d ：熔融炉心温度（℃）

$T_{s,c}$ ：熔融炉心固相線温度（℃）

C_p ：熔融炉心比熱（J/kg℃）

h_{fs} ：熔融炉心熔融潜熱（J/kg）

である。

このとき、 h_{db} は [] となり、密度を乗じ、流動停止までの保有熱量とすると [] となり、Al₂O₃の [] 倍となる。

また、ドレン配管（80A）の配管直径（ d_f ）を8cmと仮定すると、EPR I / FAI 試験のドレンライン d_{tes} （5cm）より、配管径の比は約1.6倍である。配管径の比、保有熱量比を用いて、ドレン配管内の熔融炉心流動距離（凝固距離）を次の様に評価する。

$$L = L_{tes} \times \frac{d_f}{d_{tes}} \times \frac{h_{db}\rho_{db}}{h_{al}\rho_{al}}$$

ここで、 L ：ドレン配管内の熔融炉心流動距離（凝固距離）

L_{tes} ：EPR I / FAI 試験の流動距離

$\frac{d_f}{d_{tes}}$ ：配管直径比

$\frac{h_{db}\rho_{db}}{h_{al}\rho_{al}}$ ：流動停止までの保有熱量比

である。

EPR I / FAI 試験の流動距離0.79mを基に、上記式によってドレン配管内の熔融炉心の凝固距離を評価すると、凝固距離は [] となる。

ファンネルからドライウェルサンプへと繋がるドレン配管長は、最短でも [] [] 以上の配管長を有しており、かつ「b. ドレン配管内での熔融炉心の凝固距離について」及び別紙-1に示すとおり、ドレン配管内の熔融炉心の凝固距離は最大でも [] であり、ドライウェルサンプに熔融炉心が流入することはない。

表1 評価に使用する溶融炉心物性値*

--

※ 溶融炉心物性値については、MAAP解析における、原子炉压力容器破損直前の下部プレナム内の物性値を使用した。

(3) コリウムシールドの選定理由

(2) の評価結果では、ペDESTAL注水によって溶融デブリはドレン配管内で止まるが、溶融デブリの凝固距離には不確かさがあると考えられることから、ドライウェルサンプへの溶融炉心流入防止対策を講じることとした。

対策の検討に際しては、ドレン配管内における冷却を促進し、溶融炉心を早期に固化・停止させるために、溶融デブリ流速の減速、流路を縮小する等の対策も考えられたが、漏えい検知機能といった既存の設備の機能を阻害しない観点及び施工性の観点で検討を実施し、ドレン配管入口までの流路を延長する対策としてコリウムシールドを選定した。

3. 設備の概要

3.1 設置目的

炉心損傷後に原子炉压力容器底部が破損し、ペDESTALへの溶融炉心の落下に至り、落下してきた溶融炉心がドレン配管を通じ、ドライウェルサンプ内に流入する場合、サンプピット壁面は原子炉压力容器支持のための外側鋼板が露出しており、ドライウェルサンプ壁面と外側鋼板との距離も近く、またドライウェルサンプ床面から原子炉格納容器バウンダリである鋼製ライナまでの距離も近いことから、コンクリート侵食によって原子炉压力容器の支持機能及び原子炉格納容器のバウンダリの健全性が損なわれる恐れがある。ドライウェルサンプへの溶融炉心の流入を防ぐことで、サンプ床面のコンクリートの侵食を抑制し、溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために、ペDESTALにコリウムシールドを設置する。



図3 コリウムシールド外観

表2 コリウムシールド仕様

耐熱材材質	シールド材	ジルコニア (ZrO ₂)
	目地材	
	ライニング材	
耐熱材融点		
寸法	シールド材厚さ	
	水路 (スリット部) 長さ	
耐震性		

3.2 コリウムシールド構造

(1) コリウムシールド設計条件

a. 想定する事故シナリオ

コリウムシールドを設計するための前提条件となる事故シナリオは以下のとおり。

- ・ T Q U V (過渡事象後の低圧での炉心冷却失敗) 及び原子炉注水失敗を想定 (有効性評価における M C C I シナリオと同様)
- ・ 原子炉圧力容器破損前のペDESTAL注水により 1 m の水位が形成されているものとし、その後も注水は継続実施

MAAP解析結果またはシュラウド下部の構造から、熔融した炉心は直下の炉心支持板を損傷し、下部プレナムに落下、それに伴い原子炉圧力容器下鏡の中央部 (炉底部) における熱的な損傷が大きくなり、原子炉圧力容器が破損、熔融炉心が原子炉圧力容器外に流出 (落下) すると想定される。原子炉圧力容器から落下した熔融炉心はそのほとんどが垂直に落下しペDESTAL床面に到達。その後、ペDESTAL床面を水平方向に拡散し、ファンネルに流入すると想定される。熔融炉心の総量は と想定。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表3 溶融炉心組成内訳

--	--

b. コリウムシールド設計要求事項

- ・崩壊熱レベル : 事故後約 5.4 時間後に原子炉圧力容器が破損することを考慮し, 事故後 5 時間相当とする。(ジルコニウム-水反応熱も考慮)
- ・床面積 : コリウムシールド設置後のペDESTALの溶融デブリ拡がり面積を可能な限り減少させないように, ペDESTAL全体を覆う構造とし, とする。
- ・溶融炉心質量 : 原子炉圧力容器内の主要設備(表3に記載)の溶融を考慮し, とする。
- ・溶融炉心初期温度 : M A A P解析における, 原子炉圧力容器が破損し, 溶融炉心がペDESTALに落下した直後の温度 とする。
- ・溶融炉心除熱量 : 有効性評価よりも保守的な, とする。
- ・初期水張条件 : 原子力圧力容器破損前からペDESTALに注水を行うことを考慮し, M C C Iの観点から保守性を持たせた高さ 1 m とする。

(2) コリウムシールド基本構造

コリウムシールドの外形及び基本構造を図4に示す。コリウムシールドは溶融炉心のドライウェルサンプへの流入を防ぐため, ペDESTAL床面全体を覆う構造とする。なお, コリウムシールドの下部には, 矩形流路(スリット)を設置する。

耐熱材材質としては溶融炉心落下時に熱的に損傷しないことに加え, 溶融炉心による化学侵食(共晶反応, 酸化還元反応, 合金化等)まで考慮し, ジルコニア(ZrO_2)を選定した。ジルコニア(ZrO_2)耐熱材については, 国内外の鉄鋼業界において十分な導入実績があり, かつ, 既往の研究において, ジルコニア(ZrO_2)耐熱材が高い耐熱性・耐侵食性を持つことが確認されている(別紙-3参照)。

本資料のうち, 枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



図4 コリウムシールド外形及び基本構造

(3) コリウムシールド各部寸法

a. 耐熱材基本構成について

耐熱材は溶融炉心との接触に伴う熱衝撃対策として二層構造（サンプル防護材：厚さ[]+犠牲材：厚さ[]）とし、[]にて互いに接着する。サンプル防護材の厚さについては、耐熱材厚さ方向の熱伝導評価により、溶融炉心と接触する部分の温度時間変化を求め、最高温度が耐熱材材質であるジルコニアの融点を超えない厚さとする。

ジルコニア融点については、ジルコニア単体の融点は[]であるが、共晶反応及び酸化還元反応・合金化反応により融点が下がることを考慮し、 $2,100^{\circ}\text{C}$ とした。一般に UO_2-ZrO_2 の共晶温度は約 $2,500^{\circ}\text{C}$ であることが知られており、 UO_2-ZrO_2 の共晶温度を考慮しても十分に低い融点を設定している。また、耐熱材の熱伝導評価においては保守的に、図6に示すとおり溶融炉心と接触する耐熱材表面の温度として、溶融炉心初期温度を上回る[]を初期条件として与えている。加えて、溶融炉心の水への除熱量を、有効性評価にて用いている値（ $800\text{kW}/\text{m}^2$ （圧力依存あり））よりも保守的な値[]とすることで、溶融炉心が高温である時間が長くなり、より侵食量が増える評価条件としている。

なお、評価結果から耐熱材の侵食量は[]以下であるが、コリウムシールド設計においては耐熱材の厚さに十分な余裕^{*}を見込み、耐熱材の厚さは[]とする。

※別紙-3に示す過去の侵食試験時の試験時間と実機条件の相違も考慮した。

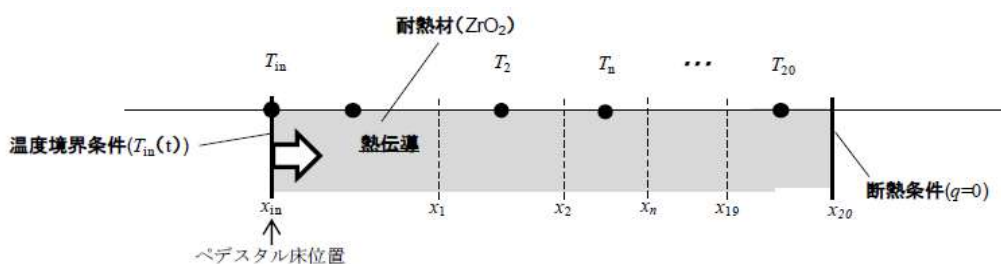


図5 解析モデル

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



図6 溶融炉心温度変化 (温度境界条件 $T_m(t)$)

※実線：MAAP解析結果，破線：解析結果を包絡する評価用温度を表す



図7 デブリと接触するノードの温度変化

犠牲材については、あくまでも熱衝撃を吸収するためのもの（熱衝撃による割れを許容するもの）であることから、耐熱材製造上の最小厚さ とする。

また、耐熱材は鋼製のライニングプレート () にて覆う構造とした。

なお、模擬溶融炉心によるジルコニア耐熱材の侵食挙動に係る実験として、欧州委員会のプロジェクトとして実施されたCIT実験(Corium Interactions and Thermochemistry) ^{[1][2]}がある。CIT実験において、溶融炉心中の酸化鉄含有量が大きい場合に、酸化鉄とジルコニアとの共晶反応により、ジルコニアの融点

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

よりも低い温度でジルコニア耐熱材が溶融、侵食されたことが報告されている。実機における溶融炉心中の酸化鉄の割合は、4%程度*と小さいことから、実機においてジルコニア耐熱材の融点が大幅に下がることはないと考えられるが、ここではCIT実験の各実験条件の中でも比較的実機に近い条件であるCIT-9実験（模擬溶融炉心中の酸化鉄の割合：30.5%）及び、更に模擬溶融炉心中の酸化鉄の割合が高く、より共晶反応の影響が大きいと考えられるCIT-11実験（模擬溶融炉心中の酸化鉄の割合：81.0%）の結果を基に、侵食量を評価する。CIT-9実験では、模擬溶融炉心を2,080℃から2,474℃まで段階的に昇温し、各段階においてジルコニア耐熱材の侵食が確認されており、その最大侵食速度は0.18mm/minであった。一方、CIT-11実験において確認されたジルコニア耐熱材の侵食開始温度は1,825℃であった。侵食評価においては、溶融炉心温度がCIT-11実験でのジルコニア耐熱材の侵食開始温度である1,825℃より更に低い1,800℃となるまで、ジルコニア耐熱材が0.18mm/minの侵食速度で侵食されると仮定する。図6より、溶融炉心温度が1,800℃となるまでの時間は約3.7～7.8時間であることから、侵食量は約0.085mとなる。

したがって、溶融炉心中の酸化鉄が局所的に存在しジルコニア耐熱材が侵食されたとしても、侵食量はコリウムシールドの耐熱材厚さ[]（サンプル防護材：厚さ[]+犠牲材：厚さ[]）を十分に下回るため、コリウムシールドの機能に影響はない。

※ R P V破損時点での溶融炉心中の酸化鉄割合（MAAP解析結果より）

なお、コリウムシールドのZrO₂耐熱材ブロック間やアンカボルト周囲の隙間には、耐熱材ブロックと同成分の不定形耐火物とモルタルバイнда（主成分：ケイ酸ナトリウム）を混練したモルタルを目地材として用いる。このモルタルは、耐熱材ブロックと同等のZrO₂含有率を有するものを用いるとともに、常温で固化し、固化後は周囲のZrO₂耐熱材と結合して耐熱材ブロックと同等の性能を発揮するため、溶融炉心による選択的な侵食は生じない。また、仮にモルタルの溶融を想定する場合においても、モルタルの大半を占めるZrO₂は溶融せず、モルタルバイндаのみが溶融すると考えられるため、耐火材ブロックに生じる間隙は極めて僅かであること、及びコリウムシールドへの伝熱によって溶融炉心は表面がクラスト化し流動性が低下することから、耐火材ブロックに生じる間隙へ選択的に侵入するとは考え難く、コリウムシールドの健全性に影響を与えることはないとする。

b. スリット部の構造について

ペデスタル床面に設置するコリウムシールドについては、床ドレンサンプの漏えい検出機能を維持するため、コリウムシールド下部（床面との間）にスリットを設置する。スリット寸法については、床ドレンサンプへの漏えい水の流入量が1 gpm (0.228m³/h) 以上となるように設定する。同時に、スリット内の

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

溶融炉心が構造物への伝熱によりドレン配管に流入する前に凝固し、水路を閉塞することを確認する。

(i) スリット内の溶融炉心凝固評価について

溶融炉心のスリット内凝固評価は実溶融炉心を用いた試験による確認が困難であることから、複数の評価モデルで凝固評価を実施し、各々の結果を包絡するようにスリット長さを決定する。なお、凝固評価においては、事前注水成功によりスリット内に水が存在すると考えられるものの、水は存在しないものとして評価を行った。

凝固評価に用いたモデルを表4に、各モデルでの凝固評価結果を表5に示す。モデルの違いにより溶融炉心の凝固評価に多少の差異があるものの、高さ□のスリットであれば溶融炉心の流動距離は最大でも□であることから、溶融炉心の凝固距離に余裕を見込んで、スリット長さを□以上とする。

表4 デブリ凝固評価モデル比較

評価モデル	概要	適用実績
	平行平板間の溶融デブリが凝固し流路が平衡することを想定したモデル	<ul style="list-style-type: none"> ・米国NRCに認可されたモデル ・US-ABWRは本モデルに基づき標準設計認証を取得
	円管内での溶融デブリの流動距離を評価するモデル	<ul style="list-style-type: none"> ・MAAPのRPV下部プレナムにおける核計装配管等の貫通部配管でのデブリ凝固評価に用いられている。 ・EPR Iによって行われた模擬デブリの凝固試験結果と、本モデルの評価結果とが、おおよそ一致していることが確認されている。
	流路周長全体を伝熱面とし、壁面への伝熱を評価するモデル	<ul style="list-style-type: none"> ・溶融デブリに対する凝固評価には使用実績なし ・鋳造分野で使用されている。

表5 スリット内デブリ凝固評価結果

評価モデル	流動距離 (凝固するまでの距離)
□	□
□	□
□	□

(ii) 漏えい検出機能への影響について

コリウムシールドはペDESTAL床面全面に設置することから、1 gpmの漏えい水がスリットを流れる際の損失水頭がコリウムシールド厚さ未満であれば、

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

漏えい検出機能への影響はない。

従って、スリット通過時の損失水頭=コリウムシールド厚さとなる場合のスリット通過後の流量を求め、漏えい検出に必要なとなる流量 1 gpm (0.228m³/h) との比較を行う。

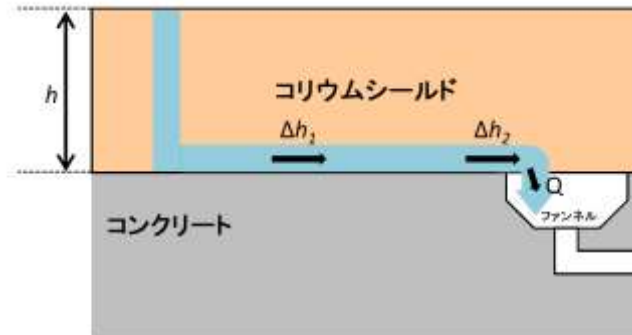


図8 スリット部流路概念

スリット流路の圧損 (Δh_1) , 出口圧損 (Δh_2) とするとスリット部全体の圧損 (h) は以下の式で表される。

$$h = \Delta h_1 + \Delta h_2$$

上式の各項を展開し、 $h =$ (コリウムシールド厚さ) , またスリット幅 : とすると、スリット通過後の流量 (Q) は、

$$Q =$$
 (スリット1ヶ所あたり)

となり、漏えい検出に必要なとなる流量 (1gpm (0.228m³/h)) を上回る。

従って、ドライウェルサンプの漏えい検出機能に影響はない。

なお、スリット設置にあたっては、スリットが何らかの原因で閉塞することを鑑み、高さ , 幅 , 長さ 以上のスリットを4か所設置する。

以下にスリット部断面の概略図を示す。

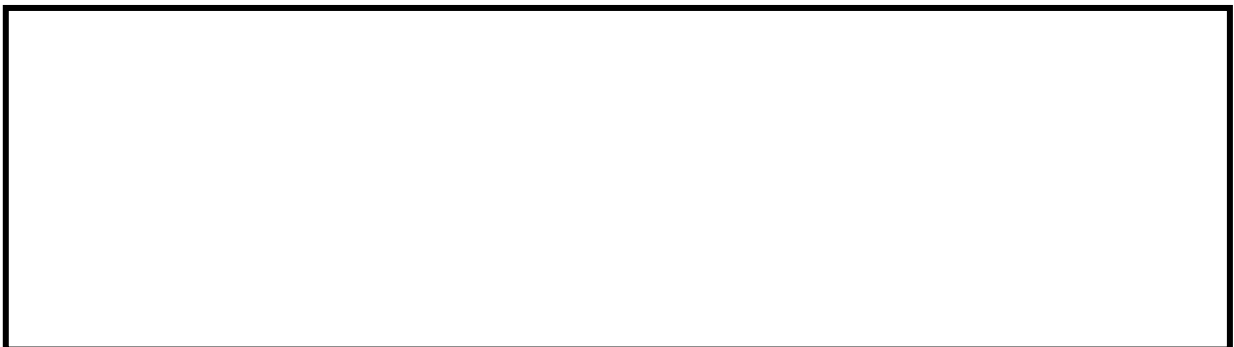


図9 スリット部断面概略図

(iii) ペDESTAL壁面と水路 (スリット部) の離隔距離

ペDESTAL壁面にはコリウムシールドを設置しないため、壁面からのコンクリート侵食が想定される。ペDESTAL壁面の侵食箇所がスリット流路内へのデブリの有意な流入経路とならないように、スリット部は壁から離して設

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

置する。壁からの離隔距離については、既存のファンネルの壁面までの長さ
〔 〕を考慮した上で、構造上配置可能な範囲において、できる限り壁
面から離れた配置とする。

(4) コリウムシールド設置に伴う悪影響の有無

コリウムシールドの設置により設計基準事故対処設備及び他の重大事故等対
処設備に対し影響を及ぼす可能性があることから、コリウムシールドの設置によ
る悪影響の有無について確認を行った。

a. 原子炉格納容器の閉じ込め機能への悪影響の有無

コリウムシールド設置に伴う追加重量、R P VペDESTAL基礎ボルトの発生
荷重（モーメント）の増加率は小さく耐震性への影響は軽微であり、またコン
クリート侵食及び非凝縮性ガスの発生を抑制することから、原子炉格納容器の
閉じ込め機能への悪影響はない。

b. ペDESTAL注水系への悪影響の有無

コリウムシールドが設置されるペDESTALにはペDESTAL注水の注水口が
設置されているが、ペDESTAL注水の注水口は大量の溶融デブリが直接接触
しない様に設置されていることから、溶融炉心によりペDESTAL注水の機能
が喪失することはない。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

4. コリウムシールドに期待した場合の評価

コリウムシールドについて、解析コードにおける取扱いを示すとともに、解析コード及び解析条件の不確かさの影響を確認するため、ペDESTALにおけるコリウムシールド及びコンクリート侵食量を評価した。

(1) 解析コードにおけるコリウムシールドの取扱いについて

MAAPコードにおけるMCCI伝熱モデルでは、溶融炉心ーコンクリート間の伝熱、クラストの伝熱と厚さ、上部クラストー水プール間熱伝達が考慮されている。ここでは、コリウムシールド模擬に伴う設定の変更点及び評価モデルの適用性について示す。

a. コリウムシールドの模擬について

MAAPコードにおけるMCCI伝熱モデルの概念図を図10に示す。MAAPコードによる侵食量評価では、本モデルのうち、コンクリートの物性値として設定されている以下のパラメータについて、 ZrO_2 の物性値を固定値で設定し、コリウムシールドを模擬している。なお、通常のコリウムシールド評価モデルではコンクリート表面に存在するライナを考慮しているが、コリウムシールドの模擬に当たってはライナの物性値についてもコリウムシールド耐熱材のものを設定し、ライナを考慮しないモデルとしている。

- ・ 侵食開始温度
- ・ 密度
- ・ 比熱
- ・ 熱伝導率
- ・ 溶融潜熱

侵食開始温度については、化学反応等による侵食開始温度低下を考慮した保守的な設定としている。また、落下した溶融炉心とコリウムシールド間の接触面温度は侵食開始温度未満であることから、コリウムシールドの侵食は発生しない。なお、解析上はコリウムシールド厚さを考慮し、コリウムシールド裏面にはコンクリートが配置されたモデルとして評価を実施しているが、コンクリートーコリウムシールド間の伝熱において接触熱抵抗は考慮していない。

以上のとおり、MAAPコードにおいてコリウムシールドを適切に模擬している。

b. 溶融炉心ーコリウムシールド間の伝熱

溶融炉心ーコリウムシールド間の伝熱は、溶融炉心ーコンクリート間の伝熱と同様のモデルを用いている。溶融プールからクラスト、クラストから構造材への伝熱は以下の式で評価され、a. で示した構造材の物性値等による影響を受けずにクラスト内の熱量が全て構造材に移行する扱いとなっており、壁面及び床の材質に依存しないモデルとなっている。なお、伝熱を受けた構造材の温度上昇は、構造材の熱伝導率等の物性にに基づき計算され、種々の実験により得られたコリウ

ムシールド耐熱材の物性値を適切に入力することで、適切に計算される。

$$\text{床方向の熱流束 } q_d = h_d(T_f - T_{F,m}) + q_v \cdot X_{cd}$$

$$h_d = h_{d0}(1 - f_s)^n$$

$$\text{壁方向の熱流束 } q_s = h_s(T_f - T_{F,m}) + q_v \cdot X_{cs}$$

$$h_s = h_{s0}(1 - f_s)^n$$

ここで、

q_d, q_s : 床方面及び側面方向の熱流束 [W/m²]

h_d, h_s : 溶融プールからクラスト層への対流熱伝達係数 [W/m²K]

h_{d0}, h_{s0} : 溶融プールが完全な液相の場合の対流熱伝達係数 [W/m²K]

f_s : 固化割合 [-]

n : 固化効果項の指数 [-]

T_f : 溶融プールの温度 [K]

$T_{F,m}$: デブリ融点 [K]

q_v : 体積発熱率 [W/m³]

X_{cd}, X_{cs} : 床面及び壁面のクラスト厚さ [m]

c. クラストの厚さ

床面及び壁面のクラスト厚さ評価モデルでは、溶融プールからの伝熱及び構造材への伝熱によりクラスト厚さの変化率を計算しており、壁面及び床の材質に依存しないモデルとなっているため、コリウムシールドに適用可能である。なお、クラスト-コリウムシールド接触面温度は、a. に記載のとおり ZrO_2 の物性値を基に計算されることから、クラストの厚さを評価するにあたり ZrO_2 の物性値が考慮されている。

$$q = 2k_F(T_{F,m} - T_i)/x_c$$

ここで、

q : 床方面又は側面方向の熱流束 [W/m²]

k_F : デブリ熱伝導率 [W/mK]

$T_{F,m}$: デブリ融点 [K]

T_i : クラスト-コリウムシールド接触面温度^{※1} [K]

x_c : 床面又は壁面のクラスト厚さ [m]

※1 コリウムシールドの表面温度と同値であり、クラストからの伝熱量及び入力したコリウムシールドの物性値に基づいて適切に計算されている。

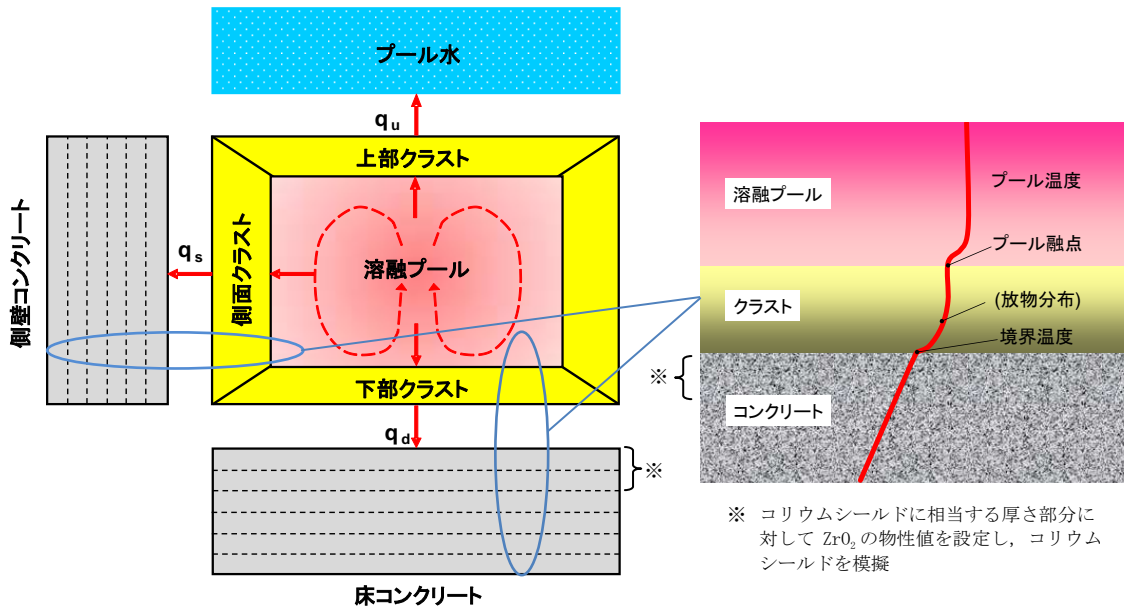


図 10 MAAPコードのMCC I 伝熱モデル

(2) 解析コードにおける不確かさの影響

解析コードにおける、コリウムシールドを考慮したMCC I 過程毎の不確かさ要因を整理する。BWRプラント安全審査資料「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」において、MCC I は以下の過程で段階的に推移することが示されているが、コリウムシールドを考慮してもこの過程に変わりはない。

- ・原子炉圧力容器下部ヘッド破損過程
- ・溶融物の落下・堆積過程
- ・MCC I 進行と注水によるデブリ冷却過程

MCC I 現象の影響因子より抽出された感度解析パラメータに対して、感度解析の要否を整理する。MCC I 評価の不確かさに関する評価結果を表 6 に示す。

エントレインメント係数について、感度解析より溶融炉心の細粒化割合がコンクリート侵食に与える感度は小さいことを確認している。また、このことは、エントレインメント係数の不確かさにより溶融炉心の細粒化割合が変化した場合でも溶融炉心の温度に対する感度は小さいことを示しており、コリウムシールド侵食に与える感度についても同様に小さいと考えられることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さく、コリウムシールドを考慮した感度解析は不要である。

熔融炉心の拡がりについて、熔融炉心の拡がりが抑制されると想定した場合は、種々の不均一な堆積形状を考慮しても、拡がりが抑制されないペDESTAL への均一堆積形状の方が溶融炉心と水の伝熱面積が大きくなり、溶融炉心が冷却される傾向となる。ペDESTAL に落下した溶融炉心については、「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」（以下「ベースケース」という）の有効性評価では、床面に一様に拡がる評価モデルとして扱っているが、堆積形状の不確かさが想定される

ため、プラントの形状や事前水張りの深さを踏まえて、拡がりや抑制された感度解析により、影響を確認する。

上面熱流束係数及び溶融プール-クラスト間の熱伝達係数について、溶融炉心・コンクリート相互作用への影響を確認する観点で実施したエントレインメント係数、上面熱流束及び溶融プールからクラストへの熱伝達係数をパラメータとした感度解析を踏まえ、MAAPコードによりコリウムシールド及びコンクリート侵食量について支配的な溶融炉心からプールへの熱流束を対象に感度解析を行い、影響を確認する。

また、侵食の異方性について、コンクリート侵食の異方性については溶融炉心からプール水への熱流束の感度に比べて影響が小さいことが確認されており、コリウムシールドは侵食開始温度に到達していないことより同様に影響が小さいと考えられるため、上記の溶融炉心からプールへの熱流束を対象にした感度解析により、影響を確認する。

(3) 感度解析

ベースケースの条件設定に対し、「(2) 解析コードにおける不確かさの影響」で整理した不確かさ要因について、コリウムシールド及びコンクリート侵食量に対する感度を確認した。

a. 溶融炉心の拡がりを抑制する場合の感度解析

(a) 評価条件

- ・溶融炉心が拡がらないことを想定した最も極端なケースとして、水中に落下した溶融炉心は水中で拡がらず、初期水張り水深と同じ高さの円柱になるものとした。
- ・溶融炉心が中心から外れた位置で円柱を形成した場合を想定し、溶融炉心の側面がコンクリートの壁で囲まれた体系を設定した。
- ・評価体系（円柱）の高さは 2.4m（初期水張り高さ）、底面積は約 11m²（ペDESTAL床面積の約 2/5）とし、評価体系（円柱）の上面から水によって除熱されるものとした。ただし、円柱の側面部分も水に接していることを想定し、上面からの除熱量は円柱上面の面積に側面の面積を加えた値とした。

(b) 評価結果

評価結果を図 12 に示す。評価の結果、ペDESTALのプール水中に落下した溶融炉心とコリウムシールドの接触面温度は 2,100°C未満であり、コリウムシールドを設置することにより、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリートの侵食が生じない。このため、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。

b. 溶融炉心上面熱流束の感度解析

(a) 評価条件

- ・ペDESTALに落下した後の上面熱流束をベースケースから変更し、800kW/m²（一定）とする。これは、K u t a t e l a d z e 型の水平平板限界熱流束相関式において大気圧状態を想定した場合、溶融炉心からプール水への熱流束が 800 kW/m²程度であることを考慮し、保守的に設定した値である。なお、ベースケースでは溶融炉心からプール水への熱流束を 800 kW/m²（圧力依存有り）としている。ベースケースにおける原子炉圧力容器破損後の格納容器圧力は、約 0.2MPa[gage]以上で制御されていることから、ベースケースにおける溶融炉心からプール水への熱流束は、約 1,300kW/m²（格納容器圧力約 0.2MPa[gage]において）以上となる。

(b) 評価結果

評価結果を図 13 に示す。評価の結果、ペDESTALのプール水中に落下した溶融炉心とコリウムシールドの接触面温度は 2,100°C未満であり、コンク

リート侵食量は床面で0m, 壁面で約0.13mに抑えられており, 原子炉压力容器の支持機能を維持できることを確認した。

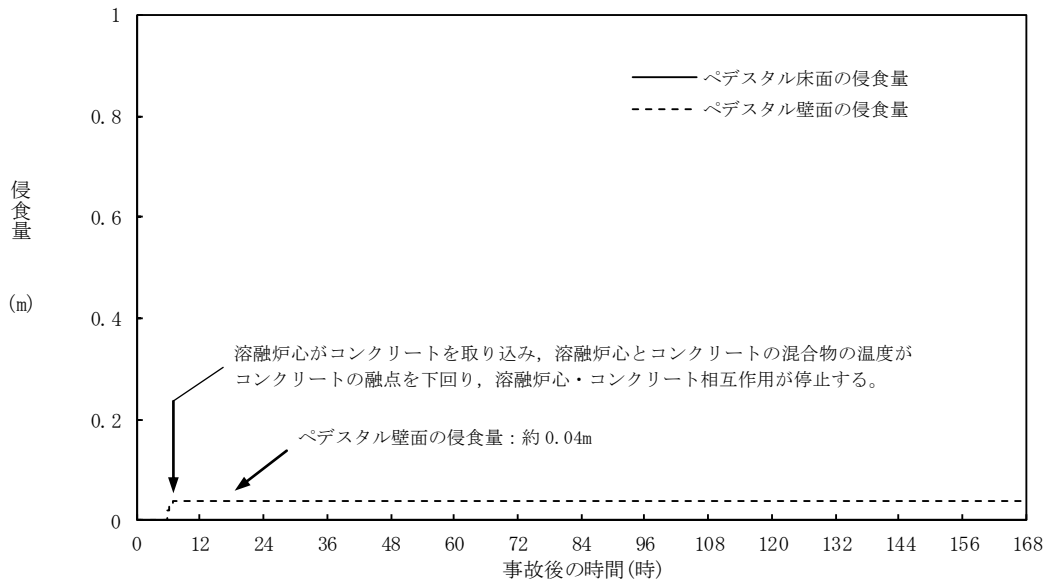


図 11 ペDESTAL床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移 (ベースケース)

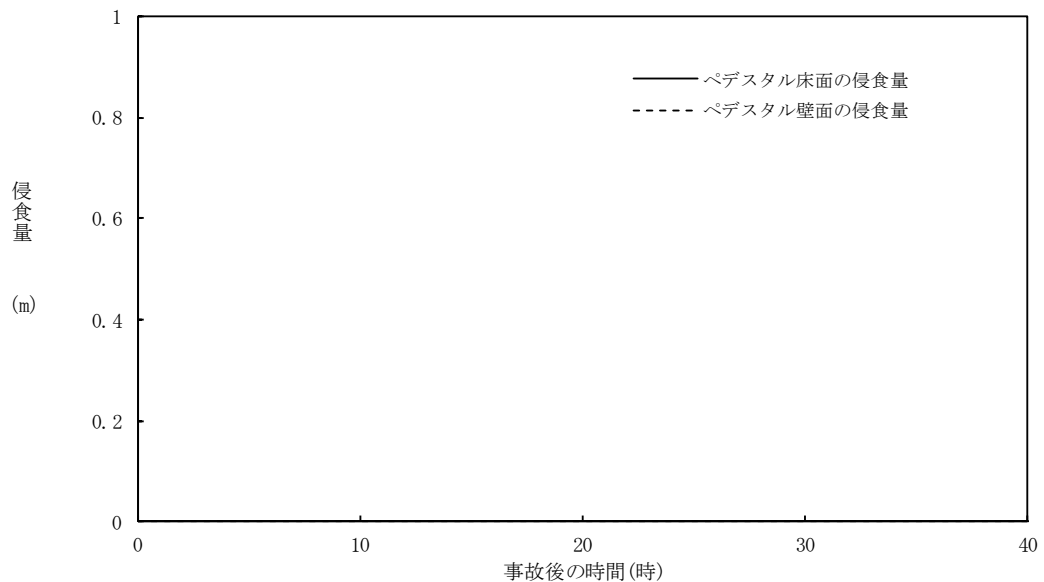


図 12 ペDESTAL床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移 (溶融炉心の拡がりを抑制した場合)

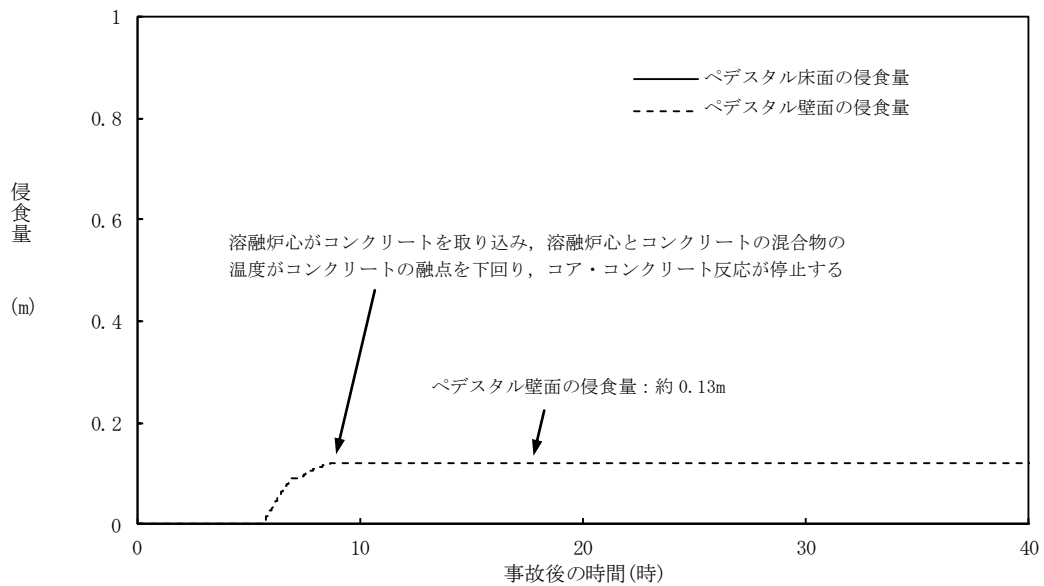


図 13 ペデスタル床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移
(溶融炉心からプール水への熱流束を保守的に考慮する場合)

(4) まとめ

MAAPコードではコリウムシールドを適切に模擬しており、溶融炉心ーコリウムシールド間の伝熱モデルはコリウムシールドに適用可能である。

コリウムシールドを考慮した解析コードの不確かさを踏まえた感度解析により、原子炉圧力容器の支持機能を維持でき、不確かさの影響は小さいことを確認した。また、コリウムシールドを考慮した解析条件は最確条件と同様であり、不確かさはない。

5. まとめ

コリウムシールドの設置によって、SA時にペデスタル内に落下したデブリがスリット内でファンネルに到達する前に凝固することで、ドライウェルサンプへのデブリ流入を防止するとともに、ペデスタル床面及び壁面における侵食量が抑制されることで原子炉圧力容器の支持機能に影響を及ぼすことなく、MCCIのリスクを低減できることを確認した。

参考文献

- [1] D. Lopukh et al., “New Experimental Results On The Interaction Of Molten Corium With Core Catcher Material” , ICONE-8179, (2000).
- [2] J. M. Seiler, K. Froment, “Material Effects On Multiphase Phenomena In Late Phases Of Severe Accidents Of Nuclear Reactors” , Multiphase Science and technology, Vol. 12, No. 2, pp. 117-257, (2000).

以 上

NS2下部D/Wドレン配管内の凝固評価に関するEPR I/F A I試験の適用性について

1. EPR I/F A I試験とNS2のファンネルの体系の比較

EPR I/F A I試験の適用性を検討するにあたり、NS2の下部D/Wサンプルと体系を比較するため、熔融物条件を表別1-1に、流路構造を表別1-2に比較する。

表別1-1のとおり、EPR I/F A I試験で用いたアルミナと、MAAP解析結果に基づく熔融デブリ（平均）の物性を比較すると、密度・熱伝導率が異なるものの、配管内での熔融物凝固・流動特性に影響する凝固までの蓄熱量、動粘度は近い値になっている。なお、熔融デブリ（平均）、熔融デブリ（金属）はEPR I/F A I試験との蓄熱量比が小さいことから、熔融デブリ（酸化物）について流動距離を評価する。

表別1-2に流路構造を比較する。EPR I/F A I試験の配管径50mmに対し、NS2のファンネル口径は78mm（80A）であり、配管断面積比はNS2の方が約2.44倍大きい。そのため、単位長さあたりの凝固までの蓄熱量比は、熔融デブリ（酸化物）のケースにおいて、限界固相率1のとき約2.04倍、限界固相率0.64のとき約1.27倍となる。一方で、配管径が大きくなると単位長さあたりの円管への伝熱面積（表面積）も増加するため、単位長さあたりの伝熱面積はNS2の方が約1.56倍大きい。

デブリの堆積高さは、EPR I/F A I試験で約0.18m（試験後の観察結果）であり、NS2では約1.04m（MAAP結果）である。また、EPR I/F A I試験においてベースプレートから配管水平部までの長さは約0.27m、NS2では耐熱材上面から配管水平部まで約0.94mである。従って配管水平部までの堆積高さはEPR I/F A I試験で約0.45m、NS2で約2mである。このヘッドに基づき、ベルヌーイの式で配管入口流速を評価すると、EPR I/F A I試験で約3.0m/s、NS2で約6.3m/sとなる。

2. EPR I/F A I試験の適用性

EPR I/F A Iの試験をNS2のファンネルの体系に適用するにあたり、Fleming'sモデルの式を参考に、両者の体系の違いから流動距離を評価する。

Fleming'sモデルではデブリの流動距離はデブリの保有熱量、デブリからの除熱量、デブリの流速の関係から計算されている。このため、これらの要素についてEPR I/F A Iの試験条件とNS2での評価条件の比をとり、EPR I/F A Iの試験結果をNS2のファンネルに適用した場合の評価を行う。

この場合、NS2のファンネルでのデブリの流動距離（ L_{NS2} ）は次の式で表現できると考えられる。

$$L_{NS2} = L_{FAI} \times \frac{d_{NS2}}{d_{FAI}} \times \frac{h_{NS2} \rho_{NS2}}{h_{FAI} \rho_{FAI}} \times \frac{v_{NS2}}{v_{FAI}}$$

ここで、

$\frac{d_{NS2}}{d_{FAI}}$: 配管直径比

$\frac{h_{NS2} \rho_{NS2}}{h_{FAI} \rho_{FAI}}$: 凝固までの蓄熱量比

$\frac{v_{NS2}}{v_{FAI}}$: デブリの速度比

であり、上式に基づいてデブリの流動距離 (L_{NS2}) を求めると、

$$\begin{aligned} L_{NS2} &= 0.79 \times 1.56 \times \boxed{} \times 2.1 \\ &= \boxed{} \text{ (m)} \end{aligned}$$

となる。ファンネル流入から停止までの時間が短いことから、本評価では流入中の崩壊熱は無視できるものとした。なお、この流動距離は流動限界固相率を1として評価している。固相率の上昇に伴い、粘性係数はある点で急激に上昇する傾向があり、固相率0.64程度で粘性係数が初期値の 1×10^5 倍になる等、流動限界固相率を考慮することで流動距離は更に低下するものと考えられる。

E P R I / F A I 試験とNS2で考慮した熔融物の条件では、熔融物の組成がE P R I / F A I 試験では単相、NS2では混合物であり、条件が異なっている。凝固様式の違いとして、単相では凝固点まで温度が低下し、熔融潜熱が奪われた段階で凝固し、混合組成の場合は固相の割合が徐々に増加し、流動限界固相率が1の場合は固相線温度まで温度が低下した時点で凝固する。なお、現実には流動限界固相率は1よりも小さな値と考えられるが、上記の評価では保守的に1としている。水中を流動する場合は、単相では熔融潜熱が奪われるまでは凝固しないが、混合組成は固相割合が増加し流動限界固相率で凝固するため、保有熱量（凝固までの蓄熱量比）が同程度の場合、単相の方が流動距離は長くなる。よって、E P R I / F A I 試験での単層試験の結果得られた流動距離をNS2のスケールに適用する評価は、流動距離を長く見積もる、保守的な扱いになると考える。

以上より、本評価はE P R I / F A I の試験からデブリの保有熱量、デブリからの除熱量、デブリの流速をもとに流動距離を求める際の最大値と考える。

以上

表別 1-1 溶融物条件の比較

項目	EPRI 試験	NS-2		
	アルミナ	溶融デブリ (平均)	溶融デブリ (酸化物) ※1	溶融デブリ (金属) ※2
溶融物				
過熱度 (K)				
融点 (°C)				
密度 (kg/m ³)				
比熱 (kJ/kgK)				
溶融潜熱 (kJ/kg)				
熱伝導率 (W/mK)				
粘性係数 (Pa・s)				
動粘性係数 (m ² /s)				
凝固までの蓄熱量 (MJ/m ³) (限界固相率=1.0)				
凝固までの蓄熱量 (MJ/m ³) (限界固相率=0.64)				
凝固までの蓄熱量比 1 (限界固相率=1.0)				
凝固までの蓄熱量比 2 (限界固相率=0.64)				

※1 酸化物：UO₂, Zr, ZrO₂ ※2 金属：SUS成分

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表別 1-2 流路構造の比較

項目	EPR I 試験	NS-2		
	アルミナ	溶融デブリ (平均)	溶融デブリ (酸化物)	溶融デブリ (金属)
溶融物				
流路構造比較				
流路内径 (m)				
断面積比				
単位長さあたりの 凝固までの蓄熱量比 1 (限界固相率=1.0)				
単位長さあたりの 凝固までの蓄熱量比 2 (限界固相率=0.64)				
単位長さあたりの伝熱面積比				
床面から配管水平部までの深さ (m)				
デブリ堆積高さ (m)				
ヘッドから計算される流速 (m/s)				
流速の実測値 (m/s)				
デブリの流動距離 (m)				

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

コリウムシールドスリット内での凝固停止評価について

コリウムシールドスリット内におけるデブリ凝固評価結果を示す。

1. 溶融金属の流路内での凝固挙動

図別 2-1 に、流路内における溶融金属の凝固挙動の概念図を示す。

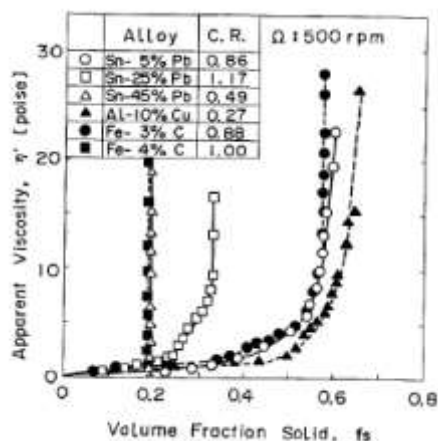
純金属や共晶温度の合金では、図別 2-1 (a) のように流路の入口付近から固化クラストが成長し流路が閉塞することで、流動が停止する。

一方、液相線温度と固相線温度に差がある合金では、図別 2-1 (b) のように溶融物の先端から温度低下とともに固相率が増加し、流動限界固相率を超えたときに流動を停止する。これは、図別 2-2 に示すように、固相率の増加とともに粘性が増加するためである。

溶融炉心のスリット内凝固評価は、実溶融炉心を用いた試験による確認が困難であることから、複数の評価モデルで凝固評価を実施した。



図別 2-1 流路内での溶融金属の凝固挙動の概念図



図別 2-2 溶融金属の固相率割合と粘性の関係^[1]

2. 評価方法

純金属の流路内での凝固モデルとしては、US-ABWR DCDモデル、E p s t e i nモデル(MAAPの下部プレナム貫通部閉塞モデル)を使用し、合金の流路内での凝固モデルとしては、F l e m i n g sモデルを使用する。

なお、本凝固評価モデルは流路内に水が存在しないドライ状態を前提としていることから、実機条件に対して十分保守的な評価となると考えられる。

2.1 純金属モデル

a. US-ABWR DCDモデル^[2]

本モデルは純金属の凝固挙動を想定し、流路の入口付近において周辺の構造材への熱伝導によりクラストが成長し流路が閉塞するものとしている。

DCDモデルの評価式を以下に示す。流動距離は流動停止までの平均速度と流動停止までの平均時間の積で求められる。

$$L_{freeze} = \bar{v}(t_{freeze}) t_{freeze} \quad (1)$$

ここで、

$$t_{freeze} = \left[\frac{H_0 \rho_{cm} (h_{lh} + c_p \Delta T) \sqrt{\pi \alpha_w}}{4k_w (T_s - T_i)} \right]^2 \quad (2)$$

US-ABWR DCDでは、入口流速は以下のように表わされている。

$$v_e(t) = \sqrt{\frac{2g\dot{m}_{ves}}{\rho_{cm} A_{ld}}} \quad (3)$$

しかしながら、ペDESTAL床面よりも下部にスリットが設置されるため、縦スリット内のヘッド h_0 を考慮し以下のようにする必要がある。

$$v_e(t) = \sqrt{2g \left(\frac{\dot{m}_{ves}}{\rho_{cm} A_{ld}} t + h_0 \right)} \quad (4)$$

この場合、DCDモデルの評価で使用される平均流速において、初期ヘッド h_0 による項が追加され、以下のように修正される。

$$v_e(t) = \frac{\frac{2}{3} a_0 \sqrt{t} + \sqrt{2gh_0} - \frac{a_0 b_0}{H_0} t - \frac{4b_0 \sqrt{2gh_0}}{3H_0} \sqrt{t}}{\left(1 + \frac{4b_0}{3H_0} \sqrt{t} \right)} \quad (5)$$

ここで、

$$a_0 = \sqrt{\frac{2g\dot{m}_{ves}}{\rho_{cm} A_{ld}}} \quad (6)$$

$$b_0 = \sqrt{\frac{2k_f(T_{f,m} - T_s)}{\rho_{cm} h_{lh}}} \quad (7)$$

溶融炉心が過熱度を持つ場合、 b_0 は以下の式を使用する。過熱度がない場合、

$b_0 = b'_0$ となる。

$$b'_0 = \frac{2k_f(T_s - T_i)}{\rho_{cm}(h_{lh} + c_p \Delta T) \sqrt{\pi \alpha_w}} \quad (8)$$

であり、各パラメータは以下のとおりである。

L_{freeze} : 流動距離 (m), $\bar{v}(t)$: 平均流速 (m/s), t_{df} : 凝固完了時間 (s),
 ρ_{cm} : 溶融デブリ密度 (kg/m³), C_p : 溶融デブリ比熱 (J/kgK), ΔT : 過熱度 (K),
 H_0 : スリット高さ (m), h_0 : 縦スリット部高さ (m), α_w : 構造材熱拡散率 (m²/s),
 k_w : 構造材熱伝達率 (w/mK), k_f : デブリ熱伝導率 (w/mK),
 T_s : 接触面温度 (K), T_i : 構造材初期温度 (K), $T_{f,m}$: 溶融デブリ温度 (K),
 g : 重力加速度 (m/s²), \dot{m}_{ves} : R P Vからのデブリ落下率 (kg/s),
 A_{ld} : 下部ドライウエル床面積 (m²)

b. E p s t e i nモデル^{[3][4]}

E p s t e i nモデルは、MAAPコードのR P V下部プレナム貫通部閉塞計算に使用されているモデルであり、D C Dモデルと同様に流路の入口付近からの閉塞が想定されている。

E p s t e i nモデルの評価式を以下に示す。溶融炉心の総流動距離は式(9)と式(10)の和で求められる。

- ・溶融炉心が過熱度を有する領域での流動距離

$$X = \frac{D}{2f} \ln \left(\frac{T_0 - T_{mp}}{T^{**} - T_{mp}} \right) \quad (9)$$

- ・溶融炉心が過熱度のない領域での流動距離

$$X_s = 0.155 \text{Re}^{8/11} D \left[\frac{\text{Pr}}{B} \right]^{7/11} \quad (10)$$

ここで、

$$B = \left[1 + \frac{2C_p(T_{mp} - T_w)}{\lambda} \right]^{1/2} - 1 \quad (11)$$

であり、各パラメータは以下のとおりである。

X : 流動距離 (m), Re : レイノルズ数, Pr : プラントル数, D : 水力等価直径 (m),
 λ : 溶融潜熱 (J/kg) C_p : 溶融デブリ比熱 (J/kgK), T_0 : デブリ初期温度 (K),
 T_{mp} : デブリ融点 (K), T_w : 構造材初期温度 (K), T^* : デブリ凝固開始温度 (推定値) (K),
 f : 摩擦係数 (-)

なお, $T^* - T_{mp}$ は E P R I レポートを基に 10K とする。

2.2 合金モデル

(1) Fleming's モデルの評価式^[5]

Fleming's モデルは式(12)のように表され, 流路を流れる溶融物が保有するエネルギーと周囲の構造材への除熱速度をもとに, 溶融物が凝固するまでに必要なエネルギーが除去されるまでの流動距離を評価できるモデルとなっている。

$$L_{freeze} = \frac{A\rho v(f_c H_f + C_p \Delta T)}{hS(T_d - T_w)} \left(1 + \frac{B}{2}\right) \quad (12)$$

ここで,

$$B = \frac{h\sqrt{\pi} \alpha_w \Delta X}{k_w \sqrt{v}} \quad (13)$$

であり, 各パラメータの内容は以下のとおりである。

L_{freeze} : 流動距離 (m), A : 流路断面積 (m²), ρ : 溶融デブリ密度 (kg/m³),
 v : 溶融デブリ流速 (m/s), f_c : 流動限界固相率 (-), H_f : 溶融デブリ溶融潜熱 (J/kg),
 C_p : 溶融デブリ比熱 (J/kgK), ΔT : 初期温度と凝固温度の差 (K),
 h : 熱伝達率 (W/m²K), S : 流路周長 (m), T_d : 溶融デブリ温度 (K),
 T_w : 構造材温度 (K), α_w : 構造材熱拡散率 (m²/s), ΔX : チョーキングレンジ^{*} (m)
 k_w : 構造材熱伝達率 (w/mK)

※ : 溶融物先端でどの程度の長さが流動限界固相率を超えると流動が停止するかを定義する定数

(2) 熱伝達係数の計算

溶融デブリとスリット構造材間の熱伝達係数は, 溶融デブリの熱伝導率, 水力等価直径及びSleicher-Rouseの式^[6]より求まるヌセルト数を用いて, 下式により算出する。

$$h = \frac{k}{d_e} Nu \quad (14)$$

Sleicher-Rouseの式

$$Nu = 5 + 0.0015 Re_f^a Pr_w^b \quad (10^4 < Re < 10^6, 0.1 < Pr < 10^4) \quad (15)$$

$$a = 0.88 - \frac{0.24}{4 + Pr_w} \quad (16)$$

$$b = \frac{1}{3} + 0.5 \exp(-0.6 Pr_w) \quad (17)$$

添字はそれぞれ、 m : 混合平均温度、 f : 膜温度、 w : 壁温における物性値を表す。ただし、本評価では、物性値は温度によらず一定と仮定する。

また、レイノルズ数が $3000 < Re < 10^6$ 、 $0.5 < Pr < 2000$ の範囲については次式 (G n i e l i n s k i の式)

$$Nu = \frac{(f/2)(Re-1000)Pr}{1+12.7\sqrt{f/2}(Pr^{2/3}-1)} \quad (18)$$

ここで、 f は管摩擦係数であり、

$$f = (3.64 \log_{10}(Re) - 3.28)^{-2} \quad (19)$$

と与えられる。

S l e i c h e r - R o u s e の式、G n i e l i n s k i の式が共に適用範囲内となる場合は、ヌセルト数が小さい方を採用する。

(3) 溶融デブリの温度低下の考慮

式 (12) から直接的に流動距離を計算すると、流路内を進行する間のデブリの温度低下が考慮されず、溶融炉心から構造材への熱伝達速度が過大評価されることにより、流動距離が短く評価されることが考えられる。

今回の評価では、F l e m i n g s の評価式をもとに、流動に伴うデブリの温度低下を考慮した上で、溶融炉心先端が流動停止する固相率に至るまでの除熱時間を算出し、溶融炉心の流速との積により流動距離を計算した。

まず、初期にデブリが保有する流動停止までの熱量は、固相線温度 T_{sol} を基準として

$$Q_0 = \{C_p(T_{d0} - T_{sol}) + H_f\} f_c m_d \quad (20)$$

となる。デブリが Δt の時間に Δx の距離流動したときの除熱量は、

$$Q_{rm}^p = hS\Delta x (T_d^p - T_w^p) \left(\frac{1}{1 + \frac{B}{2}} \right) \Delta t \quad (21)$$

であり、 Δx 流動後のデブリの保有熱量及び温度は、

$$Q_d^{p+1} = Q_d^p - Q_{rm}^p \quad (22)$$

$$T_d^{p+1} = \frac{Q_d^{p+1}}{C_f m_d} + T_{sol} \quad (23)$$

となる。ここで、 C_f は溶融潜熱を考慮した溶融デブリの換算比熱であり、以下のように表わされる。

$$C_f = C_p + \frac{H_f}{T_{liq} - T_{sol}} \quad (24)$$

各パラメータの内容は以下のとおりである。

Q_0 : 流動停止するために除去が必要なエネルギー (J) , T_{d0} : デブリ初期温度 (K) ,

T_{sol} : デブリ固相線温度 (K) , T_{liq} : デブリ液相線温度 (K) , m_d : デブリ質量 (kg) ,

Q_{rm} : タイムステップ毎の除熱量 (J) , Δx : タイムステップ毎の流動距離 (m) ,

Δt : タイムステップ (s)

以上より、デブリの凝固までの保有エネルギー Q_d が0になるまでの時間が得られ、溶融デブリの流速との積により、溶融デブリの流動距離が計算される。

3. 評価条件

コリウムシールド内での溶融デブリ凝固評価に用いた条件を表別 2-1 に示す。

溶融炉心の物性については、MAAPで使用されているRPV破損直前の下部プレナムの物性値を用いる。

表別 2-1 評価条件

構造材温度	
溶融炉心初期温度	
SUS 密度	
SUS 熱伝導率	
SUS 比熱	
溶融炉心液相線温度	
溶融炉心固相線温度	
デブリ密度	
デブリ比熱	
デブリ熱伝導率	
デブリ溶融潜熱	
デブリ粘性係数	

※ 格納容器設計圧力の2倍 (853kPa(gage)) における水の飽和温度

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

F l e m i n g s モデル固有の変数を表別 2-2 に示す。

流動限界固相率及びチョーキングレンジについては、既往の溶融炉心拡がり試験においては固相率が 0.4~0.6 程度で粘性が急激に増加するといった知見^[7]があるが、チョーキングレンジには明確な知見がないことから、溶融炉心先端が完全に凝固するまで流動が続くものと仮定し、流動限界固相率を 1.0、チョーキングレンジを 0 m と設定する。

表別 2-2 F l e m i n g s モデル固有の変数

流動限界固相率(fc)	1.0
チョーキングレンジ(ΔX) (m)	0

また、スリットの寸法を表別 2-3 に示す。

表別 2-3 スリット形状

スリット高さ	
流路幅	

表別 2-4 に流入速度関連パラメータを示す。

溶融炉心の流速については、溶融炉心全量に加えペDESTAL内構造物等がペDESTAL内に堆積した場合の堆積高さ約 1 m と、コリウムシールド設置時の既存の床面からの底上げ高さ \square の合計 \square をヘッドとして考慮した場合、溶融炉心の流速は \square となる。これに対し、保守的にこの値を切り上げて \square を設定する。

US-ABWR DCDモデルでは、デブリ落下率がパラメータとなっている。デブリ落下率は破損孔径をCRD一本相当としたものを基に設定している。

表別 2-4 流入速度関連パラメータ

デブリ落下率 (kg/s)	
DCDモデル評価時の初期ヘッド (m)	
デブリ流入速度 (m/s)	

4. 評価結果

3. に示した条件に基づく各モデルにおける評価結果を表別 2-5 ~表別 2-7 に示す。溶融炉心の流動距離は最大でも \square となり、スリット長さ \square の範囲内で凝固停止することを確認した。また、スリット内での上下面からの除熱(デブリから耐熱材への熱伝導)がデブリ体積発熱量よりも大幅に上回るため、比較的短時間でデブリが凝固するスリット内の凝固においては、この間の溶融デブリの崩壊熱による影響は無視し得る。

表別 2-5 US-ABWR DCDモデル評価

デブリ落下率 (kg/s)	流動距離 (m)	
	TQUVケース	大破断LOCAケース

表別 2-6 Epsteinモデル評価

流入速度 (kg/s)	流動距離 (m)	
	TQUVケース	大破断LOCAケース

表別 2-7 Flemingsモデル評価

流入速度 (kg/s)	流動距離 (m)	
	TQUVケース	大破断LOCAケース

5. 評価における保守性について

本評価は、以下のような点で保守性を有すると考えられる。

- ・本評価は流路内がドライな状態を前提としているが、実際にはスリット内は水で満たされた状態であり、溶融炉心から水への除熱等により流動距離は短くなると考えられる。
- ・流動距離の計算において、溶融炉心の流速は流動停止まで一定としており、スリット内での圧損や粘性増加に伴う速度低下を考慮していない。
- ・スリット内へ流入する溶融炉心の初期温度は、RPV破損時の溶融炉心平均温度に対し保守的に液相線温度 () を設定しているが、溶融炉心がペDESTAL床面に拡がる間やスリット内を通過する間の除熱を考慮すると、実際にはより温度は低下し、またそれに伴い溶融炉心の粘性は増加すると考えられる。
- ・流動限界固相率は 1.0 を設定しているが、既往の溶融炉心拡がり試験においては、固相率が 0.4~0.6 程度で粘性が急激に増加するといった知見^[7]がある。

6. まとめ

溶融デブリのスリット内凝固評価を実施した。溶融デブリのスリット内凝固評価は、実デブリを用いた試験による確認が困難であるため、別法による確認として、純金属と合金のそれぞれのモデルで評価を実施した。その結果、保守的な条件として評価したとして、スリット幅 、スリット高さ とすれば、溶融デブリの流動距離は であり、流路長さ であれば、スリットに流入した溶融デブリは十分に凝固することを確認した。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

7. 参考文献

- [1] 渋谷 他, 固相・液相共存下における鉄および非鉄合金のみかけの粘性の測定結果, 鉄と鋼, 第 66 年, 第 10 号, 1980
- [2] GE-Hitachi Nuclear Energy Americas LLC, ABWR Design Control Document, United States Nuclear Regulatory Commission, 2010
- [3] M. Epstein et al., Freezing-Controlled Penetration of a Saturated Liquid Into a Cold Tube, Journal of Heat Transfer, Vol.99, 1977
- [4] EPRI, Experiments to Address Lower Plenum Response Under Severe Accident Conditions, Volume1, EPRI report TR-103389, 1994
- [5] M. C. Fleming et al., An Experimental and Quantitative Evaluation of the Fluidity of Aluminium Alloys”, AFC Transactions, vol.69, 1961
- [6] 日本機械学会, 伝熱工学資料 第 5 版, 2009
- [7] M. T. Farmer, Melt Spreading Code Assessment, Modifications, and Applications to the EPR Core Catcher Design, ANL-09/10, 2009

コリウムシールド材料の選定について

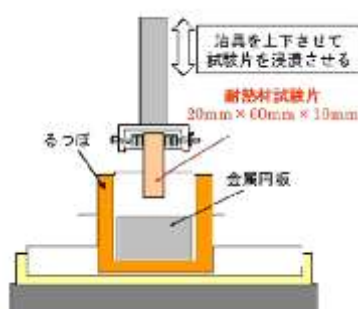
原子炉の過酷事故において、放射性物質が環境へ放出することを防ぐため、熔融炉心による格納容器の侵食を抑制する静的デブリ冷却システムの開発に取り組んでいる。熔融炉心を受け止めて保持する役割を担う耐熱材は、高融点でかつ化学的安定性に優れていることが必要であることから、候補材としては、、、 ZrO_2 等が挙げられる。模擬熔融炉心と上記耐熱材との侵食データを取ることを目的として、侵食試験を実施した。

以下に熔融 Zr 及び模擬熔融炉心(UO_2-ZrO_2-Zr)による耐熱材侵食試験の概要について示す。この結果より、コリウムシールド材料として ZrO_2 を選定した。

1. 熔融 Zr による耐熱材侵食試験

1.1 試験方法

耐熱材には、、 ZrO_2 の多孔質材料を用いた。模擬熔融炉心の金属成分をるつぼに入れ、るつぼ上部に耐熱材試験片をセットする(図別 3-1)。これらを電気炉で加熱し、 $2,000^{\circ}C \sim 2,200^{\circ}C$ の所定温度にして金属を溶かす。熔融した金属中に耐熱材試験片を上部から挿入し、5分間保持する。その後、試験片を初期位置へ戻してから炉冷する。各種試験片について、冷却後に外観及び試験片の残存状態を確認した。なお、熔融炉心の主な構成材料として、BWRで使用される UO_2 、 Zr 、 ZrO_2 、 Fe 等が想定されるが、試験においては、金属成分は $100mol\% Zr$ とした。

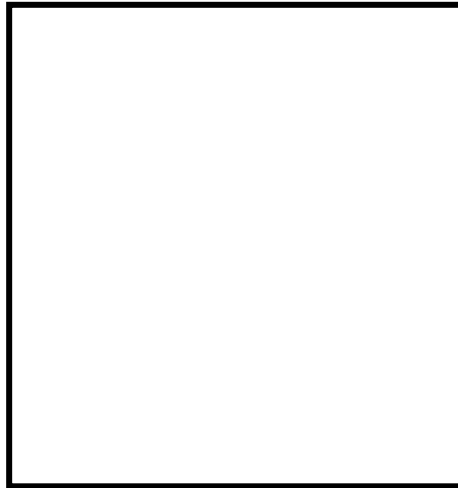


図別 3-1 試験体系

1.2 試験結果

図別 3-2 に金属組成が $100mol\% Zr$ における試験後の耐熱材試験片の断面写真を示す。いずれの耐熱材においても、金属組成の Zr 量に応じて侵食量は増加した。また、金属組成によらず侵食量は > > ZrO_2 となり、 ZrO_2 、、の順に耐侵食性に優れていることが確認できた。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



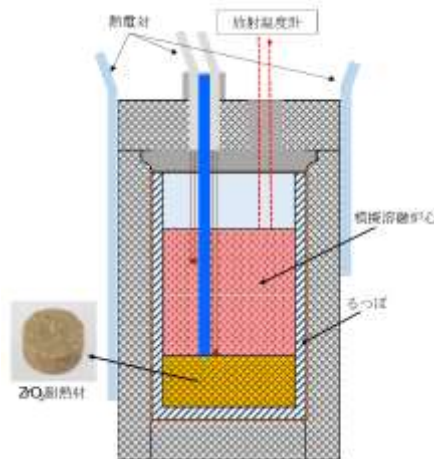
図別3-2 試験後の断面写真

2. 模擬熔融炉心による耐熱材侵食試験

2.1 試験方法

高融点材料にて製作したるつぼ内に円柱状に加工した ZrO_2 耐熱材と模擬熔融炉心粒子を所定の重量分装荷した。模擬熔融炉心の組成は UO_2-ZrO_2-Zr : 30mol%-30mol%-40mol%とした。

同るつぼを試験装置の誘導コイル内に設置して、誘導加熱により加熱を行った。試験中の模擬熔融炉心の温度は、放射温度計により計測した。試験時の温度は、放射温度計や熱電対にて計測している模擬熔融炉心の温度が、目標温度範囲(2,000°C~2,100°C)に入るように温度制御を行った。温度保持時間は10分とした。試験体系を図別3-3に示す。

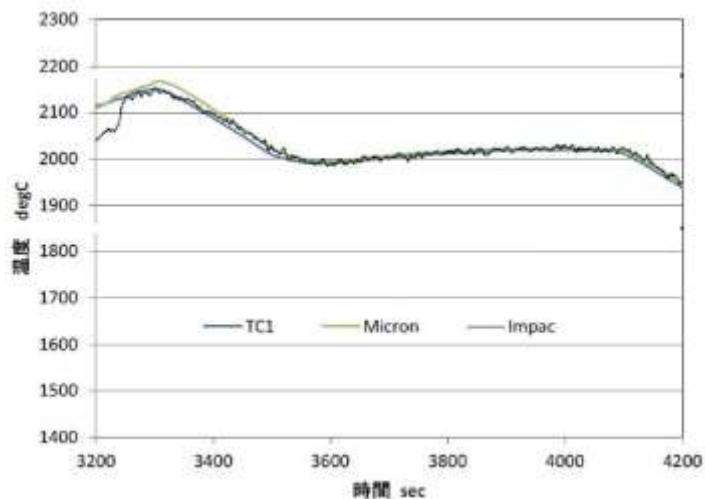


図別 3-3 試験体系

2.2 試験結果

試験温度の推移を図別 3-4 に示す。試験においては 2,000°C~2,050°C の範囲で、約 10 分程度温度が保持されていることを確認した。また、試験後のるつぼの断面写真を図別 3-5 に示す。 ZrO_2 耐熱材の厚さが試験前から変わっていないことから、模擬熔融炉心による ZrO_2 耐熱材の有意な侵食がないことが分かる。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



図別 3-4 試験温度推移



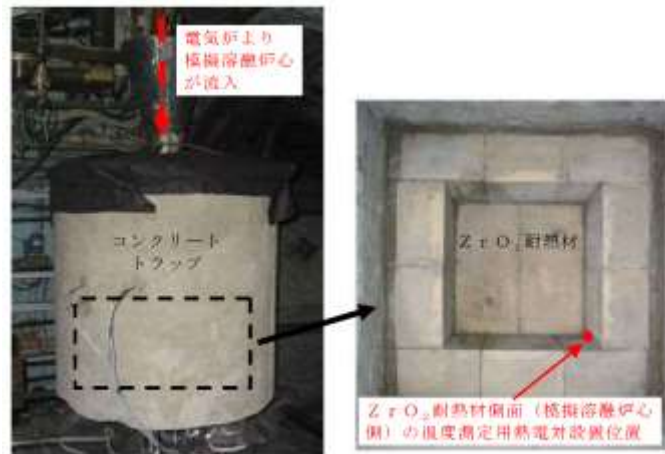
図別 3-5 試験後の断面写真

3. 耐熱材への模擬熔融炉心落下試験

3.1 試験方法

耐熱材に熔融炉心が接触した際の短期的な相互作用を確認するため、 ZrO_2 耐熱材の上に模擬熔融炉心を落下させ、耐熱材の侵食深さの測定、耐熱材侵食性状や模擬熔融炉心の固化性状の分析などを実施した。模擬熔融炉心の組成は UO_2-ZrO_2-Zr : 30mol%-30mol%-40mol%とした。 ZrO_2 耐熱材を内張りしたコンクリートトラップの上部に電気炉を設置し、電気炉により加熱した模擬熔融炉心を ZrO_2 耐熱材上に落下させ、コンクリートトラップに設置した熱電対により ZrO_2 耐熱材の温度を測定した。試験装置を図別3-6 に示す。

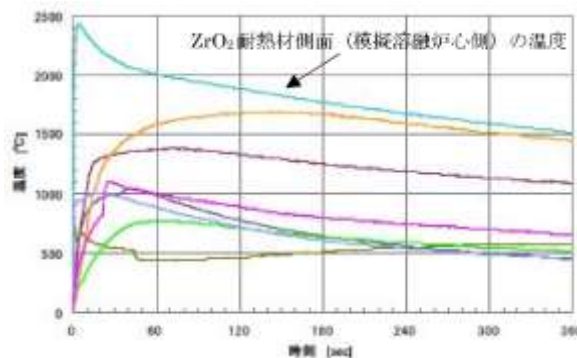
本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



図別 3-6 試験装置

3.2 試験結果

試験温度推移を図別 3-7 に示す。ZrO₂耐熱材側面（模擬熔融炉心側）の温度を測定する熱電対が模擬熔融炉心落下直後に最高温度約 2,450℃を観測したことから、落下してきた模擬熔融炉心温度は 2,450℃以上であったと推測される。また、試験後のコンクリートトラップ断面写真を図別 3-8 に示す。模擬熔融炉心接触部から最大で約 1 cm が黒色化し、その周辺部が白色化していることが確認されたものの、顕著な耐熱材の侵食及び耐熱材の割れは確認されなかった。



図別 3-7 試験温度推移

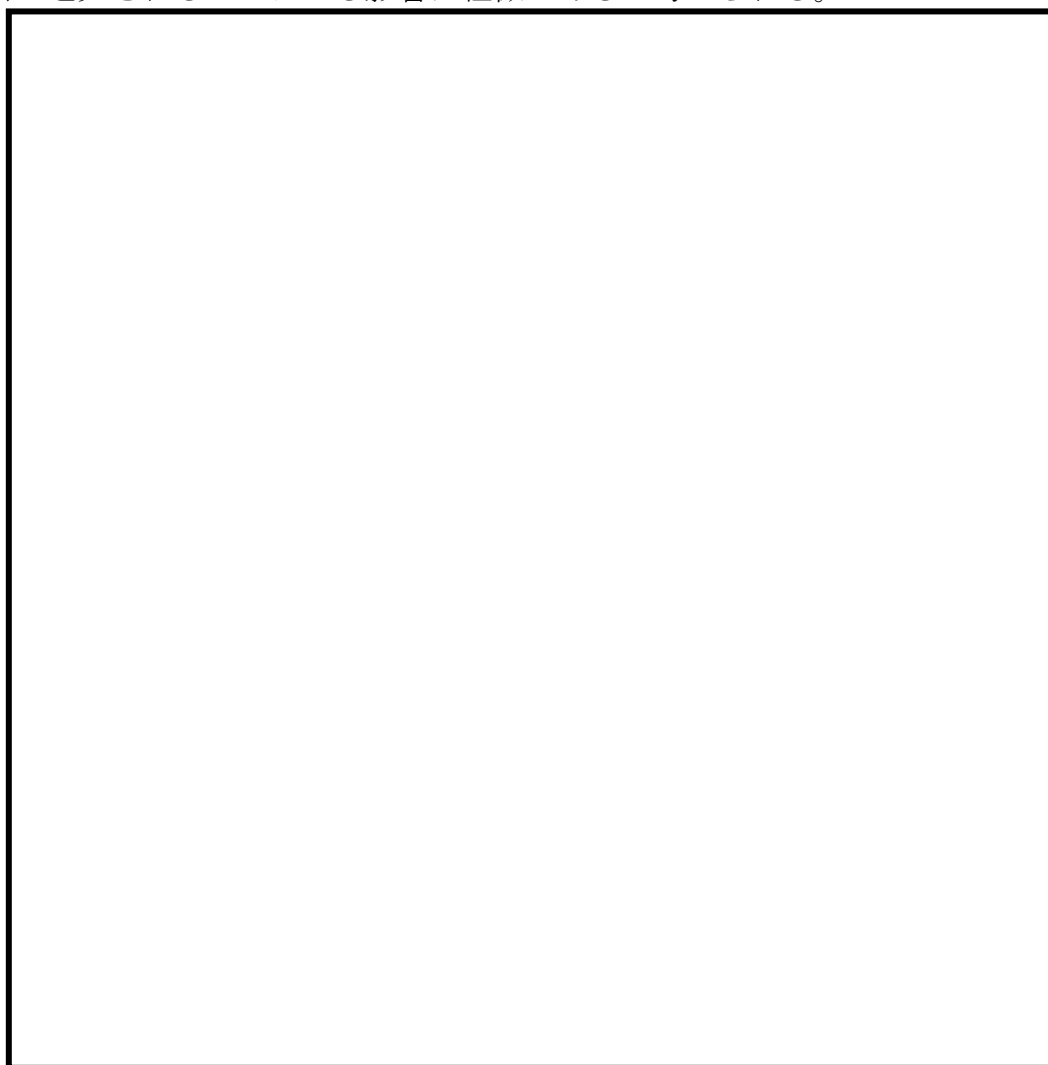


図別 3-8 試験後の断面写真

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

一般に、 ZrO_2 には還元雰囲気中で高温に暴露されると材料中に酸素欠損が起こり、変色する特性があることが知られている。試験においては、計測された模擬溶融炉心の温度が $2,450^{\circ}C$ 以上と高温であり、かつ模擬溶融炉心中には金属 Zr が存在することから、模擬溶融炉心中の金属 Zr によって ZrO_2 耐熱材の表面で還元反応が起こり、酸素欠損が生じたと推測される。しかしながら、黒色部についてX線回折分析を行った結果、耐熱材表面の組成に有意な変化が確認されなかったことから、欠損した酸素の量は微量であり、 ZrO_2 耐熱材の耐熱性能に影響はないと考えられる（図別 3-9）。

なお、ペDESTALには水プールが存在するため、ペDESTALに落下してきた溶融炉心中に残存する未酸化の金属 Zr は、水との反応によって酸化されると想定される。MAAP解析の結果から、ペDESTALに落下してきた溶融炉心は、 $2,000^{\circ}C$ を超える高い温度でコリウムシールドと数十分接触する可能性があるが、上述のとおり、溶融炉心中の金属 Zr は酸化されていると考えられることから、事故時に溶融炉心がコリウムシールドと接触したとしても、 ZrO_2 耐熱材の表面が還元されることによる影響は軽微であると考えられる。



図別 3-9 耐熱材表面の成分分析結果

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

4. まとめ

上記試験結果から，熔融炉心に対して高い耐性を有している ZrO_2 （ジルコニア）耐熱材を，コリウムシールドに用いる材料として選定した。

※ 本試験は，中部電力(株)，東北電力(株)，東京電力ホールディングス(株)，北陸電力(株)，中国電力(株)，日本原子力発電(株)，電源開発(株)，(一財)エネルギー総合工学研究所，(株)東芝，日立 GE ニュークリア・エナジー(株)が実施した共同研究の成果の一部である。

30. 原子炉圧力容器表面温度の設置箇所

No.	機器番号	機器名称	計測範囲
1	TE298-1A-1	圧力容器円筒胴温度	0～300℃
2	TE298-1A-2	圧力容器円筒胴温度	0～300℃
3	TE298-1A-3	圧力容器円筒胴温度	0～300℃
4	TE298-1B-1	圧力容器A給水ノズル出口温度	0～300℃
5	TE298-1C-1	圧力容器A給水ノズル温度	0～300℃
6	TE298-1B-2	圧力容器B給水ノズル出口温度	0～300℃
7	TE298-1C-2	圧力容器B給水ノズル温度	0～300℃
8	TE298-1B-3	圧力容器C給水ノズル出口温度	0～300℃
9	TE298-1C-3	圧力容器C給水ノズル温度	0～300℃
10	TE298-1B-4	圧力容器D給水ノズル出口温度	0～300℃
11	TE298-1C-4	圧力容器D給水ノズル温度	0～300℃
12	TE298-1D-1	圧力容器下鏡外温度	0～300℃
13	TE298-1D-2	圧力容器下鏡外温度	0～300℃
14	TE298-1D-3	圧力容器下鏡外温度	0～300℃
15	TE298-1E-1	圧力容器支持コト上部温度	0～300℃
16	TE298-1E-2	圧力容器支持コト上部温度	0～300℃
17	TE298-1E-3	圧力容器支持コト上部温度	0～300℃
18	TE298-1F-1	圧力容器支持コト下部温度	0～300℃
19	TE298-1F-2	圧力容器支持コト下部温度	0～300℃
20	TE298-1F-3	圧力容器支持コト下部温度	0～300℃
21	TE298-1G-1	原子炉圧力容器温度 (S A)	0～500℃
22	TE298-1G-2	原子炉圧力容器温度 (S A)	0～500℃
23	TE298-1G-3	圧力容器下鏡温度	0～300℃
24	TE298-1G-4	圧力容器下鏡底部温度	0～300℃
25	TE298-2A-1	圧力容器上蓋温度	0～300℃
26	TE298-2A-2	圧力容器上蓋温度	0～300℃
27	TE298-2B-1	圧力容器上蓋フランジ温度	0～300℃
28	TE298-2B-2	圧力容器上蓋フランジ温度	0～300℃
29	TE298-3-1	圧力容器スットホル温度	0～300℃
30	TE298-3-2	圧力容器スットホル温度	0～300℃
31	TE298-4-1	圧力容器胴体フランジ温度	0～300℃
32	TE298-4-2	圧力容器胴体フランジ温度	0～300℃
33	TE298-4-3	圧力容器胴体フランジ温度	0～300℃

■ : 重大事故等対処設備

重大事故等対処設備以外は、常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）

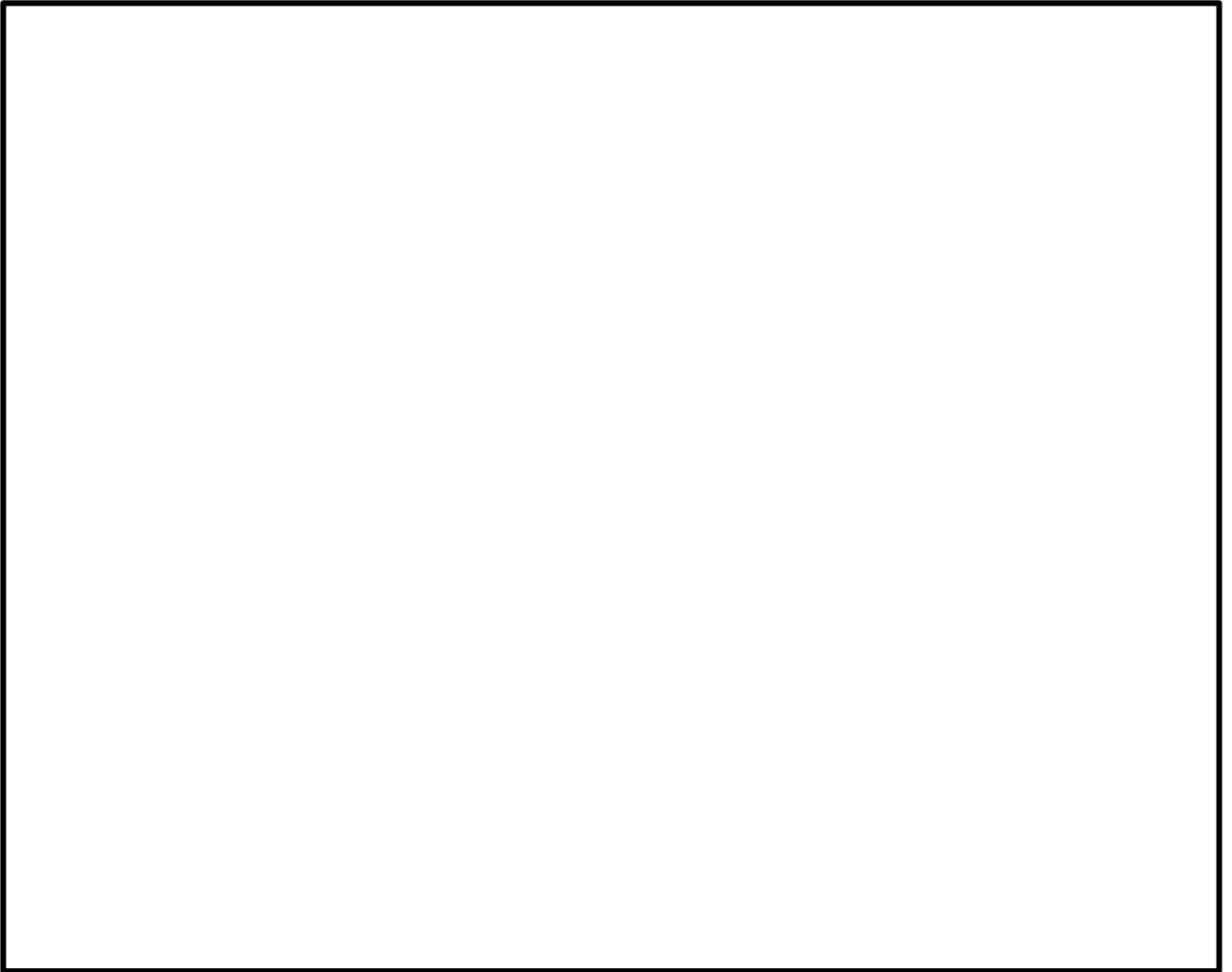


図1 原子炉圧力容器表面温度の設置箇所

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

31. 逃がし安全弁の耐環境性能の確認実績について

逃がし安全弁（以下「SRV」という。）については、電力共同研究「安全上重要な機器の信頼性確認に関する研究」において設計基準事故時を想定した環境試験を実施し、その信頼性を確認している。

試験条件を図1に示す。図1の環境試験中、SRVが正常に動作することが確認されたことから、少なくとも図1に包絡される環境下ではSRVの機能は正常に維持されると考える。



図1 設計基準事故環境下における加速劣化試験の試験条件⁽¹⁾

参考文献

- (1) 電力共同研究「安全上重要な機器の信頼性確認に関する研究 平成7年度上半期（最終報告書）」

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

32. 原子炉減圧に関する各種対策及び逃がし安全弁(SRV)の耐環境性能向上に向けた今後の取り組みについて

島根原子力発電所2号炉
重大事故等対処設備について（補足説明資料）抜粋

46-10 その他設備

以下に、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための自主対策設備の概要を示す。

(1) タービンバイパス弁

主蒸気隔離弁が全開状態であり、かつ常用電源が健全で、復水器真空が維持できている場合に、タービンバイパス弁を開操作することで原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。

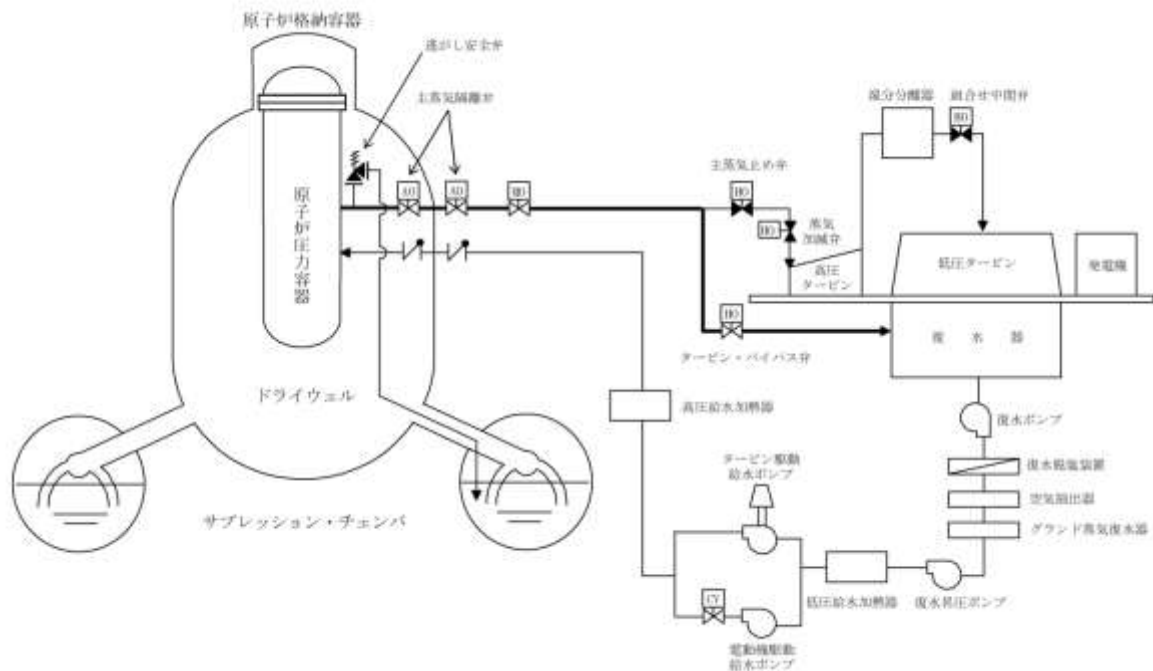


図1 タービンバイパス弁による減圧 概略系統図

(2) 直流給電車

直流給電車は、高圧発電機車の交流電源を整流することにより、直流電源を供給することができ、115V-B系の直流母線に接続することで、逃がし安全弁の機能を回復させて原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。

単線結線図について、補足説明資料 46-2-2, 3 に示す。

(3) 逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備

逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備は、窒素ガス供給系が機能喪失した場合においても、逃がし安全弁の開操作を可能とし、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、窒素ガス供給を行うことができる。

本システムは、窒素ガスポンペ、減圧弁等により構成する。また、窒素ガスは、逃がし安全弁のうち自動減圧機能がない2個へ供給される。

なお、本システムは、既設の窒素ガス供給系とは別に、窒素ガスポンペを配備する。

本システムは、電磁弁操作を必要とせず、窒素ガス供給系が機能喪失した場合に、自動減圧機能がない2個（RV202-1A, 1J）へ、窒素ガスポンペの窒素ガスを減圧し、供給を行う。また、設置する設備はすべて現場手動操作を行うものとし、電源に依存しないものとする。

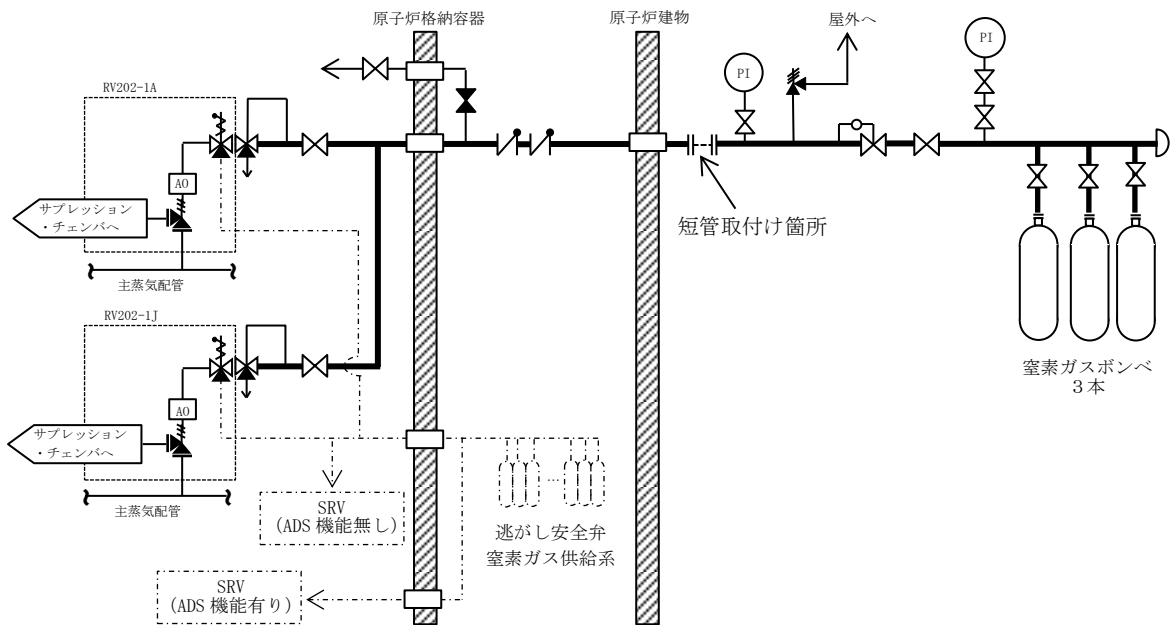


図2 逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による減圧 概略系統図

(4) 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）

常設直流電源及び主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（補助盤室）の電源供給またはSRV用電源切替盤を用いた可搬型直流電源設備による電源供給が不可能となり逃がし安全弁を解放できない場合において、主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）を中継端子箱に接続し、逃がし安全弁（RV202-1B, 1M）を解放することにより原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する。

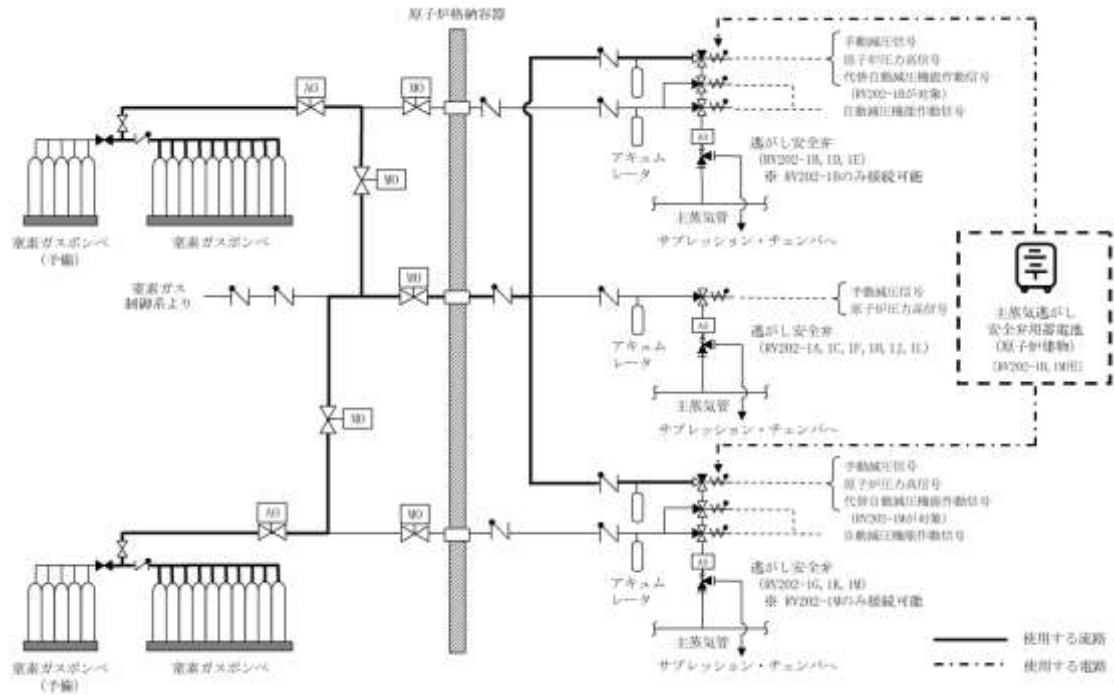


図3 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物）接続による減圧 概略系統図

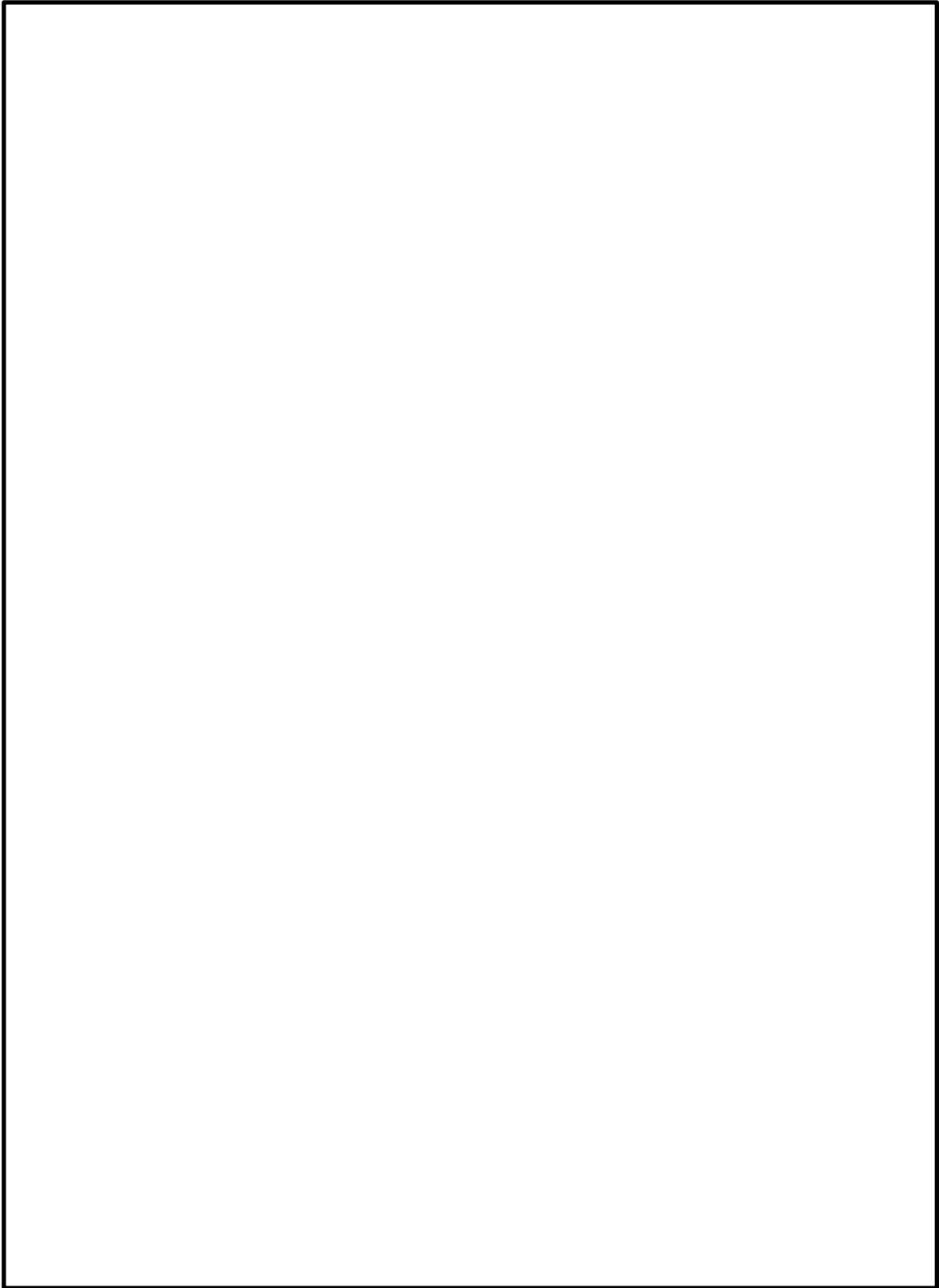


図 4 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池（原子炉建物） 配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

逃がし安全弁の機能について

逃がし安全弁は、以下の 3 つの機能を有する。

(1) 逃がし弁機能

本機能における逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、原子炉圧力高の信号によりアクチュエータのピストンを駆動して強制的に開放する。12 個の逃がし安全弁は、すべてこの機能を有している。

(2) 安全弁機能

本機能における逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、逃がし弁機能のバック・アップとして、圧力の上昇に伴いスプリングに打ち勝って自動開放されることにより、原子炉冷却材圧力バウンダリの最も過酷な圧力変化の場合にも原子炉圧力が最高使用圧力の 1.1 倍を超えないように設計されている。12 個の逃がし安全弁は、すべてこの機能を有している。

(3) 自動減圧機能

自動減圧機能は、非常用炉心冷却系の一部であり、原子炉冷却水位低と格納容器圧力高の同時信号により、ピストンを駆動して逃がし安全弁を強制的に開放し、中小破断事故時に原子炉圧力を速やかに低下させて、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系の早期の注水を促す。12 個の逃がし安全弁のうち、6 個がこの機能を有している。

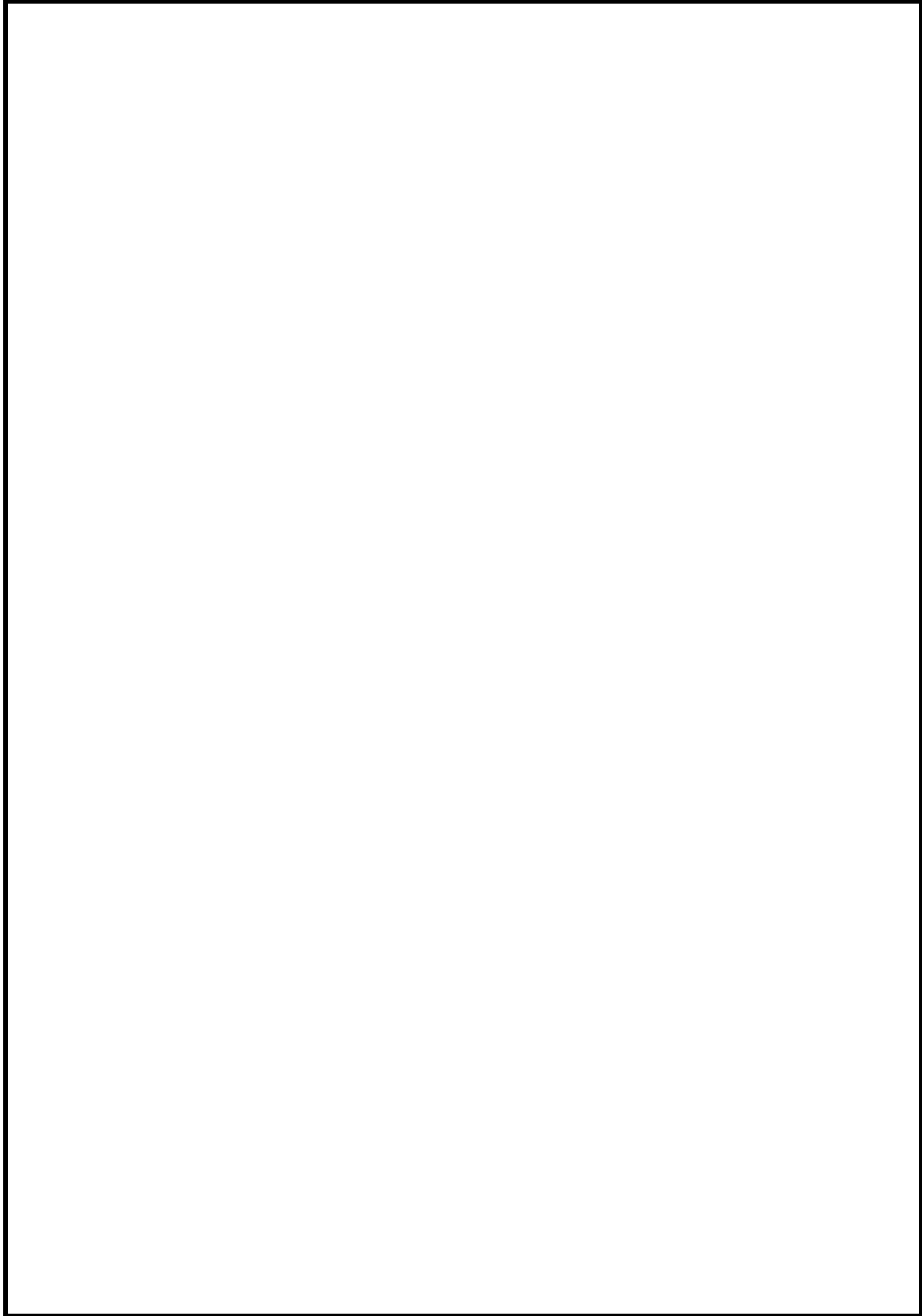
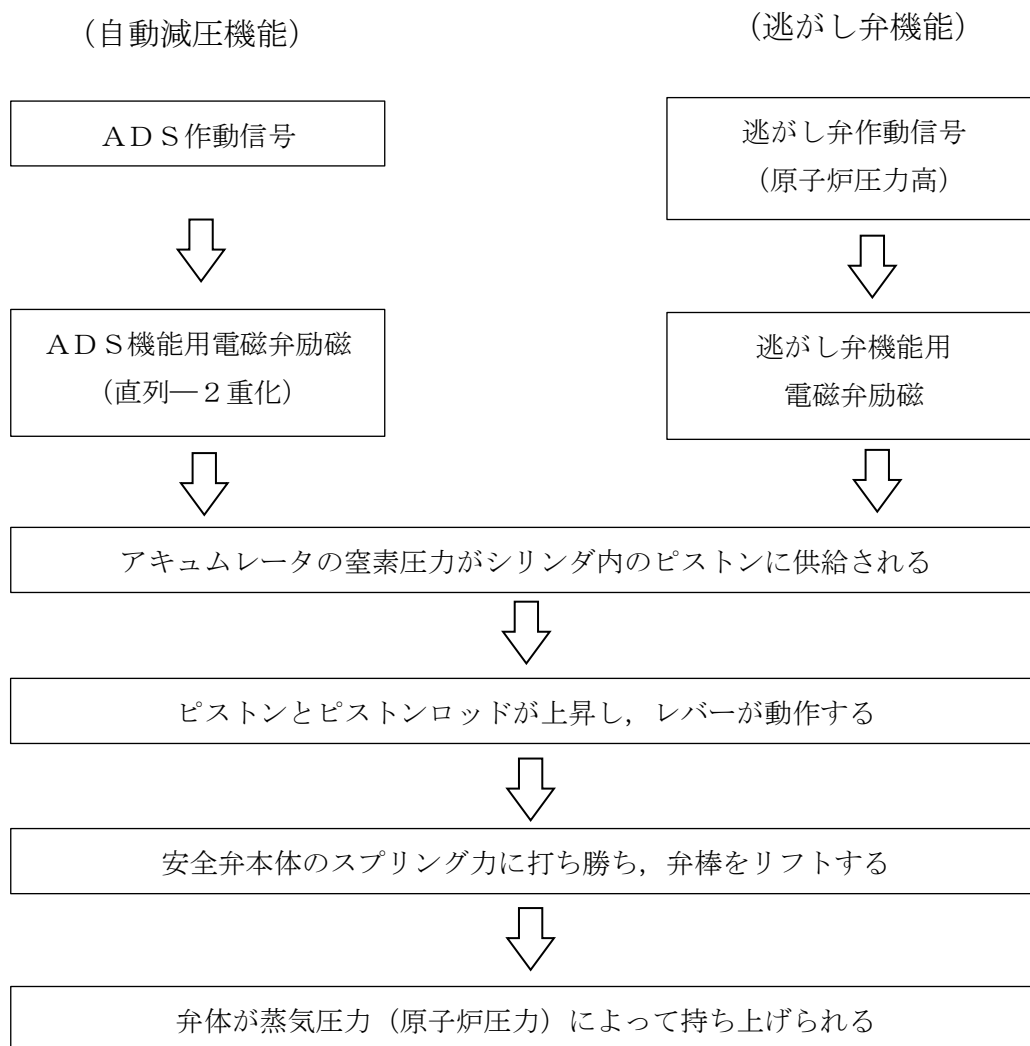


図 5 逃がし安全弁構造図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

逃がし安全弁動作時の機構



(安全弁機能)

逃がし弁機能のバック・アップとして、蒸気圧力（原子炉圧力）の上昇に伴いスプリング力に打ち勝って自動開放される。

S R Vの耐環境性能向上に向けた取り組みについて

1. 概要

S R Vの耐環境性向上対策は、更なる安全性向上対策として設置を進めている逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備に対して、S R V駆動源である高圧窒素ガスの流路となる「S R V用電磁弁」及び「S R Vシリンダ」に対してシール材の改良を実施するものとする。

逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備は、逃がし安全弁窒素ガス供給系と独立した窒素ガスポンプ、自圧式切替弁及び配管・弁類から構成し、S R V用電磁弁の排気ポートに窒素ガスポンプの窒素ガスを供給することにより、電磁弁操作を不要としたS R V開操作が可能な設計とする。

ここで、自圧式切替弁をS R V用電磁弁の排気ポートと逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備供給設備の接続部に設置し、以下の(1)通常運転時、(2)逃がし安全弁窒素ガス供給系によるS R V動作時、(3)逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備によるS R V動作時に示すと通りの切替操作が可能な設計とする。

(1) 通常運転時 (S R V待機時)

自圧式切替弁は、弁体が逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備の窒素ガスポンプ側を閉止し排気ポート側を原子炉格納容器内に開放することで、S R Vピストンが閉動作するときの排気流路を確保する。

(2) 逃がし安全弁窒素ガス供給系によるS R V動作時

自圧式切替弁は、排気ポート側を開放しており、S R V閉動作時のピストンからの排気を原子炉格納容器へ排気するための流路を確保する。

(3) 逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備によるS R V動作時

自圧式切替弁は、逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備の窒素ガスポンプ圧力によりバネ及び弁体を押し上げられることにより排気ポートを閉止し、逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備の窒素ガスポンプからS R Vピストンまでの流路を確保する。

また、自圧式切替弁の弁体シール部は全て、無機物である膨張黒鉛シートを使用しており、重大事故等時の高温蒸気や高放射線量の影響によりシール性が低下することがない設計としている。

本システムは、A D S機能がない2個へ、逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備の窒素ガスポンプの窒素ガスの供給を行う設計とする。

ここで、逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備の系統概要図を図1に、S R V本体に対する電磁弁及び自圧式切替弁の配置図を図2に、自圧式切替弁の構造図を図3に、自圧式切替弁及び電磁弁の動作概要図を図4に示す。

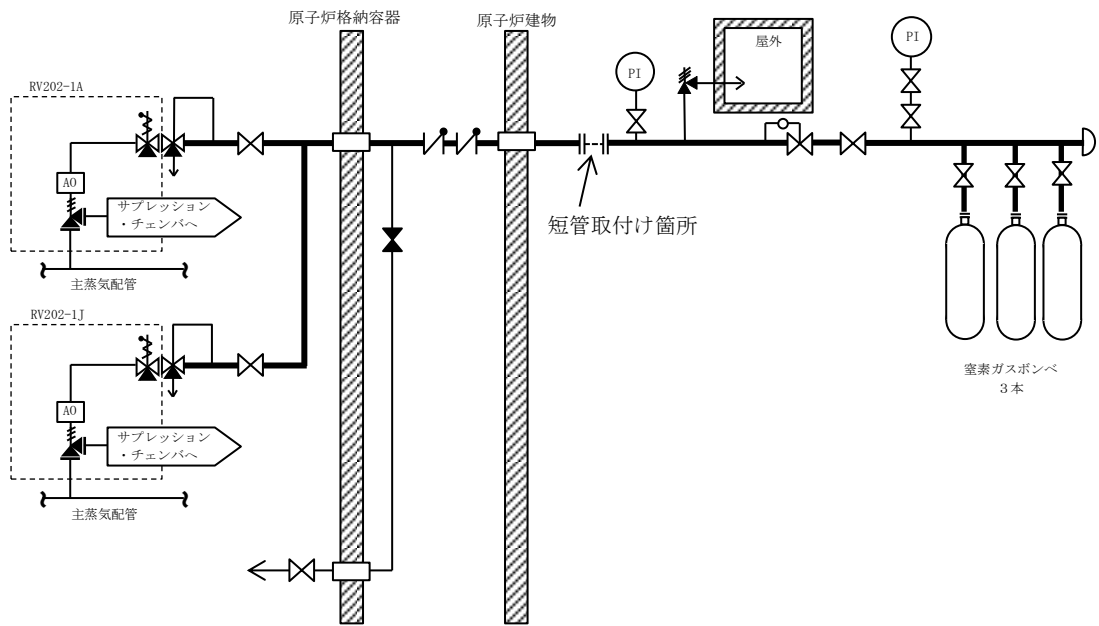


図 1 逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備 系統概要図



図 2 S R V 本体に対する電磁弁及び自圧式切替弁の配置図

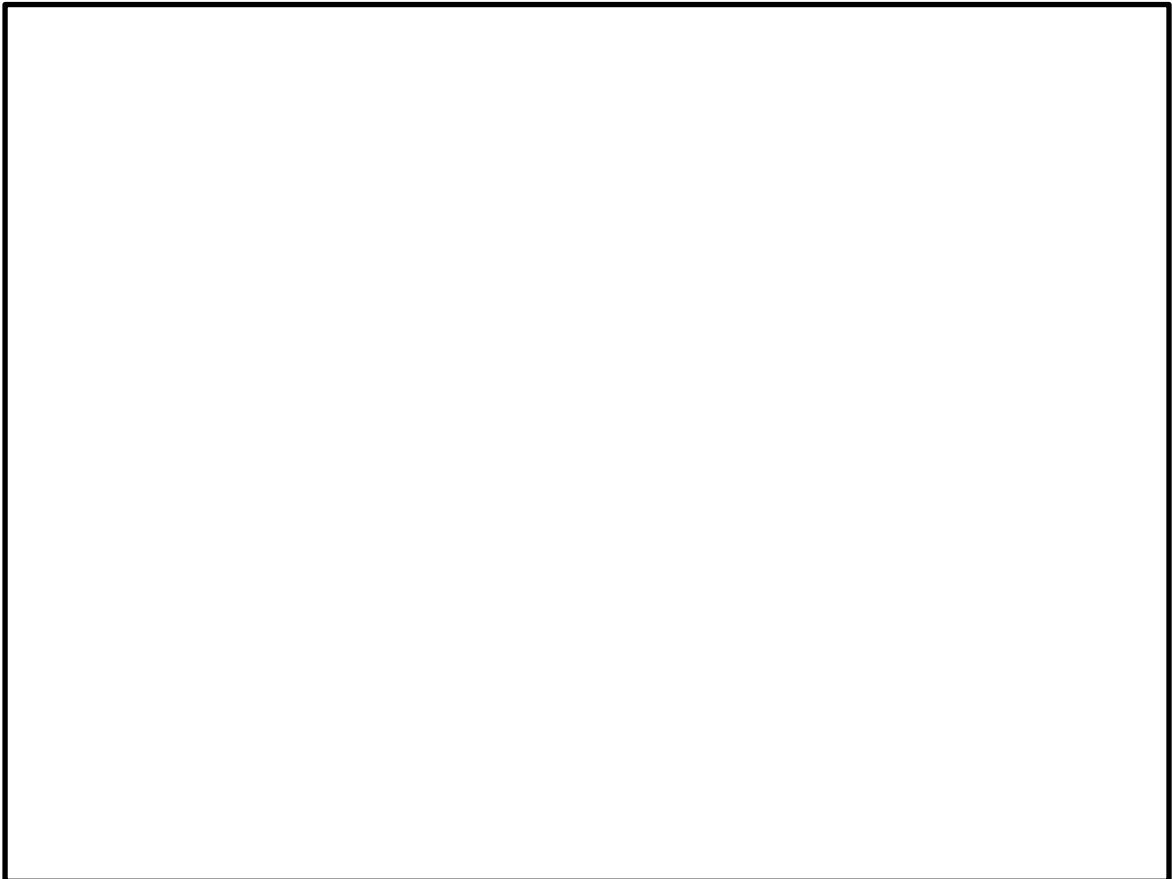


図 3 自圧式切替弁 構造図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

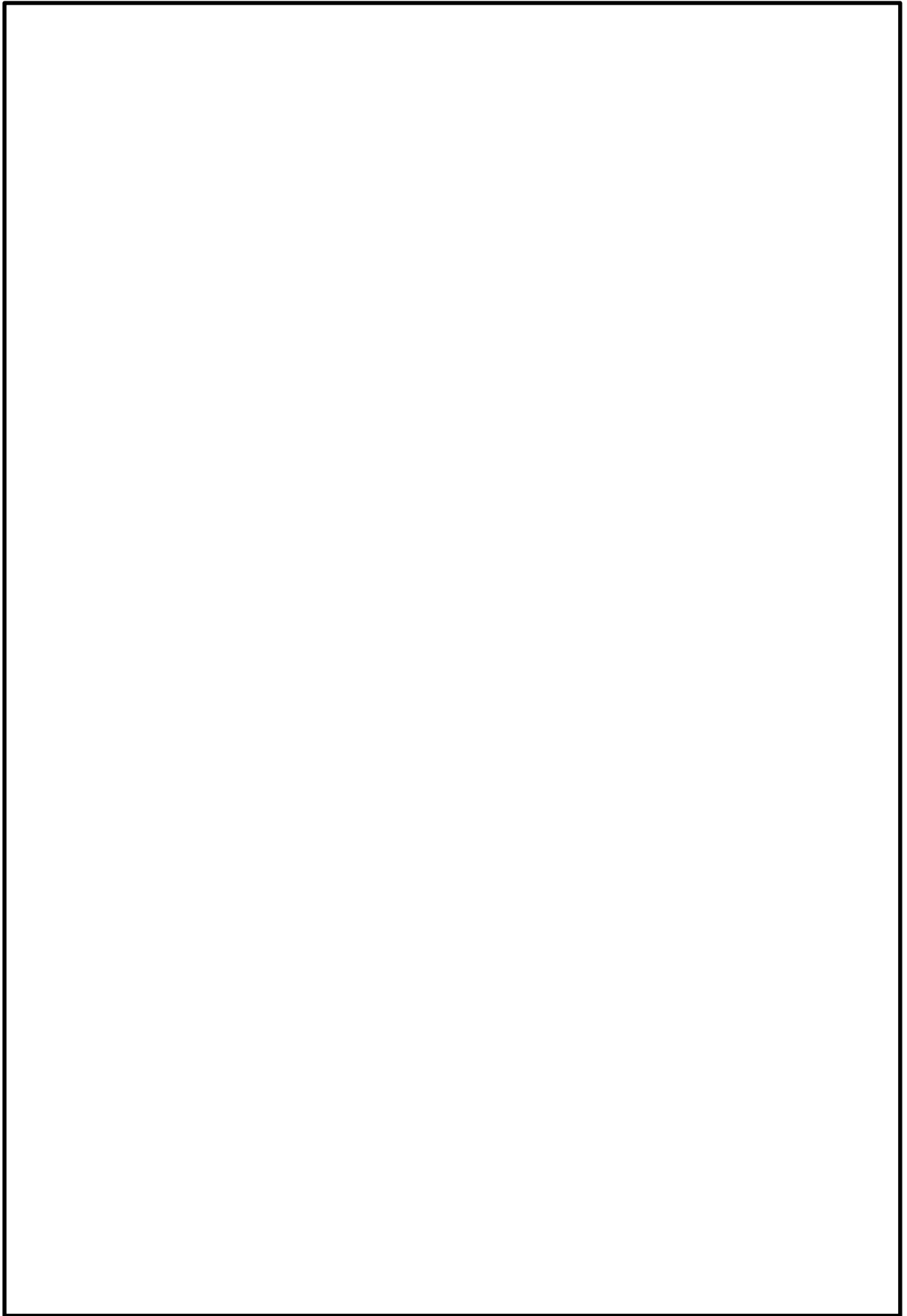


図 4 自圧式切替弁及び電磁弁 動作概要図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2. S R V用電磁弁の耐環境性能試験結果並びに今後の方針について

(1) 試験目的

S R Vの機能向上させるための更なる安全対策として、逃がし安全弁窒素ガス供給系及び逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備により高圧窒素ガスを供給する際に流路となるバウンダリについて、電磁弁の作動性能に影響を与えないシール部を、従来のフッ素ゴムより高温耐性が優れた改良E P D M材に変更し、高温蒸気環境下におけるシール性能を試験により確認する。

(2) 試験体概要

試験体であるS R V用電磁弁の概要並びに改良E P D M材の採用箇所を図5に示す。



図5 改良E P D M材を採用したS R V用電磁弁概要図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(3) 試験手順及び項目

本試験で実施する試験項目を図6に示す。

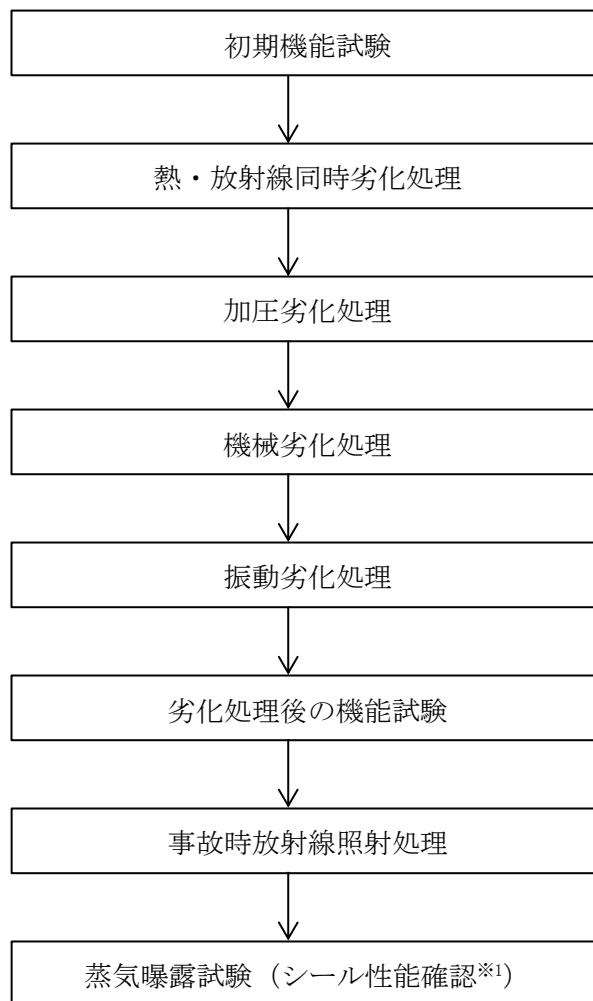


図6 試験手順及び項目

※1 シール性確認の判定基準

- ・排気(E X H)ポート側圧力に供給(S U P)ポート側圧力の漏えいが認められないこと。
- ・無励磁時の漏えい量は目標として 以下であること。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(4) 蒸気曝露試験装置概要及び蒸気曝露試験条件

本試験で使用する蒸気曝露試験装置の概要を図7に示す。また、重大事故環境試験条件を表1及び蒸気曝露試験条件を図8に示す。

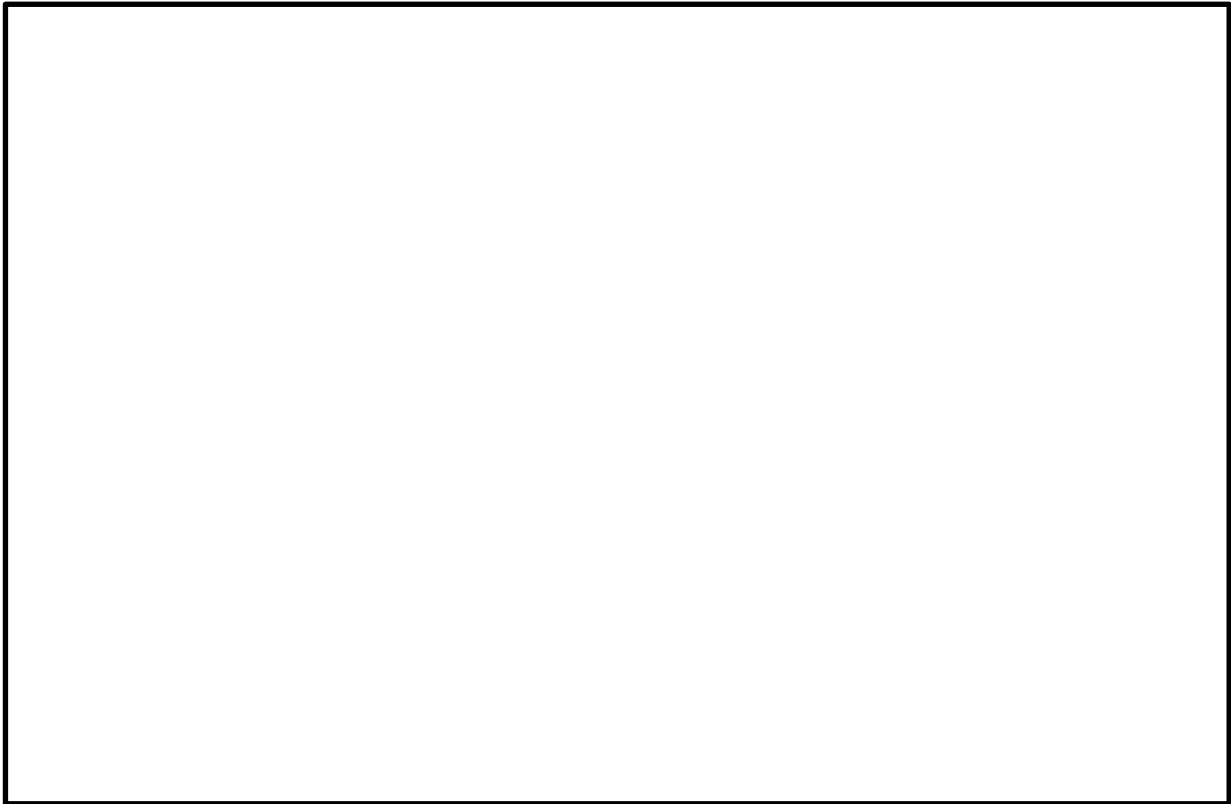


図7 蒸気曝露試験装置の概要

表1 重大事故環境試験条件

項目	条件	
	0～168 時間	168～175 時間
時間(経過)	0～168 時間	168～175 時間
圧力(kPa[gage])	710	854
温度(°C)	171	178
雰囲気	蒸気	蒸気
放射線量(MGy)	□ ※1	

※1：事象発生から7日間の累積放射線量を示す。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

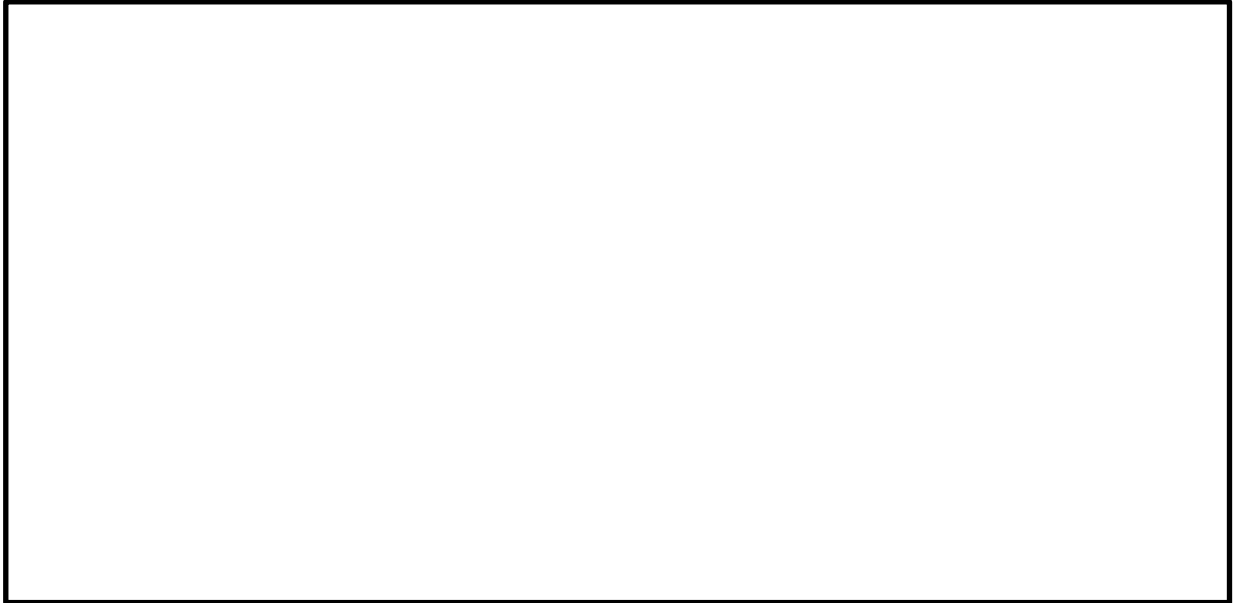


図8 蒸気曝露試験条件

(5) 蒸気曝露試験並びに分解調査結果

蒸気曝露試験の結果, 蒸気曝露試験中において漏えいが確認されることはなく, 分解調査の結果, 僅かな変形, 軟化が確認されたものの, 従来の設計基準事故環境下に比べ高温蒸気に対して, より長時間 (図8 参照) にわたって, S R V 駆動部 (シリンダ) へ窒素ガスを供給する経路のシール性能が発揮され耐環境性が向上していることを確認した。

蒸気曝露試験後の S R V 用電磁弁を分解し, 主弁, ピストン弁シート部及び主弁シート部 U パッキン (図 5 参照) シール部分について, 健全品との比較調査を行った。表 2 にシール部分の分解調査結果 (主弁シート部シール部分及び主弁シート部 U パッキンシール部分) を示す。

外観及び寸法確認の結果, 主弁シート部シール部分については, シート部が軟化してシール部分の凹部の変形が確認されたが僅かなものであった。また, 従来のフッ素ゴム材を使用する主弁シート部 U パッキンについても変形が確認されたが僅かなものであった。

表2 シール部分の分解調査結果
(主弁シート部シール部分及び主弁シート部Uパッキンシール部分)

--

(6) 今後の方針

S R V 駆動部 (シリンダ) へ窒素ガスを供給する経路のシール性能が発揮されていることが確認されたことから, S R V の機能向上させるための更なる安全性向上対策として, 全ての S R V 用電磁弁について改良 E P D M 材を採用した電磁弁に交換する。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

3. SRVシリンダ改良の進捗及び今後の方針について

(1) 設計方針

SRVシリンダのシール部においては、熱によって損傷する恐れがあることから、高温蒸気環境下におけるシール性能を向上させることを目的として、シリンダピストンの作動に影響を与えないシール部（シリンダOリング）を、従来のフッ素ゴムより高温耐性が優れた改良EPDM材に変更する予定である。

また、従来のフッ素ゴム材を使用するピストンの摺動部においては、ピストン全開動作時に、フッ素ゴム材のシート部（ピストンOリング）の外側に改良EPDM材のシート部（バックシートOリング）を設置することにより、ピストンOリングが機能喪失した場合においてもバックシートによりシール機能を維持することが可能となる改良を実施する予定である。

ここで、既設シリンダの概要図を図9に、改良シリンダの概要図を図10に示す。

なお、改良シリンダに対しては、シリンダ単体試験、SRV組合せ試験を実施するとともに、高温蒸気環境下におけるシリンダ漏えい試験を実施している。



図 9 既設シリンダ概要図



図 10 改良シリンダ 概要図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(2) 健全性確認試験

改良シリンダの健全性確認試験として、放射線劣化試験後（放射線量：約 MGy），下記の表 3 に示すシリンダ単体試験，SRV 組合せ試験及び蒸気曝露試験を実施し，SRV 動作に対して影響がないことの確認を実施した。

表 3 改良シリンダの健全性確認試験内容

	確認項目		判定基準	結果
シリンダ 単体試験	駆動部作 動試験		円滑に作動すること	良
	駆動部漏 えい試験		漏えいがないこと	良
SRV組 合せ試験	最小作動 圧確認試 験		全開操作可能なこと	良 ^{※1}
	逃がし弁 機能試験		アキュムレータ容量 (<input type="text"/> L) で全開作動 すること <input type="text"/> 回全開操作 ^{※2} 可能な こと 入力信号から <input type="text"/> 秒以 内 ^{※2} に全開動作可能な こと	良
蒸気曝露 試験	開保持確 認		168 時間連続開保持可 能なこと	良

※ 1 : 最小作動圧力 MPa で動作可能なことを確認

※ 2 : 設計基準事故対処設備の ECCS 機能 (ADS 機能) としての系統設計
要求事項

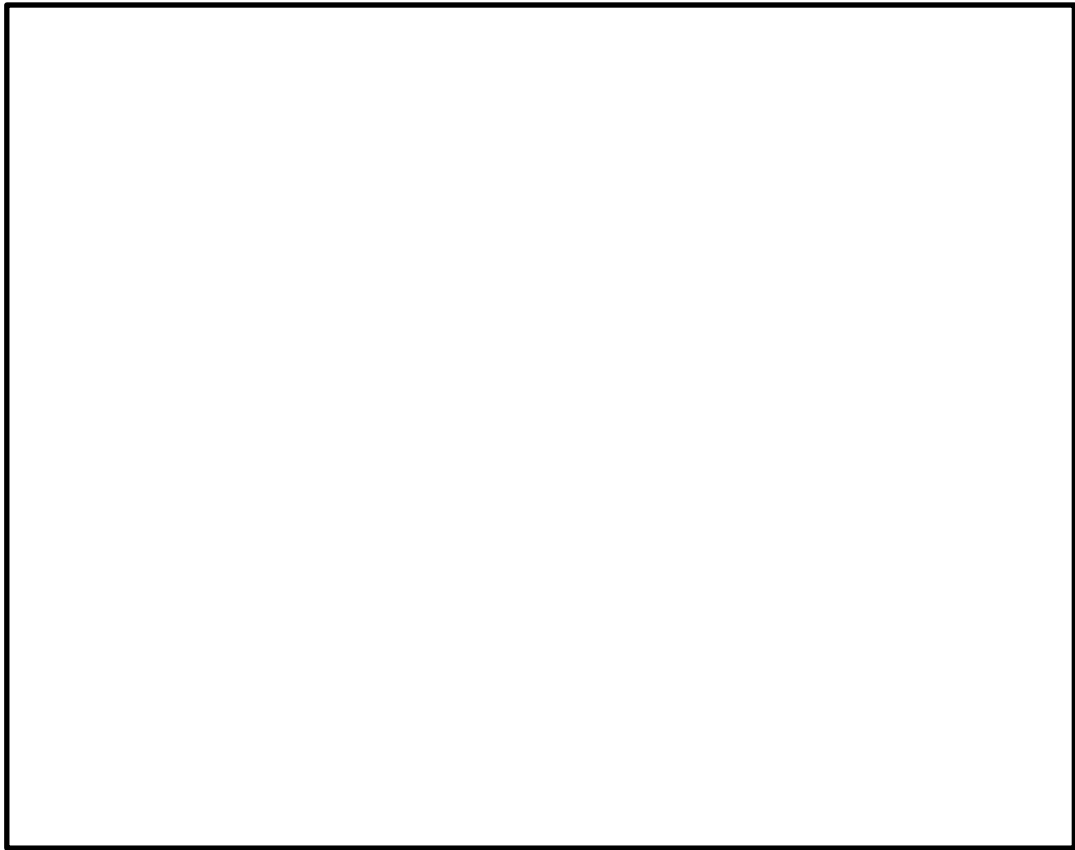


図 11 蒸気曝露試験装置の概要

(3) 今後の方針

①耐SA環境性の向上

逃がし窒素ガス代替供給設備においては、SRV用電磁弁が機能喪失した場合においても、SRV用電磁弁の排気ポートから窒素ガスを供給することにより、SRV全開操作が可能な設計としていることから、改良シリンダの耐SA環境性の目標として原子炉格納容器の限界温度・圧力(200℃, 0.853MPa[gage])を目指す設計とする。

②DB機能に対する影響評価

SRVシリンダの改良は、DBA時のSRV動作に影響を与える変更^{*1}となることから、今後、信頼性確認試験^{*2}を実施し、プラント運転に影響を与えないことを確認する予定である。

※1：改良シリンダは、SRV本体に接続するシリンダ摺動部となるピストン寸法及び重量が増加する

※2：信頼性確認試験の項目は機械劣化試験、放射線劣化試験、熱劣化試験、加振試験、耐震試験、水力学的動荷重試験、事故時放射線試験、蒸気曝露環境試験及び作動試験等となる

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

③スケジュール

改良シリンダ導入の今後のスケジュールとしては、SRV本体及び試験治工具の制作がクリチカルとなり、信頼性確認試験および200℃、2Pdの耐環境試験を約1年半を目途に進めていく予定である。

4. シール材の健全性について

S R V用電磁弁及びS R Vシリンダのシール材をフッ素ゴムから改良E P D Mへ変更することにより、シール機能の耐環境性向上について下記のとおり示す。

- ①フッ素ゴム及び改良E P D M製シール材の圧縮永久ひずみ試験について
フッ素ゴム及び改良E P D M製シール材の圧縮永久ひずみ試験結果の比較を表4に示す。

表4の試験結果は、S R Vが設置されている原子炉格納容器内における事故後7日間の累積放射線量を上回る800kGyを照射し、原子炉格納容器限界温度である200℃以上の環境に曝露した後、フッ素ゴム及び改良E P D M製シール材の圧縮永久ひずみを測定した結果を示している。その結果、フッ素ゴムは800kGy、乾熱、200℃の環境に3日間(72h)曝露されることで圧縮永久ひずみが に劣化することが予想されるのに対して、改良E P D M製シール材は800kGy、乾熱/蒸気、200℃の環境に7日間(168h)曝露されても圧縮永久ひずみは最大 であることが確認できている。本結果が示すとおり、改良E P D M製シール材はフッ素ゴムより耐環境性が十分高いことが確認できるため、シール機能の耐環境性向上が達成できると考えている。

表4 シール材の圧縮永久ひずみ試験結果

材質	放射線 累積照射量	ガス性状	温度	圧縮永久ひずみ試験※		
				24h	72h	168h
フッ素ゴム	800kGy	乾熱	200℃	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
改良E P D M	800kGy	乾熱	200℃			
改良E P D M	800kGy	乾熱	250℃			
改良E P D M	800kGy	蒸気	200℃			
改良E P D M	800kGy	蒸気	250℃			

※圧縮永久ひずみ試験とは、所定の圧縮率をかけ変形させた後、開放時の戻り量を評価するものである。完全に元の形状に戻った場合を0%、全く復元せず完全に圧縮された状態を100%としている。圧縮永久ひずみ試験結果が低い程、シール材の復元量が確保されていることを意味しており、シール機能は健全であることを示している。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

②改良E P D M製シール材の性能確認試験について

上記の①で示すシール材特性試験に加え、改良E P D M製シール材のシール機能を確認するために、小型フランジ試験装置を用いて事故環境下に曝露させ、性能確認試験を実施している。本試験は原子炉格納容器内における事故後7日間の累積放射線量の目安である800kGy、格納容器限界温度である200℃と余裕を見た250℃の環境に7日間(168h)曝露した試験体に対してHe気密性能確認試験を実施し、格納容器限界圧力2Pd(0.853MPa)を超える□MPa加圧時において漏えいがないことを確認した。

なお、改良E P D M製シール材の試験の詳細を別紙-1「改良E P D Mシール材の試験について」で示す。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

改良EPDMシール材の試験について

改良EPDMシール材について、耐高温性、耐蒸気性を確認するために、800kGyのガンマ線照射を行った材料を用いて、高温曝露又は蒸気曝露を行った後、気密確認試験を実施して漏えいの有無を確認した。また、試験後の外観観察、FT-IR分析及び硬さ測定を行い、曝露後のシール材の状況を確認した。本試験に使用した試験治具寸法を図1、外観を図2に示す。シール材の断面寸法は実機の1/2とし、内側の段差1mmに加えて外側からも高温空気又は蒸気に曝露されるため、実機条件と比較して保守的な条件となると想定される。試験の詳細と結果を以下に記載する。

①高温曝露

熱処理炉を使用して200℃、168hの高温曝露を実施した。

②蒸気曝露

東京電力技術開発センター第二研究棟の蒸気用オートクレーブを使用して、1MPa、250℃の蒸気環境下で168時間曝露を実施した。蒸気用オートクレーブの系統図を図3に、試験体設置状況を図4に示す。

③He機密確認試験

高温曝露及び蒸気曝露後の試験体について、Heを用いて気密試験を実施した。負荷圧力は0.3MPa、0.65MPa、0.9MPaとし、スヌープでのリーク確認と、0.3MPaは保持時間10分、0.65MPa及び0.9MPaは保持時間30分で圧力降下の有無を確認した。また、0.8mmの隙間ゲージを用いて開口変位を模擬した機密確認試験も実施した（実機1.6mm相当の変位）。試験状況を図5、6に、試験結果を表1に示す。いずれの条件下でもリーク及び圧力降下は認められなかった。

④試験後外観観察

デジタルマイクロスコープを用いてHe気密確認試験後のシール材表面を観察した。観察結果を図7に示す。シール材表面に割れ等の顕著な劣化は認められなかった。



図1 試験治具寸法

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

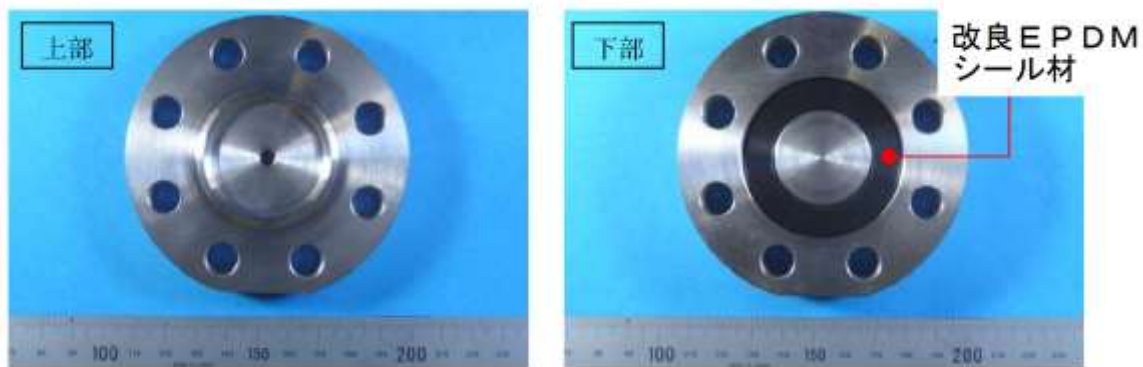


図2 試験治具及びシール材外観



図3 蒸気用オートクレーブ系統図

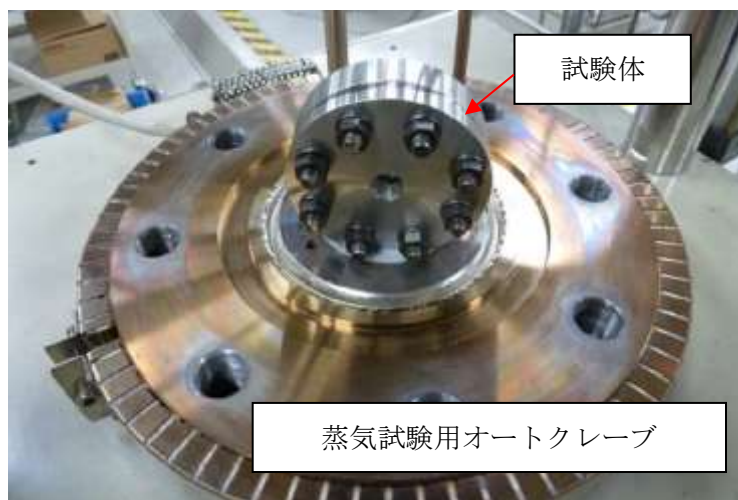


図4 蒸気曝露試験体設置状況

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



図5 He 気密確認試験状況



図6 He 気密試験時開口模擬 (隙間ゲージ使用)

表1 He 気密試験確認状況

No.	曝露条件	γ線照射量	変位	0.3MPa	0.65MPa	0.9MPa
1	乾熱 200°C, 168h	800kGy	無し	○	○	○
			0.8mm	○	○	○
2	蒸気 1MPa, 250°C, 168h	800kGy	無し	○	○	○
			0.8mm	○	○	○
3	蒸気 1MPa, 250°C, 168h	800kGy	無し	○	○	○
			0.8mm	○	○	○

○：リーク及び圧力降下なし

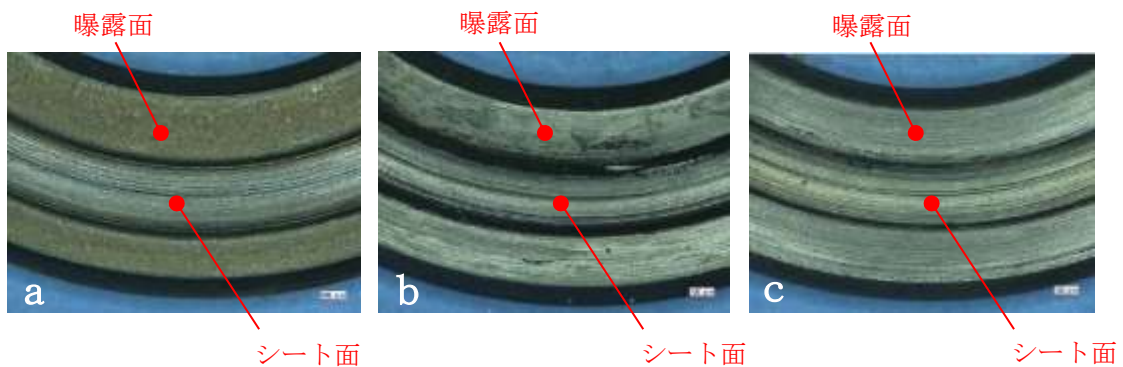


図7 試験後外観観察結果
(a:乾熱 200°C, 168h b, c:蒸気 250°C, 168h)

⑤ F T - I R 分析

試験後のシール材の F T - I R 分析結果を図 8, 9 に示す。F T - I R は赤外線が分子結合の振動や回転運動のエネルギーとして吸収されることを利用して、試料に赤外線を照射して透過又は反射した光量を測定することにより分子構造や官能基の情報を取得可能である。高温曝露中に空気が直接接触する位置（曝露面）では、ベースポリマーの骨格に対応するピークが消失していたが、その他の分析位置、曝露条件では顕著な劣化は認められなかった。



図 8 F T - I R 分析結果（曝露面）



図 9 F T - I R 分析結果（シート面）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

⑥硬さ測定

試験後のシール材の硬さ測定結果を図 10 に示す。曝露面，シート面，裏面，断面の硬さを測定した。曝露面において，乾熱 200℃，168h 条件では酸化劣化によって硬さが顕著に上昇していた。その他の部位，条件では，蒸気 250℃，168h 条件の曝露面で若干の軟化が確認された以外，硬さは初期値近傍であり，顕著な劣化は確認されなかった。

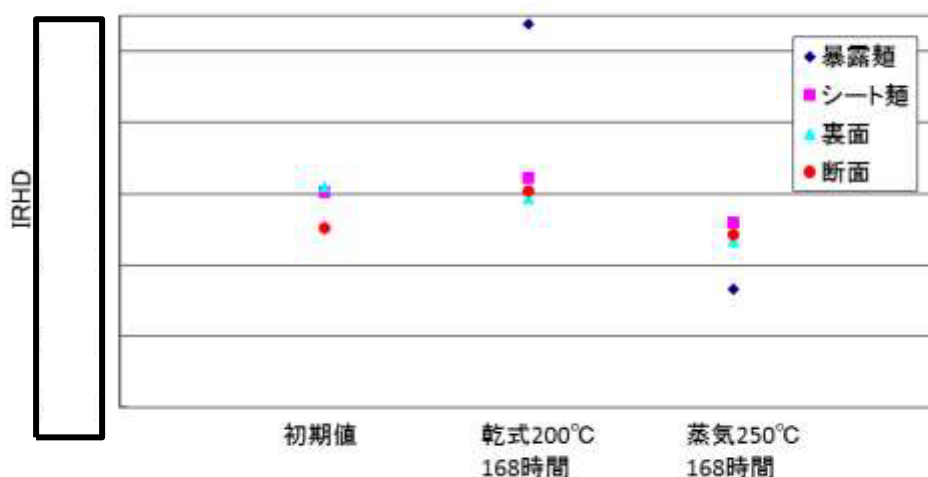


図 10 硬さ測定結果

以上の試験結果から，200℃，2Pd，168h の条件下では，改良 EPDM シール材を使用した場合は，圧力上昇時のフランジ部の開口を勘案しても原子炉格納容器フランジ部の気密性は保たれると考えられる。

34. 原子炉圧力容器の破損位置について

原子炉圧力容器の破損について、MAAPでは、以下の破損モードから判定された破損モードが適用される。

- a) 下部ヘッド貫通部への溶融物流入による破損
- b) 下部ヘッド貫通部の逸出
- c) デブリジェットの衝突による下部ヘッドの局所破損
- d) 金属層による原子炉圧力容器壁の破損
- e) 原子炉圧力容器のクリープ破損

原子炉圧力容器の下部ヘッドは径方向（5ノード）及び厚さ方向（5ノード）に分割されており、ノードごとに破損に至っているかの判定が行われる。図1に原子炉圧力容器下部ヘッドのノード分割の概念図を示す。

有効性評価（※1）においては、下部プレナムへ移行した溶融炉心の加熱により、原子炉圧力容器下部の中心部ノードの温度が最も高くなり、CRDチューブの溶接部のひずみ量がしきい値（0.1）に至る原子炉圧力容器破損（※2）が最初に発生する結果となっている。径方向のノードごとのCRDチューブの溶接部のひずみ量の推移を図2に、原子炉圧力容器下部ヘッド温度の推移を図3に示す。図2に示すとおり、原子炉圧力容器下部の中心ノードに該当するノード1のひずみ量がしきい値（0.1）に達して原子炉圧力容器破損に至っている。また、図3に示すとおり、ノード1が高温を長時間維持していることが確認された。

※1：DCH、炉外FCI及びMCCIにて対象としている事故シーケンス
（過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉注水（重大事故等対策を含む）失敗＋デブリ冷却失敗）

※2：「b) 下部ヘッド貫通部の逸出」に該当



図1 原子炉圧力容器下部ヘッドのノード分割（概念図）

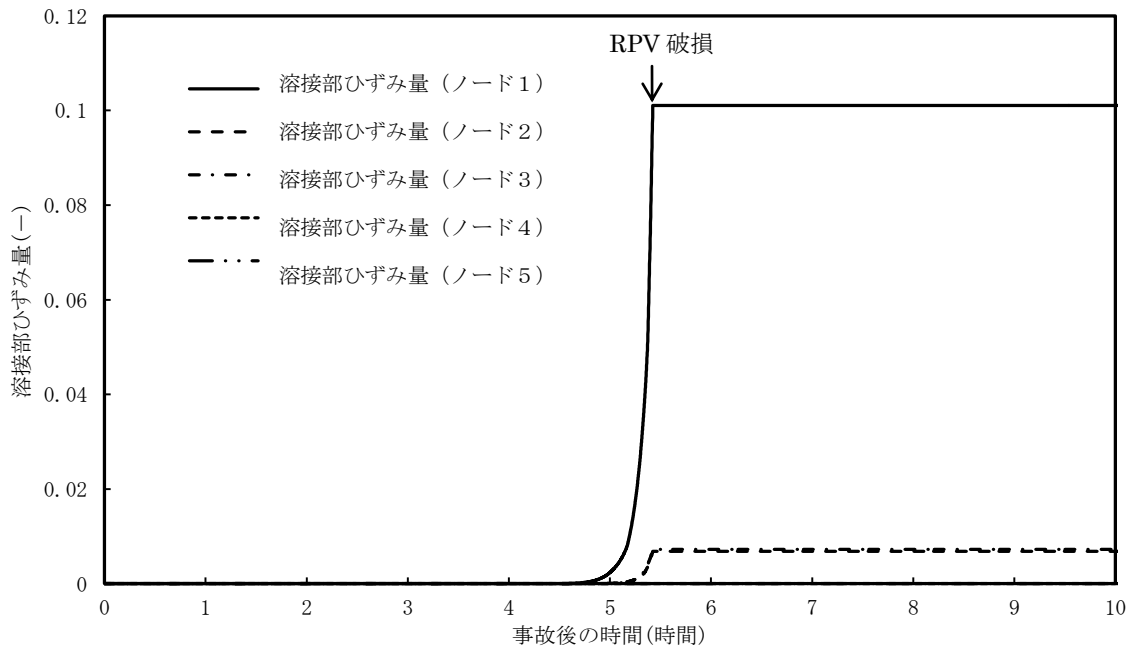


図2 径方向のノードごとのCRDチューブの溶接部ひずみ量

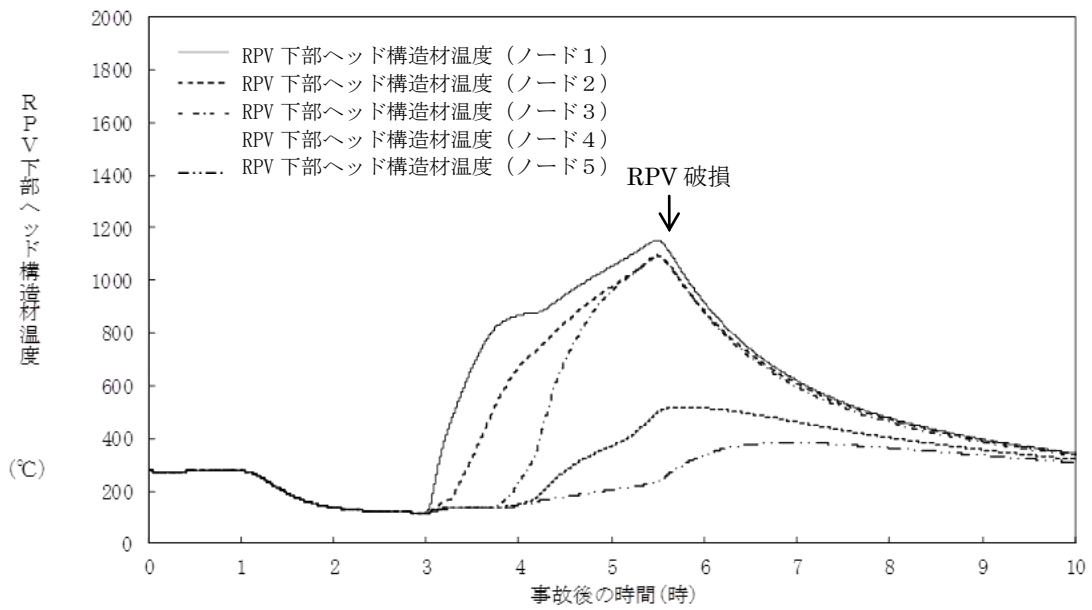


図3 径方向のノードごとの原子炉压力容器下部ヘッド温度

35. 逃がし安全弁（SRV）出口温度計による炉心損傷の検知性について

炉心損傷開始の判断は、原子炉格納容器雰囲気放射線モニタにより行うが、逃がし安全弁（以下「SRV」という）出口温度計による炉心損傷の検知性については以下のとおり。

1. SRV出口温度計の設備概要

SRV出口温度計は、原子炉運転中にSRVからの漏えいを検出するために、SRVの排出配管に設けており、測定範囲は0～300℃である。温度検出器は、SRV本体からの熱伝導による誤検出を防ぐために、弁本体から十分離れた位置に取り付けている（図1参照）。

2. 原子炉水位低下時の原子炉压力容器内温度の概略挙動

事故発生後、原子炉水位が低下する過程において、炉心が冠水した状態では、炉心部及び原子炉压力容器ドーム部の温度は、ともに定格原子炉圧力（6.93MPa [gage]）ないしはSRV動作圧力（安全弁機能の最大8.35MPa [gage]）に対応する飽和蒸気温度近傍（約286℃～約299℃）となる。

さらに原子炉水位が低下すると、炉心が露出した炉心部と原子炉压力容器ドーム部は過熱蒸気雰囲気となり、温度は飽和蒸気温度を超えて上昇する。

3. SRV出口温度計による炉心損傷の検知性

事故発生後、SRVによる減圧を行うと、SRV出口温度計は原子炉压力容器ドーム部の温度に相当する温度を指示すると考えられる。

原子炉水位の低下により炉心が露出し、原子炉压力容器ドーム部が過熱蒸気雰囲気となっている状態でSRVを開放した場合、SRV出口温度計の指示値は、飽和蒸気温度近傍よりも高い温度を示し、さらに過熱度が大きいと温度計の測定範囲（300℃）を超えるため、指示値はオーバースケールになると考えられる。

一方、炉心が露出した場合において、炉心は蒸気冷却等により健全性を維持している場合と、損傷している場合が考えられる。

したがって、不確実さはあるものの、SRV出口温度計のオーバースケールにより炉心損傷を検知できる可能性がある。

4. SRV出口温度計測と原子炉压力容器温度計測

SRV出口温度と原子炉压力容器温度は中央制御室にて確認可能であるが、故障等により中央制御室で確認できない場合、その他の建物内の補助盤室において可搬型計測器による測定が可能である。可搬型計測器による測定が必要になった場合は、炉心損傷確認の精度が高い原子炉压力容器温度の測定を優先する。

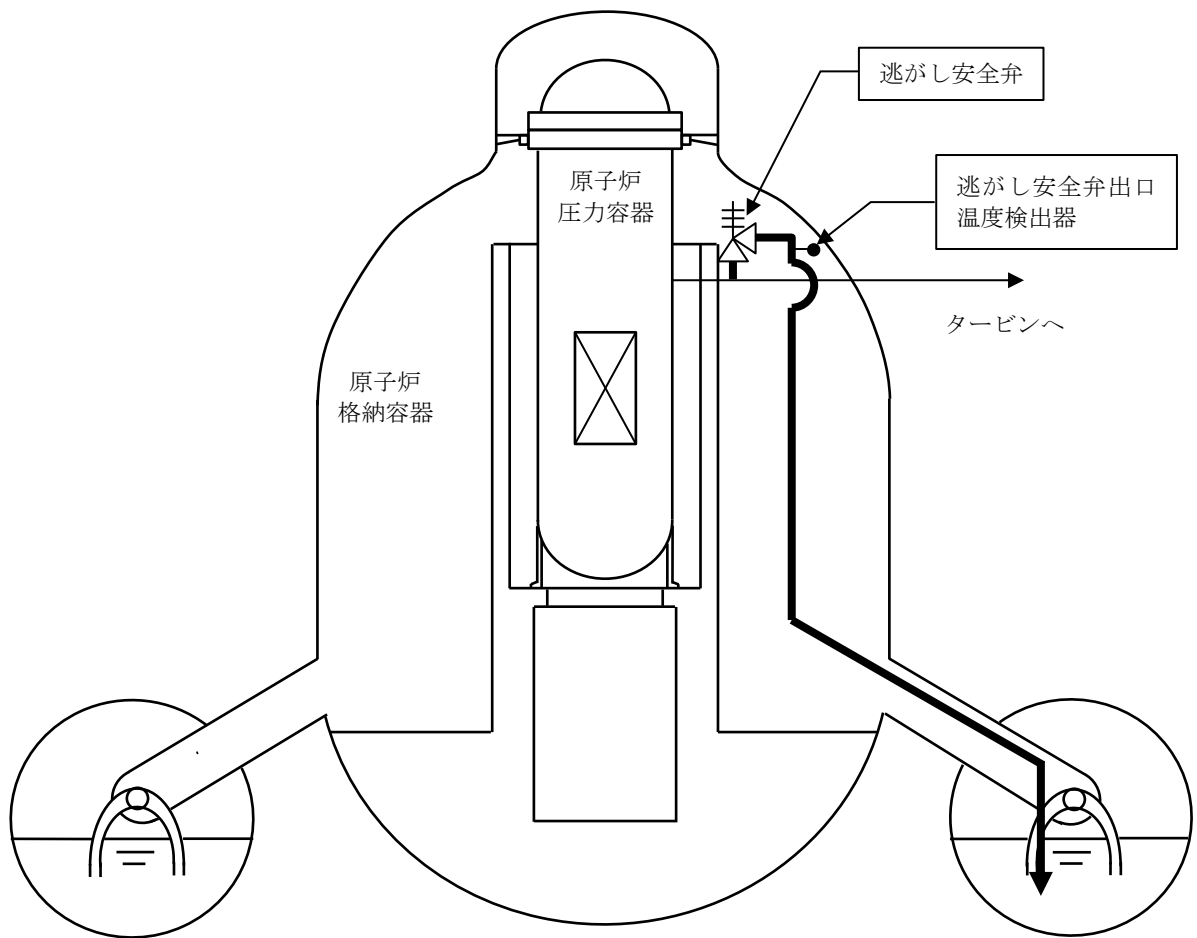


図1 逃がし安全弁出口温度計の概略設置図

36. 炉心損傷前に発生する可能性がある水素の影響について

BWRにおいて、炉心損傷前に原子炉格納容器内で水素を発生させ得る現象としては、原子炉格納容器内のグレーチングに含まれる亜鉛と水蒸気の反応等が考えられる。

ここでは、島根原子力発電所2号炉において、炉心損傷前に水素ガスが発生した場合の影響を考察する。

1. 発生し得る水素量について

有効性評価の添付資料 3.1.2.3「原子炉格納容器内に存在する亜鉛及びアルミニウムの反応により発生する水素ガスの影響について」において、上記の現象によって、原子炉格納容器内に存在する亜鉛及びアルミニウムが全量反応した場合に、発生し得る水素ガスの量を、表1のとおり評価している。

表1 水素ガスの発生量

金属	発生する水素の量
亜鉛	約 73kg (約 803Nm ³)
アルミニウム	約 374kg (約 4,156Nm ³)

2. 水素ガスの発生による影響について

(1) 格納容器圧力への影響

亜鉛及びアルミニウムにより発生する水素を考慮しても、炉心損傷前の格納容器ベント時の格納容器圧力(427kPa[gage])に対する寄与は約16%程度であり、有意な影響は小さいと考える。

(2) 水素濃度への影響

燃料棒の健全性が損なわれず、よう素が原子炉冷却材中に放出されない条件(純水)*において、G値は以下のとおりとなる^[1]

- ・ 沸騰条件 : 0.2 (H₂) / 0.1 (O₂)
- ・ 非沸騰条件 : 0 (H₂) / 0 (O₂)

炉心損傷に至らない場合、燃料がヒートアップし、炉心内での沸騰が長期間継続することはないと考えると、過渡的に短時間の沸騰が生じる可能性はあるものの、G値はほぼゼロと考えられることから、水素濃度が4vol%に至ることはないと考えられる。なお、炉心損傷に至らない場合、燃料被覆管温度は低く維持されることから、ジルコニウム-水反応による水素も実質発生しないと考えられる。

また、炉心損傷前の格納容器ベント時の気相部のモル分率において、1. で

示した水素を考慮した場合には、水素のモル分率は約 0.16 であるが、BWR の原子炉格納容器内は窒素ガスにより不活性化されており、亜鉛及びアルミニウムの反応では酸素ガスの発生はないことから、本反応単独での水素ガスの燃焼は発生しないものとする。

(3) 酸素濃度への影響

炉心損傷に至らない場合、炉心内での沸騰が長期間継続することはなく、水の放射線分解による酸素濃度の上昇はないものと考えられるが、仮に、炉心内で沸騰状態が長期間継続し、水の放射線分解によって炉内で発生した水素及び酸素がすべて原子炉格納容器内へ移行することを想定すると、初期酸素濃度 2.5vol%とした場合、酸素濃度が 5 vol%に至る時間は事象発生約 73.5 日後（1765 時間後）であり、十分な時間余裕がある。なお、仮に格納容器圧力 427kPa[gage]で格納容器ベントを行った場合は、格納容器ベントにより酸素濃度が低下する可能性があるが、これを考慮して、初期酸素濃度を 1 vol%とした場合は、酸素濃度が 5 vol%に至る時間は事象発生約 182 日後（4,371 時間後）となる。

したがって、有効性評価の炉心損傷防止シナリオにおいて、水の放射線分解により発生する水素及び酸素は、有意な影響を及ぼさないと考えられる。

※よう素の追加放出の影響について

炉心損傷前のシナリオでは、基本的に炉心は健全に維持されているが、仮に、設計基準事故と同程度のよう素の追加放出が発生した場合を想定する。

設計基準事故において、追加放出されるよう素は、炉内内蔵量の 0.01%未満である。

よう素濃度を変化させた場合の吸収線量と酸素濃度の変化量の関係を図 1 に示す。図 1 より、よう素の放出量が炉内内蔵量の約 1%未満（よう素濃度： 6×10^{-7} mol/L）であれば、よう素が原子炉冷却材中に放出されない条件（純水）と同様に G 値は、ほぼゼロと考えられる。

このため、炉心損傷前の水素燃焼への影響を検討する観点で、設計基準事故と同等のよう素の追加放出を考慮した場合も、非沸騰状態における G 値はゼロと考えられる。

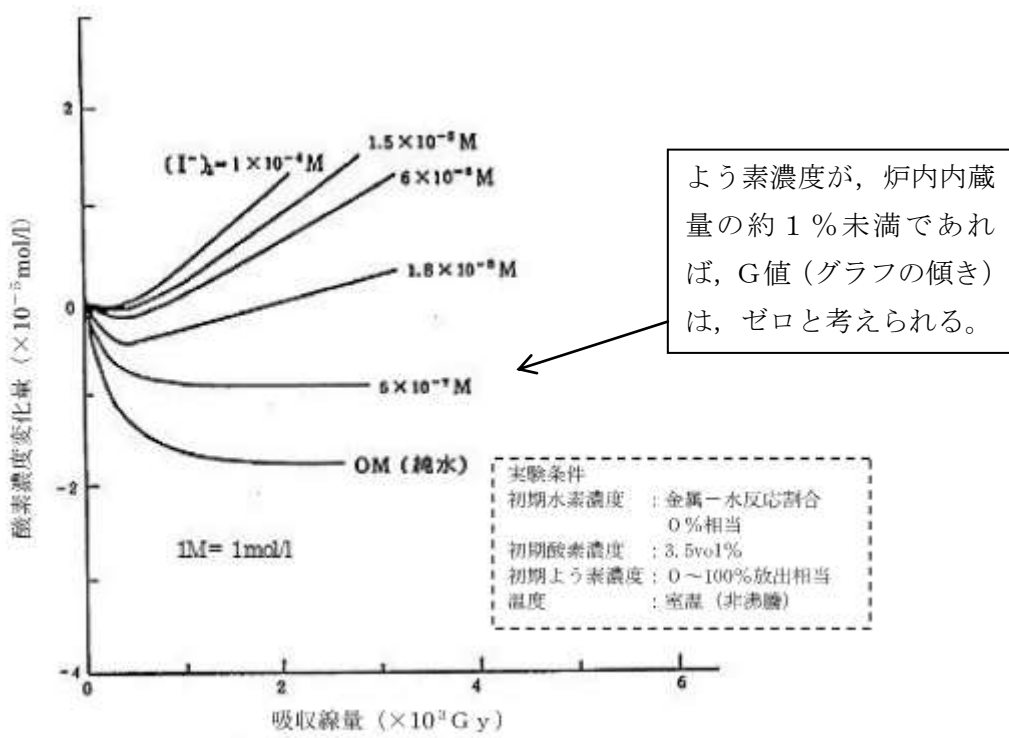


図1 溶存酸素濃度と吸収線量の関係（よう素濃度を変化させた場合）

3. まとめ

炉心損傷前において、仮に原子炉格納容器内に存在する亜鉛及びアルミニウムが全量反応することを考慮しても発生する水素量は約450kgであり、炉心損傷前ベント時の格納容器圧力に有意な影響を及ぼすものではない。また、保守的に炉心内で沸騰状態が長期間継続するという仮定をおいたとしても、約73.5日間、可燃限界に到達することはないため、水の放射線分解により発生する水素及び酸素を考慮しても、有意な影響はないと考えられる。

参考文献

- [1] 「事故時放射線分解に関する研究」BWR 電力共同研究 昭和63年3月

以上

37. 溶融炉心落下位置がペDESTALの中心軸から外れ、壁側に偏って落下した場合の影響評価

1. 評価の目的

実機において、水蒸気爆発が発生する可能性は、これまでの知見からも極めて低いと考えられるが、島根2号炉では、事象の不確かさを踏まえ保守性を考慮した入力条件による水蒸気爆発評価(以下「基本ケース」という。)を実施し、万が一の水蒸気爆発の発生を想定した場合でも原子炉格納容器の健全性が損なわれないことを確認している。

有効性評価のMAAP解析では、下部プレナムへ移行した溶融炉心による過熱で原子炉圧力容器下部の中心部温度が最も高くなり、その位置の制御棒駆動機構ハウジング溶接部に生じるひずみによって原子炉圧力容器破損に至る結果となっている。このため、基本ケースの入力条件のうち、溶融炉心の放出口径については原子炉圧力容器下部の中心としている。また、溶融炉心の放出口径については、爆発規模が大きくなる条件として制御棒駆動機構ハウジングの逸出を想定した口径を想定している。

しかしながら、実際に重大事故が発生した場合においては、有効性評価上期待していない原子炉注水手段の復旧等、想定とは異なる対応や事故進展の影響により、原子炉圧力容器下部の中心から外れた偏心位置での貫通部溶接破損によって生じたわずかな間隙から溶融炉心が流出する等、基本ケースでの想定と異なる落下様態となることも考えられる。また、偏心位置で水蒸気爆発が発生した場合、爆発位置が基本ケースよりも側壁に近接するため、局部的に大きな動的荷重が作用する可能性がある。

ここでは、偏心位置における現実的な溶融炉心の落下様態を想定した水蒸気爆発の影響を評価し、原子炉格納容器の健全性が損なわれないことを確認するとともに、基本ケースの代表性を確認する。

2. 評価方法

(1) 評価条件

解析コードは基本ケースと同様に、水蒸気爆発解析コードJASMIN E、構造応答解析コードAUTODYN-2Dを用いて評価した。本評価における各コードの入力条件及び評価モデルの取扱いを以下に示す。

a. JASMIN E

表1に主要入力条件を示す。本評価の入力条件及び評価モデルは基本ケースと同様とするが、以下については現実的な条件として適用する。

(a) 溶融炉心落下量

図1に制御棒駆動機構ハウジング支持金具構造を示す。制御棒駆動機構ハウジング支持金具は、原子炉本体の基礎の鋼板に固定されたサポートビームに吊

り棒等を介してグリッドプレートを接続した構造により制御棒駆動機構ハウジングの溢出を防止する設計としている。基本ケースでは、制御棒駆動機構ハウジング1本分(0.15m)に流出時の熔融炉心による口径の拡大分(0.05m)を見込んだ口径のジェット(0.20m)を考慮しているが、上記のとおり制御棒駆動機構ハウジングの支持金具が設置されているため現実的には制御棒駆動機構ハウジング1本が瞬時に脱落することは考えにくく、溶接の薄い箇所等、僅かな口径から流出した熔融炉心が構造材を伝い、あるいは構造材によって分散され、細い径で徐々に落下する形態が考えられる。このため、本評価では制御棒駆動機構ハウジングと原子炉圧力容器の下鏡部との間に生じる間隙からの熔融炉心の放出を考慮する。

制御棒駆動機構ハウジングと原子炉圧力容器の下鏡部との間に生じる間隙の幅は、サンディア国立研究所の原子炉圧力容器下部ヘッド破損を模擬したLHF試験^[1]において、貫通部溶接の破損によって約4mmの間隙が生じたことを踏まえ、これと同じ間隙幅を本評価において仮定する。

以上より、制御棒駆動機構ハウジングと原子炉圧力容器の下鏡部との間に生じる隙間幅を4mmと想定し、面積に換算すると約10cm²となる。この開口面積(約10cm²)と等価な口径である35.7mmを熔融炉心の放出口径として設定する。

なお、島根原子力発電所2号機の制御棒駆動機構ハウジングと原子炉圧力容器の下鏡部との間の開口面積は最大でも約3cm²であり、10cm²に包絡される。

(b) 粗混合粒径

既存のFCI試験(FARO, COTELS等)ではザウター平均粒径として0~3mm程度と報告されていることから、基本ケースでは保守的に4mmを設定しているが、本評価では現実的な条件として既往の実験から得られている平均粒径の条件である3mmを設定する。

(c) トリガリングタイミング

基本ケースでは、水蒸気爆発により発生する運動エネルギーが最も大きくなると考えられる条件である粗混合融体質量ピーク時点としている。一方、実機条件では、高压ガスや爆薬を用いた大規模FCI実験のトリガ装置で発生させているような外部トリガが与えられる状況は考えにくく、また、島根2号炉では重大事故時のペDESTAL水位は2.4mとしていることから、現実的にはメルトジェットがペDESTAL床面に接触する際の衝撃によりトリガリングが発生する可能性が高いと考えられる。このため、本評価ではメルトジェット先端が床面に到達した時点を設定する。

以上のとおり、本評価では一部現実的な入力条件を適用するが、実機での水蒸気爆発に対して次の保守性が含まれているものとする。

図2にペDESTAL内構造物配置状況を示す。JASMINEでは熔融炉心が放出口から直線的に自由落下し直接水プールに侵入する理想的なメルトジェットを

仮定した評価モデルとなっているが、実機の原子炉压力容器下部には制御棒駆動機構ハウジングが設置されており、更に下部には足場となるグレーチング等の構造物が存在する。このため、実機の重大事故において原子炉压力容器下部から流出した熔融炉心はこれらの構造物に接触し、分散するものと想定され、原子炉压力容器下部から流出した熔融炉心が理想的なジェット形状を保ったまま直接水プールに侵入することはないと考えられる。したがって、実機の重大事故において爆発に寄与する粗混合融体質量は J A S M I N E で考慮されている粗混合融体質量よりも更に小さくなり、爆発規模は小さくなると考えられる。

b. AUTODYN-2D

図3に解析モデルを示す。本評価の入力条件及び評価モデルは基本ケースと同様とするが、半径方向の爆発源位置については、格納容器側壁に最も近接する原子炉压力容器下部最外周の制御棒駆動機構ハウジング直下の位置とする。

3. 評価結果

水蒸気爆発に伴うエネルギー、ペDESTAL内側及び外側鋼板の応力の推移を図4、図5及び図6に示す。水蒸気爆発の発生を想定した場合にペDESTALの水に伝達される運動エネルギーの最大値は、約0.6MJである。このエネルギーを入力とし、ペDESTAL内側及び外側鋼板にかかる応力を解析した結果、ペDESTALの内側鋼板に加わる応力は約53MPa、外側鋼板にかかる応力は約12MPaとなった。これは内側及び外側鋼板の降伏応力を大きく下回る値であり、かつ、弾性範囲内にあることから、原子炉压力容器の支持に支障が生じるものではない。

なお、構造上、ペDESTALの内側鋼板にかかる応力の方が外側鋼板にかかる応力よりも大きくなる傾向があるが、原子炉压力容器の支持機能についてはペDESTALの外側鋼板のみで維持可能である。

以上の結果から、現実的と考えられる評価条件において熔融炉心が偏心位置に落下して水蒸気爆発の発生を想定した場合であっても、原子炉格納容器バウンダリの機能を維持できることを確認した。

4. 評価結果の比較

表2に基本ケース解析との比較を示す。現実的と考えられる評価条件において熔融炉心が偏心位置に落下した場合の影響評価の結果、基本ケースよりもペDESTALの内側及び外側それぞれの鋼板に加わる応力が小さくなる結果となった。

このことから、現実的と考えられる評価条件において熔融炉心が偏心位置に落下した場合に対しても、基本ケースの評価は代表性を有していることを確認した。

以上

参考文献

- [1] T. Y. Chu, M. M. Pilch, J. H. Bentz, J. S. Ludwigsen, W-Y Lu and L. L. Humperies, “ Lower Head Failure Experiment and Analyses, ” NUREG/CR-5582 , SAND98-2047, 1999.

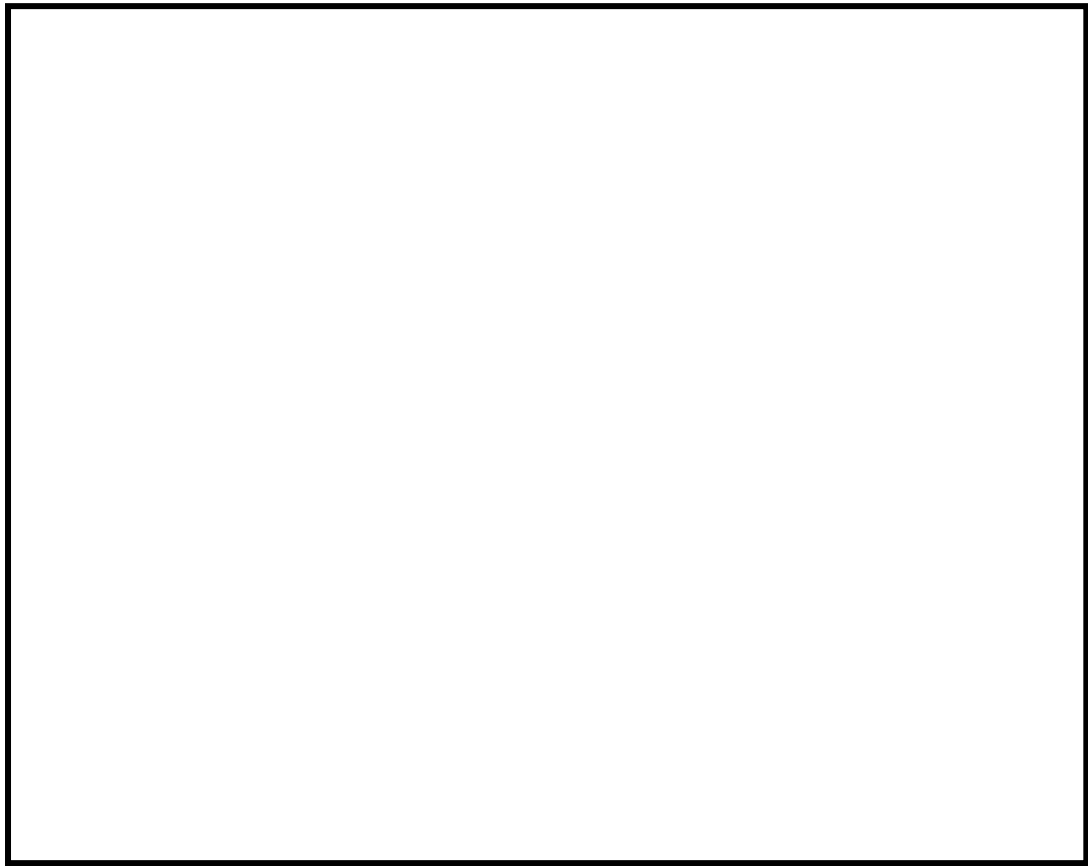


図1 制御棒駆動機構ハウジング支持金具

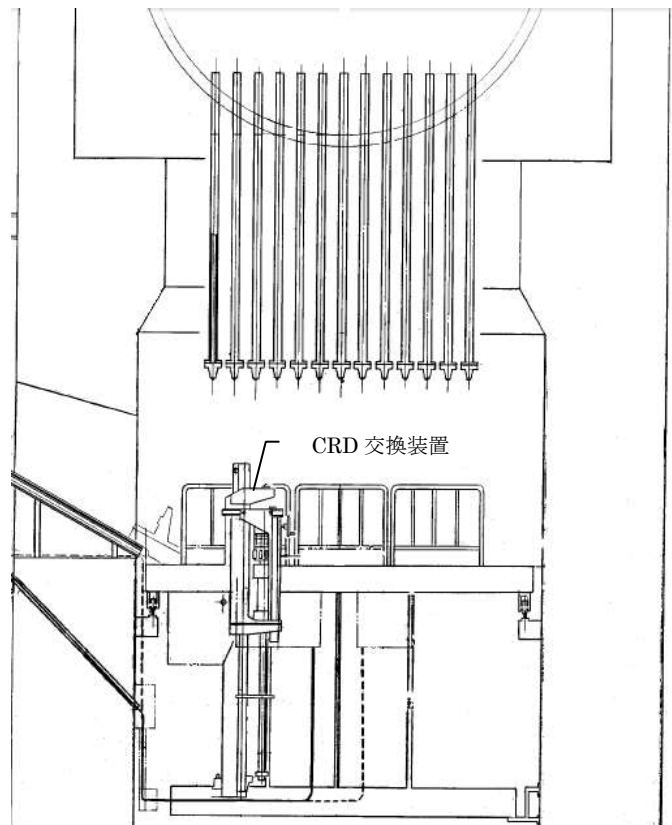


図2 ペデスタル内構造物配置状況

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

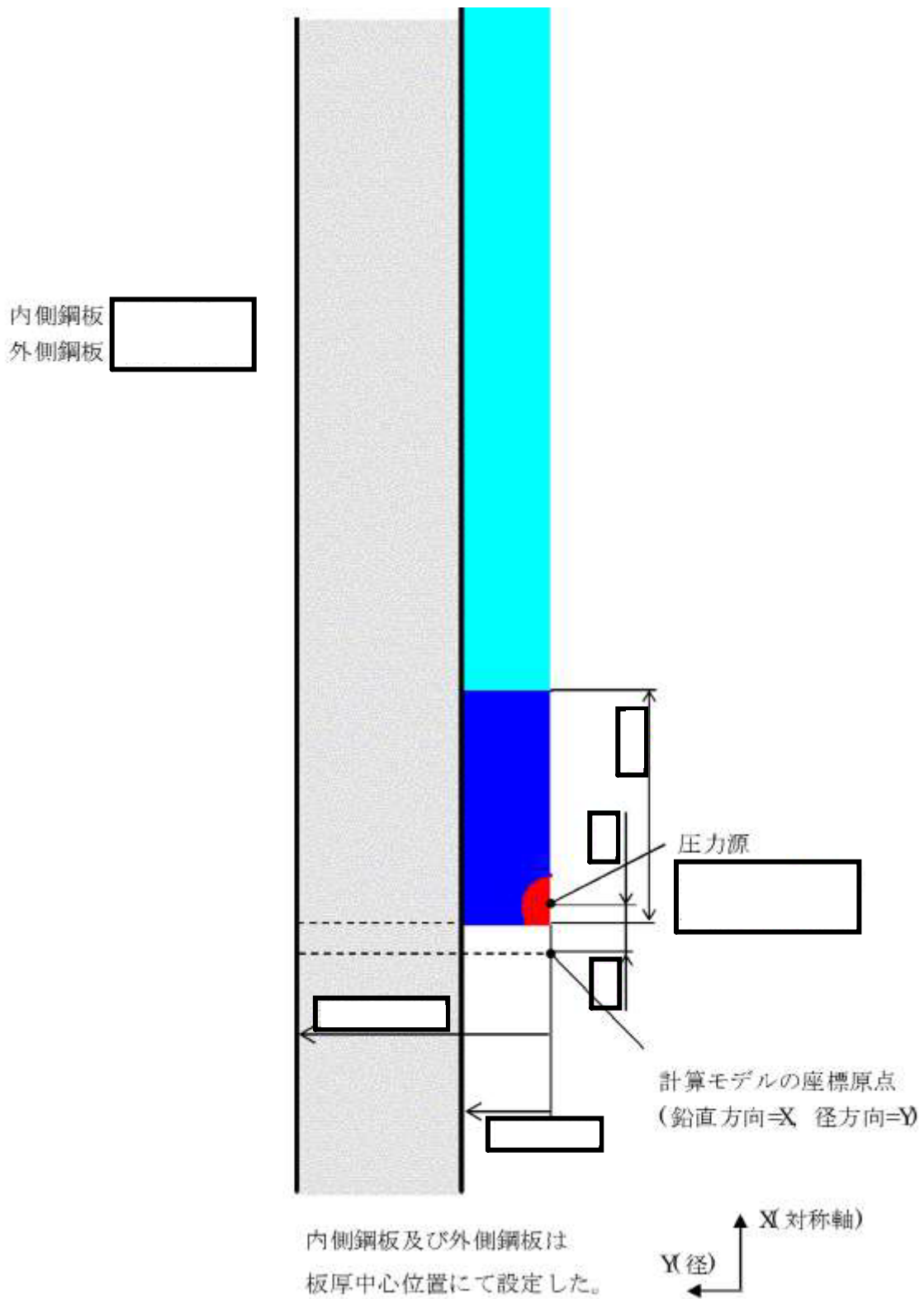


図3 偏心落下条件におけるAUTODYN-2Dコードの解析モデル

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

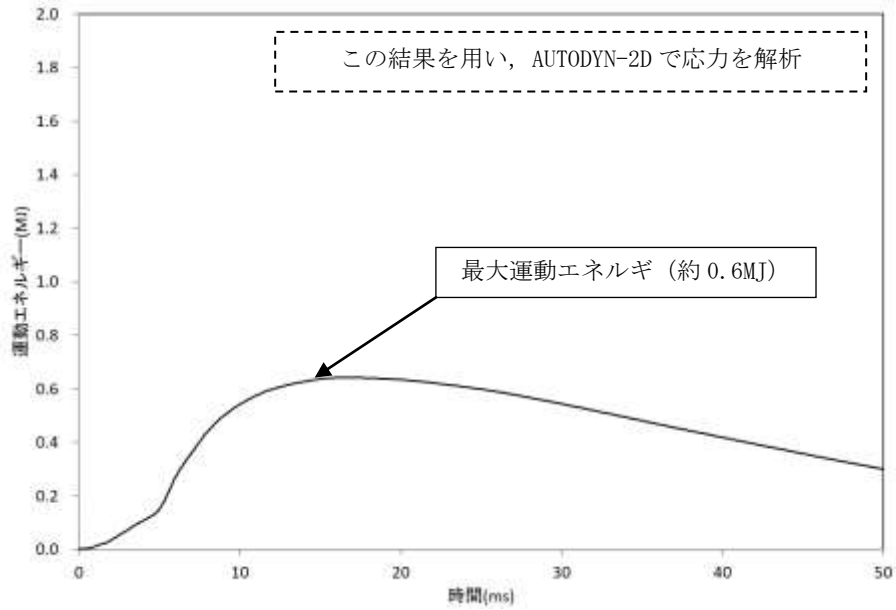


図4 水蒸気爆発によるエネルギーの推移 (偏心落下, 現実的な想定) ※

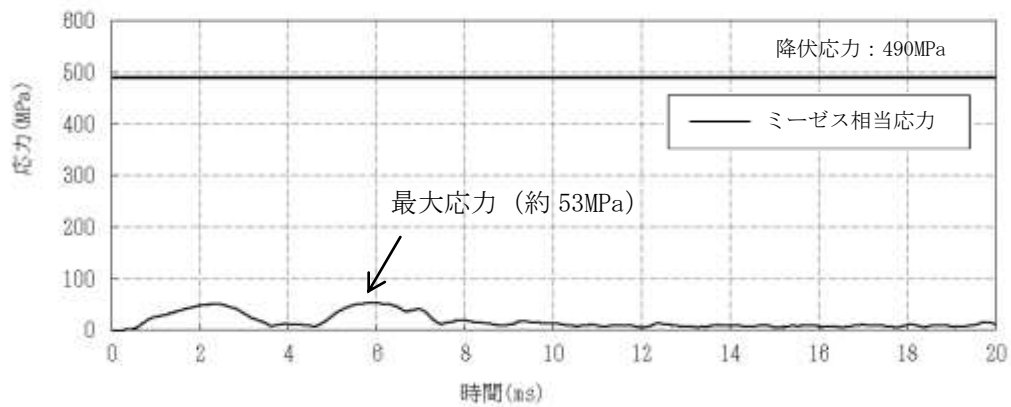


図5 ペDESTAL内側鋼板の応力の推移 (偏心落下, 現実的な想定) ※

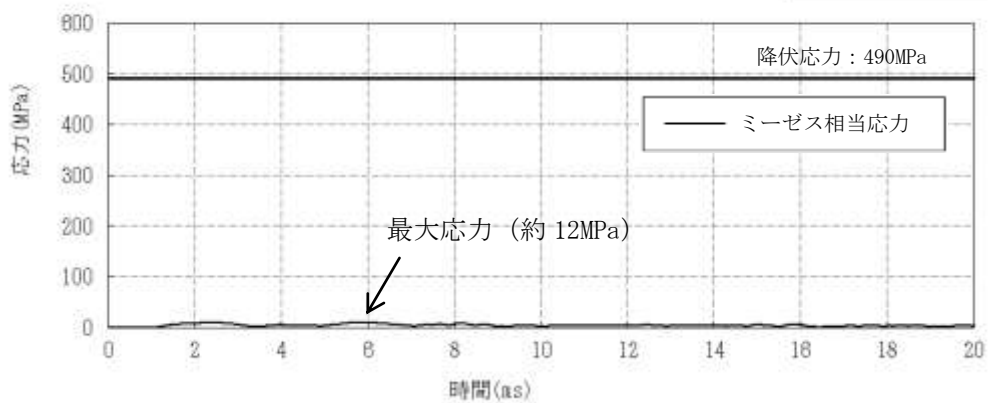


図6 ペDESTAL外側鋼板の応力の推移 (偏心落下, 現実的な想定) ※

※ JASMINE によって評価した水蒸気爆発による運動エネルギー(図4)の最大値を AUTODYN への時刻0での入力とし, ペDESTAL鋼板の応力の推移(図5, 6)を評価している。このため, 図4と図5, 6の時刻歴は一致しない。

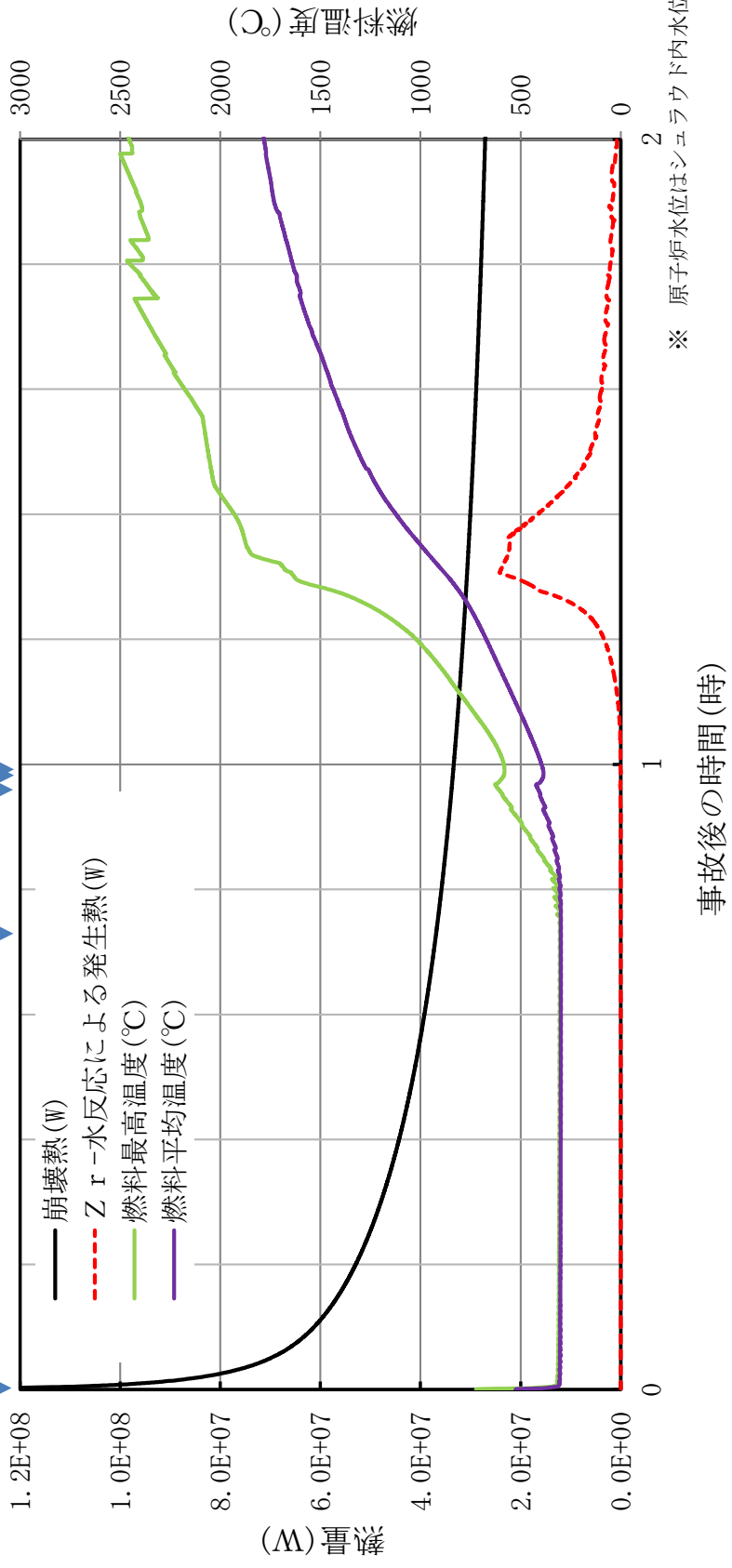
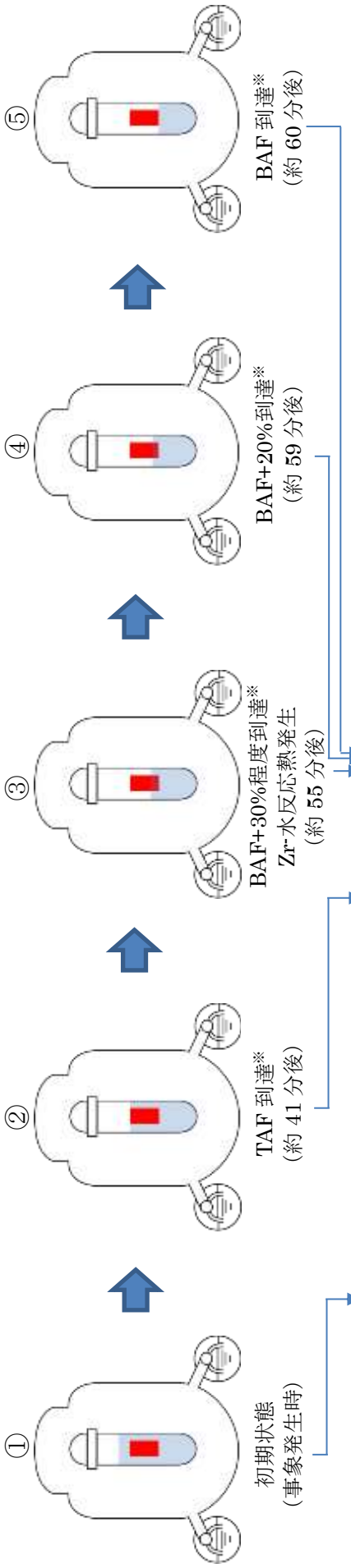
表1 主要解析条件 (原子炉圧力容器外の溶融炉心-冷却材相互作用のうち、水蒸気爆発の評価 (偏心落下及び現実的な想定による評価))

解析コード	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
JASMINE	原子炉圧力容器の破損径	0.0357m (約 10cm ²)	原子炉圧力容器と制御棒駆動機構ハウジングの隙間の面積 3cm ² に余裕を見込んだ値
	ペデスタル水深	2.4m	溶融炉心-コンクリート相互作用による格納容器破損防止対策として落下した溶融炉心を微粒子化し、十分な除熱量を確保するため、あらかじめ水張りを行うものとして手順上定めている値
	ペデスタルへの水張りに用いる水の温度	35℃	外部水源の水温として設定
	溶融物の放出速度	8m/s	破損口にかかる溶融炉心の堆積圧等から MAAP4 で計算
	粗混合粒子径	3mm	既往の実験から得られている平均粒子径
	爆発計算時の微粒子径	50 μ m	FARO, KROTOS 等の各種試験結果におけるデブリ粒径分布をもとに設定
	トリガリングタイミング	溶融物が床面に到達した時点	現実的条件には溶融物がペデスタル床面に接触する際の衝撃によりトリガリングが発生する可能性が高いと考えられることから設定
	溶融炉心-冷却材相互作用による発生エネルギー	約 0.6MJ	JASMINE による解析結果をもとに設定
	爆発源の径方向位置	最外周制御棒位置下	原子炉圧力容器下部の中心から外れた偏心位置からの溶融炉心落下を想定して設定
	AUTODYN-2D		

表2 評価結果の比較

	偏心落下時（現実的な想定）	基本ケース
内側鋼板にかかる圧力	約 53MPa	約 233MPa
外側鋼板にかかる圧力	約 12MPa	約 140MPa

39. ジルコニウム (Zr) - 水反応時の炉心損傷状態について
 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」における崩壊熱，Zr-水反応による発生熱，燃料温度及び炉心損傷状態の概念図を示す。



* 原子炉水位はシュラウド内水位を示す。

41. 有効性評価解析条件の見直し等について

1. 炉心損傷防止対策の有効性評価

1. 1 設置変更許可申請書（平成 25 年 12 月 25 日付）からの解析条件等変更内容について

島根原子力発電所 2 号炉の重大事故等対策の有効性評価において、当社及び先行プラントの審査会合での議論や安全性向上の観点等を踏まえて評価条件等を見直した。以下に、主要な変更内容とその理由を示す。

(1) 高圧注水・減圧機能喪失

格納容器除熱開始を原子炉への注水と同時としていたが、原子炉水位回復後の原子炉水位制御（レベル 3～レベル 8）を踏まえ、原子炉注水による炉心冠水確認後の操作として、原子炉水位高（レベル 8）到達後に格納容器除熱を行うよう変更した。

また、原子炉を冷温停止状態に移行するまでの運転操作を踏まえ、サプレッション・プール水温度静定後の残留熱除去系の運転モードの切り替え操作（低圧注水モードから原子炉停止時冷却モード）を考慮することとした。

	変更前	変更後
残留熱除去系による格納容器除熱開始	原子炉への注水開始時	原子炉水位高（レベル 8）到達時
残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉冷却	—	事象発生から 12 時間後

(2) 全交流動力電源喪失

a. 事故シーケンスの細分化

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の重要事故シーケンスとしては、長期 TB の 1 シーケンスのみの説明とし、全交流動力電源喪失時に原子炉隔離時冷却系の機能喪失が重畳する事故シーケンス（TBU, TBD, TBP）については、「高圧・低圧注水機能喪失」と同様の事象進展となる等としていたが、対策が異なるため 4 シーケンスに細分化することとした。

b. 24 時間全交流動力電源喪失

設置許可基準規則の解釈の「交流動力電源は 24 時間使用できないものとする。」の要求は、長期 TB のみ適用されるとして評価していたが、ガイドの要求通り、TBU, TBD, TBP についても交流動力電源は 24 時間使用できないものとして評価することとした。

(3) 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）

a. 原子炉補機代替冷却系による負荷の見直し

(a) 負荷の追加（その1）

中央制御室及び燃料プールの冷却機能も喪失することを想定し、原子炉補機代替冷却系による負荷に中央制御室換気系及び燃料プール冷却系を追加した。

	変更前	変更後
中央制御室冷却開始	—	事象発生から8時間後
燃料プール冷却開始	—	事象発生から24時間後

(b) 負荷の追加（その2）

重大事故等対処設備の追加に伴う負荷の増加を踏まえ、原子炉補機代替冷却系による負荷に残留熱代替除去系及びCAMS関連設備を追加した。

	変更前	変更後
残留熱代替除去系	—	事象発生から8時間後
CAMS関連設備	—	事象発生から8時間後

b. 原子炉補機代替冷却系による負荷の見直しに伴う重大事故等対策の見直し

原子炉補機代替冷却系による負荷の見直しに伴い、原子炉補機代替冷却系による想定負荷が多くなる接続先での重大事故等対策を考慮した評価に変更した。

	変更前	変更後
原子炉補機代替冷却系の接続先	原子炉建物西側 接続口	原子炉建物南側 接続口
原子炉注水	低圧炉心スプレイ系	C-残留熱除去系(低圧注水モード)
格納容器除熱	A-残留熱除去系(サブレーション・プール水冷却モード)	B-残留熱除去系(サブレーション・プール水冷却モード)

(4) 原子炉停止機能喪失

a. 原子炉隔離時冷却系による注水の反映

原子炉注水について、給水系、高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系により行われるが、このうち、原子炉隔離時冷却系による注水が炉内の体積計算（マスバランス計算）に反映されていないことが分かったため、再解析を実施した。

項 目	再解析後	当初申請
燃料被覆管最高温度 (°C)	約 799	約 799
燃料被覆管の酸化量 (%)	1 %以下	1 %以下
原子炉圧力 (MPa[gage])	約 8.68	約 8.68
格納容器圧力 (kPa[gage])	約 167	約 118
サブプレッション・チェンバプール水温 (°C)	約 110	約 99

*原子炉隔離時冷却系による注水開始は、事象発生の約 4.5 分後からであることから、短期解析の炉心側パラメータ（燃料被覆管最高温度、燃料被覆管の酸化量、原子炉圧力）には影響はない。原子炉隔離時冷却系による注水を反映させることで、原子炉水位がわずかに高くなり、炉心流量が増加することにより、原子炉出力がわずかに高くなる。結果として格納容器側パラメータ（格納容器圧力、サブプレッション・チェンバのプール水温）が高くなった。

b. 燃料被覆管最高温度の評価位置の見直し

燃料被覆管最高温度の評価位置をスペーサ直下から温度が最も高くなるノードに見直した。

項 目	見直し後	見直し前
燃料被覆管最高温度 (°C)	約 818	約 799
評価位置	13 ノード	14 ノード (第 4 スペーサ位置)

(5) L O C A 時注水機能喪失

a. 破断面積の事故条件の設定の見直し

再循環ポンプ吸込側配管に対して、燃料被覆管温度の破裂発生防止が可能な限界である破断面積を設定して有効性評価を実施していたが、評価上の操作時間余裕を確認する観点から、燃料被覆管の破裂発生を防止可能な範囲で事象進展の特徴を代表でき、かつ、5 分程度の操作時間余裕が確保できる破断面積に見直した。

項 目	見直し後	見直し前
破断面積 (cm ²)	約 3.1	約 4.6
燃料被覆管最高温度 (°C)	約 770	約 805

b. S A F E R 解析に用いる原子炉出力変化の入力値の見直し

S A F E R 解析に用いる原子炉出力変化の入力値について適正化するため、R E D Y コードへの入力値のうち、再循環ポンプトリップ及び原子炉水位低スクラム（レベル 3）時間遅れの条件を見直し、S A F E R 解析を再実施した。

項 目	見直し後	見直し前
燃料被覆管最高温度 (°C)	約 779	約 770

(6) 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）

a. 破断箇所の事故条件の設定の見直し

インターフェイスシステムLOCAの有効性評価では、保守的に低圧注水系の注水配管の全周破断を想定した条件としていたが、低圧配管の過圧により配管破断は生じないことが確認されたため、現実的な事故条件を想定することとし、低圧部の過圧により生じる可能性のある残留熱除去系熱交換器フランジ部等からの漏えいを事故条件とすることとした。

b. 原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル（以下「BOP」という）における閉止装置設置等による流路面積の見直しの反映

重大事故等対処設備である原子炉建物燃料取替階BOPは、インターフェイスシステムLOCA発生時に開放し、原子炉棟内の圧力及び温度を低下させるが、BOP閉止装置設置等により流路面積が変更となることから、それを考慮した解析に見直した。

なお、流路面積の見直しによって、原子炉棟内の環境改善（雰囲気温度、湿度及び圧力の低下）が緩やかになることから、現場操作による破断箇所隔離までの時間が変更となった。

項目	見直し後	見直し前
BOP流路面積	約 <input type="text"/> m ² (BOP1.5個分)	約 <input type="text"/> m ² (BOP3個分)
破断箇所隔離の完了時間	事象発生 10 時間後	事象発生 6 時間後

c. SAFER解析に用いる原子炉出力変化の入力値の見直し

SAFER解析に用いる原子炉出力変化の入力値について適正化するため、REDYコードへの入力値のうち、再循環ポンプトリップ及び原子炉水位低スクラム（レベル3）時間遅れの条件を見直し、SAFER解析を再実施した。

見直し後の解析結果について、原子炉水位の推移が変更となるが、見直し後においても原子炉隔離時冷却系等による注水によって炉心の冠水は維持されることから、有効性評価の評価項目に対する影響はない。

項目	見直し後	見直し前
燃料被覆管最高温度（℃）	約 309（初期値）	約 309（初期値）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

1. 2 第724回審査会合（令和元年6月11日）以降の解析条件等変更内容について

島根原子力発電所2号炉の重大事故等対策の有効性評価における、第724回審査会合（令和元年6月11日）以降の解析条件等変更内容について以下に示す。

(1) 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

「高圧・低圧注水機能喪失（TQUV）」、「高圧注水・減圧機能喪失（TQUX）」、「全交流動力電源喪失（長期TB, TBU/D, TBP）」及び「崩壊熱除去機能喪失（TW（取水機能喪失）, TW（RHR故障）」について、解析の入力誤りや審査会合における議論を踏まえて解析条件を見直した。なお、「原子炉停止機能喪失（TC）」については、第724回審査会合（令和元年6月11日）以降、解析条件等の見直しを行っていない。

シーケンス毎の解析条件の見直し箇所及び主要な評価項目に対する見直し前後の結果を下表に示す。

	解析条件見直し箇所			解析結果最大値					
	①	②	③	燃料被覆管温度 (°C)		格納容器圧力 (kPa[gage])		格納容器温度 (°C)	
				見直し前	見直し後	見直し前	見直し後	見直し前	見直し後
TQUV	○	○	×	約441	約509	約427	約427	約154	約154
TQUX	○	○	×	約705	約728	約54	約54	約78	約78
長期TB	○	×	○	約309	約309	約427	約427	約154	約154
TBU/ TBD	○	×	○	約309	約309	約427	約427	約154	約154
TBP	○	×	○	約309	約309	約427	約427	約154	約154
TW 取水機能 喪失	○	○	○	約309	約309	約128	約132	約115	約117
TW RHR故障	○	○	○	約309	約309	約427	約427	約154	約154
LOCA 1.(5)b. 再掲	○	○	×	約770	約779	約427	約427	約154	約153
ISLOCA 1.(6)c. 再掲	○	○	×	約309	約309	—	—	—	—

<解析条件の見直し>

- ① スクラム遅れ時間の適正化
 - ② 再循環ポンプトリップ条件を原子炉水位低（レベル2）に変更
 - ③ 急速減圧弁数を6弁に変更
- ：見直しあり，×：見直しなし

2. 格納容器破損防止の有効性評価

2. 1 設置変更許可申請書（平成 25 年 12 月 25 日付）からの解析条件等変更内容について

(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）

a. 格納容器ベント実施基準等の見直し

格納容器ベント実施基準として、サプレッション・チェンバのベントラインが水没しないよう、「外部注水総量 4,000m³到達時」としていたが、ベント系の耐震信頼性の向上を図るため、「サプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m 到達時」に見直した。

また、主蒸気隔離弁閉止の条件について、「原子炉水位低（レベル 2）」とされていたが、主蒸気が格納容器内に保持される厳しい条件として「事象発生と同時」に見直した。

解析条件の見直し項目

項目	見直し前	見直し後
格納容器ベント 実施基準	外部注水量 4,000m ³ 到達時	サプレッション・プール水位 が通常水位+約 1.3m 到達
主蒸気隔離弁閉止	原子炉水位低（レベル 2）	事象発生と同時

解析結果

項目		見直し前	見直し後
格納容器ベント時間		約 73 時間	約 32 時間
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値		約 722kPa[gage]	約 659kPa[gage]
原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値		約 202℃	約 197℃
Cs-137 放出量 評価結果 (7 日間)	合計 (D/W ベントラインと 建物からの漏えい)	約 3.4TBq	約 4.8TBq

(2) 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱，原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用，溶融炉心・コンクリート相互作用

a. 物理化学現象発生以降の有効性評価の追加

物理化学現象発生以降の有効性評価として、残留熱代替除去系の運転を含めた安定状態までの解析結果及び作業の成立性等を追加した。

b. ペDESTALの侵食量評価におけるコリウムシールドの考慮

解析コードMAAPによるペDESTALの侵食量評価において、ドライウェルサンプルへの熔融炉心流入防止対策として設置したコリウムシールドについて模擬し、評価を実施した。

c. DCH対策の原子炉圧力容器破損前スプレイの実施

DCH対策の原子炉減圧時において、格納容器内環境の緩和のために、格納容器代替スプレイ系（可搬型）により原子炉圧力容器破損前の格納容器スプレイを実施し、ペDESTALへスプレイ水が流入することでペDESTALへの事前水張りを実施する。

d. ペDESTALへの熔融炉心落下前の初期水張り水位の見直し

従来は、MCCIの観点から、ペDESTALへの初期水張りの水位を深く設定することにより、熔融デブリを落下時に粒子化され、粒子状ベッドとして堆積することで、デブリ冷却性を向上させることが影響緩和のために重要であると考え、初期水張りの水位をドライウェル床面高さと同じ「3.7m（ペDESTAL床面からの水位）」と設定していた。

しかしながら、水深が深い場合は、万が一水蒸気爆発が発生した場合の影響が大きくなる可能性があることや、島根2号炉においては、コリウムシールドの設置によってMCCIによるコンクリート侵食の抑制に期待できるという特徴も踏まえ、可能な限り水位低下させる方針とし、FCIの圧力スパイクを考慮しても原子炉格納容器バウンダリの機能が維持され、熔融炉心の粒子化の効果等によるMCCIの影響緩和に期待でき、さらにFCIの水蒸気爆発が発生した場合の影響を小さく抑えることができる水位として、「2.4m（コリウムシールド上面からの水位）」に見直した。

解析条件の見直し項目

項目	見直し前	見直し後
コリウムシールド	なし	あり
原子炉圧力容器破損前の格納容器スプレイ	なし	あり
初期水張り水位	3.7m (ペDESTAL床面からの水位)	2.4m (コリウムシールド上面からの水位)

解析結果

【高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱】

項目	見直し前	見直し後
原子炉圧力破損直前の 原子炉圧力	約 0.1MPa[gage]	約 0.1MPa[gage]

【原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用】

項目	見直し前	見直し後	
圧力スパイクによって原子炉格納容器 バウンダリにかかる圧力の最大値	約 235kPa[gage]	約 193kPa[gage]	
圧力スパイクによって原子炉格納容器 バウンダリにかかる温度の最大値	約 127℃	約 123℃	
水蒸気爆発 評価	内側鋼板にかかる応力	約 395MPa	約 233MPa
	外側鋼板にかかる応力	約 217MPa	約 140MPa

【溶融炉心・コンクリート相互作用】

項目	見直し前	見直し後
ペDESTAL床面のコンクリート侵食量	約 0.12m	0 m
ペDESTAL壁面のコンクリート侵食量	約 0.10m	約 0.04m

(3) 水素燃焼

格納容器過圧・過温破損防止対策として残留熱代替除去系を追加したこと
から、格納容器破損モード「水素燃焼」の評価事故シーケンスを、「雰囲気圧力・
温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「残留熱代替除去系
を使用しない場合」から「残留熱代替除去系を使用する場合」へ変更した。

変更した理由は、「残留熱代替除去系を使用しない場合」では、格納容器フ
ィルタベント系に期待することで、水素濃度及び酸素濃度が低く維持され、水
素燃焼の可能性が無視できる状態となるためである。

また、評価事故シーケンスを「残留熱代替除去系とした場合」において、G
値の不確かさを考慮した場合に、格納容器内の酸素ガスの濃度が可燃限界を超
えるおそれがあったことから、初期酸素濃度の条件（運転上許容されている値
の上限）を、「4 vol%」から「2.5 vol%」へ変更した。

変更後においても、格納容器内の酸素ガス濃度は可燃限界を超えることはな
い。

解析条件の見直し項目

項 目	見直し前	見直し後
評価事故シーケンス	残留熱代替除去系を 使用しない場合	残留熱代替除去系を 使用する場合
初期酸素濃度	4 vol%	2.5 vol%

3. 燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価

3. 1 設置変更許可申請書（平成 25 年 12 月 25 日付）からの解析条件等変更内容について

a. 燃料プールスプレイ系による燃料プールへの注水量の変更

燃料プールスプレイ系の注水量として、常設スプレイヘッダを使用する場合の配管圧損等を考慮した注水量である「120m³/h」を設定していたが、可搬型スプレイノズルを使用する場合も踏まえ、ホース圧損等を考慮した注水量である「48m³/h」に変更した。

b. 放射線の遮蔽の維持に必要な燃料プール水位の変更

必要な遮蔽の目安とした線量率の設定を、緊急作業時における被ばく限度（100mSv）と現場での作業時間に基づく線量率下での作業員の被ばく量を踏まえ、10mSv/hに変更した。

これに伴い、放射線の遮蔽が維持される水位が変更となった。

評価項目	変更前	変更後
必要な遮蔽の目安とした線量率	1mSv/h	10mSv/h
放射線の遮蔽が維持される水位	通常水位から約 2.2m 下	通常水位から約 2.6m 下

c. 燃料プール保有水量及び燃料プール水密度の変更

島根 2 号炉は運転停止中において、燃料プールとキャスク仮置ピット間のゲートを常時開状態としていることから、キャスク仮置ピットの保有水量を燃料プール保有水量に含めていたが、燃料プール水の水位低下をより厳しく評価するため、キャスク仮置ピット内の保有水量を除き、より小さい保有水量に変更した。また、燃料プールが沸騰するまでの時間の評価に使用している水密度を、初期水温の 65℃の値から、より値が小さい 100℃の値に変更した。

評価条件

項目	変更前	変更後
保有水量	約 1,772 m ³	約 1,599 m ³
水密度	981 kg/m ³	958 kg/m ³

評価結果

項 目		変更前	変更後
想定事故 1	燃料プールが沸騰するまでの時間	約 9.0 時間	約 7.9 時間
	放射線の遮蔽が維持される水位に到達するまでの時間	約 1.8 日	約 1.7 日
想定事故 2	燃料プールが沸騰するまでの時間	約 8.7 時間	約 7.6 時間
	放射線の遮蔽が維持される水位に到達するまでの時間	約 1.6 日	約 1.5 日

4. 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価
4. 1 設置変更許可申請書（平成 25 年 12 月 25 日付）からの解析条件等変更内容について

a. 原子炉設置変更許可申請書 添付書類の記載の修正

原子炉設置変更許可申請書 添付書類十「運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価」では、原子炉水位の変化を評価しているが、その評価において根拠とした図面に数値の誤りがあったため、正しい数値を用いて再評価を行った。

通常水位 誤 5254mm → 正 5104mm

b. 崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失におけるプラント状態の見直し

運転停止中のプラント状態については、崩壊熱、保有水量の観点から厳しい状態と考えられる「POS-S 原子炉冷温停止への移行状態」での評価を行っていたが、崩壊熱除去機能喪失事象及び全交流動力電源喪失事象について、RPV の状態が閉止から開放となる POS の場合、RPV を開放すると原子炉隔離時冷却系が使用できなくなることを踏まえ、各 POS にて期待できる緩和設備も考慮し、「POS-A 格納容器及び原子炉圧力容器の開放並びに原子炉ウェル満水への移行状態」に見直した。なお、想定する崩壊熱の不確かさを考慮し、原子炉停止 12 時間後（POS-S の起点となる、復水器真空破壊時点の崩壊熱）での評価も実施している。

c. 原子炉冷却材の流出におけるプラント状態の見直し

運転停止中のプラント状態については、崩壊熱、保有水量の観点から厳しい状態と考えられる「POS-S 原子炉冷温停止への移行状態」での評価を行っていたが、原子炉冷却材流出事象について、原子炉開放時の場合、原子炉水位計による警報発生や緩和設備の起動等に期待できないことから、事象発生時の検知が困難な事象と考えられ、検知性の観点から厳しいと考える「POS-B 原子炉ウェル満水状態」に見直した。なお、想定する保有水量の不確かさを考慮し、原子炉未開放時（POS-S）での評価も実施している。

42. 有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧について

第1表～第4表に炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策，燃料プールの燃料損傷防止対策及び運転停止中の燃料損傷防止対策の有効性評価の各重要事故シナリオ等において機能喪失を仮定した設備の一覧を示す。

第1表 炉心損傷防止対策の有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧 (1/3)

事故シナリオグループ	重要事故シナリオ等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない主なS A設備
高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象 (給水流量の全喪失)	—	高圧原子炉代替注水系
	高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイス系 原子炉隔離時冷却系	
	低圧炉心冷却失敗	低圧炉心スプレイス系 残留熱除去系 (低圧注水モード)	
高圧注水・減圧機能喪失	過渡事象 (給水流量の全喪失)	—	高圧原子炉代替注水系
	高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイス系 原子炉隔離時冷却系	
	原子炉減圧失敗	自動減圧系 手動減圧の失敗	
全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + D G 失敗) + H P C S 失敗	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + D G 失敗)	非常用ディーゼル発電機	常設代替交流電源設備による非常用高圧母線の受電 (～24h)
	H P C S 失敗	高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機	
	—	原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系含む)	
全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + D G 失敗) + 高圧炉心冷却失敗	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + D G 失敗)	非常用ディーゼル発電機	常設代替交流電源設備による非常用高圧母線の受電 (～24h)
	高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイス系ディーゼル発電機 原子炉隔離時冷却系	
	—	原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系含む)	

第1表 炉心損傷防止対策の有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧 (2/3)

事故シナリオ	重要事故シナリオ等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない主なS A設備
事故シナリオグループ 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + D G 失敗) + 直流電源喪失	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + D G 失敗) 直流電源喪失	非常用ディーゼル発電機等 115V - B 系所内用蓄電池 230V 系蓄電池	常設代替交流電源設備による非常用高圧母線の受電 (~24h)
	—	原子炉隔離時冷却系 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系含む)	
全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + D G 失敗) + S R V 再閉失敗 + H P C S 失敗	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + D G 失敗)	非常用ディーゼル発電機	常設代替交流電源設備による非常用高圧母線の受電 (~24h)
	S R V 再閉失敗	逃がし安全弁 1 個が開固着	
	H P C S 失敗	高圧炉心スプレー系ディーゼル発電機	
—	—	原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系含む)	

第1表 炉心損傷防止対策の有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧 (3/3)

事故シナリオグループ	重要事故シナリオ等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない主なS A設備
崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)	過渡事象 (給水流量の全喪失)	—	—
	崩壊熱除去失敗	原子炉補機海水系 原子炉補機冷却系 高圧炉心スプレイ補機冷却系 (高 圧炉心スプレイ補機海水系)	
	—	全交流動力電源喪失 (外部電源喪 失, 非常用ディーゼル発電機等)	
崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)	過渡事象 (給水流量の全喪失)	—	—
	崩壊熱除去失敗	残留熱除去系	
原子炉炉停止機能喪失	過渡事象 (主蒸気隔離弁閉止)	—	代替制御棒挿入機能
	原子炉炉停止失敗	原子炉自動スクラム 原子炉手動スクラム	
LOCA時注水機能喪失	中破断LOCA	—	—
	高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系	
	低圧炉心冷却失敗	低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系 (低圧注水モード)	
	—	給水流量の全喪失 自動減圧系*	
	インターフェイスシステムL OCA	インターフェイスシステムLO CAが発生した側の残留熱除去 系の機能喪失	—
	—	給水流量の全喪失	

※「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」を踏まえて設定

第2表 格納容器破損防止対策の有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧

格納容器破損モード	重要事故シナリオ等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない主なS A設備
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (残留熱代替除去系を使用する場合) 水素燃焼	大破断LOCA	—	—
	ECCS注水機能喪失	高圧炉心スプレイ系 低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系 (低圧注水モード)	
	全交流動力電源喪失	非常用ディーゼル発電機等	
	—	原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系含む)	
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (残留熱代替除去系を使用しない場合)	大破断LOCA	—	残留熱代替除去系
	ECCS注水機能喪失	高圧炉心スプレイ系 低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系 (低圧注水モード)	
	全交流動力電源喪失	非常用ディーゼル発電機等	
	—	原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系含む)	
高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱 原子炉圧力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用 溶融炉心・コンクリート相互作用	過渡事象 (給水流量の全喪失)	—	低圧原子炉代替注水系 (常設) 高圧原子炉代替注水系 ペデスタル代替注水系 (常設)
	高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系	残留熱代替除去系 (原子炉注水) 非常用ディーゼル発電機等
	低圧炉心冷却失敗	低圧炉心スプレイ系 残留熱除去系 (低圧注水モード)	
	—	非常用ディーゼル発電機等 原子炉補機冷却系 (原子炉補機海水系含む)	

第3表 燃料プールの燃料損傷防止対策の有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧

想定事故	重要事故シナリオ等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない主なS A設備 (可搬型スプレインノズル)
想定事故 1	冷却機能喪失	燃料プール冷却系 残留熱除去系	
	注水機能喪失	燃料プール冷却系 残留熱除去系 復水輸送系 燃料プール補給水系	
	—	—	
想定事故 2	燃料プール内の水の小規模な喪失		(可搬型スプレインノズル)
	冷却機能喪失	燃料プール冷却系 残留熱除去系	
	注水機能喪失	燃料プール冷却系 残留熱除去系 復水輸送系 燃料プール補給水系	

第4表 運転停止中の燃料損傷防止対策の有効性評価における機能喪失を仮定した設備一覧

事故シナリオグループ	重要事故シナリオ等	安全機能の喪失に対する仮定等	解析上考慮しない主なS A設備
崩壊熱除去機能喪失	崩壊熱除去機能喪失	—	—
	崩壊熱除去・炉心冷却失敗	運転中の残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）	
全交流動力電源喪失	外部電源喪失	—	—
	全交流動力電源喪失	非常用ディーゼル発電機等	
	—	原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系含む）	
原子炉冷却材の流出	残留熱除去系切替時の冷却材流出	—	—
	流出隔離・炉心冷却失敗	運転中の残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）	
反応度の誤投入	制御棒の誤引き抜き	—	—

(b) 中小破断 LOCA 時

a) 重要事故シーケンスの例

- i. 中小破断 LOCA の発生後、「高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失する場合」、又は「高圧注水機能及び原子炉減圧機能が喪失する場合」に、炉心の著しい損傷に至る。

b) 主要解析条件（「2.2.2 有効性評価の共通解析条件」に記載の項目を除く。）

- i. 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断を想定する。
- ii. 高圧注水機能として IC、RCIC 及び高圧 ECCS の機能喪失を、低圧注水機能として低圧 ECCS の機能喪失を、原子炉減圧機能として自動減圧系の機能喪失を仮定する。
- iii. 原子炉冷却材バウンダリの破断口径及び破断位置は、低圧注水を行うために原子炉の減圧又は高圧注水系による炉心冷却を必要とする範囲とする。

c) 対策例

- i. 代替注水設備等による炉心冷却機能の確保
- ii. 逃がし安全弁の手動作動による原子炉の減圧及び低圧注水によって炉心冷却機能を確保（代替注水設備の動作に原子炉の減圧が必要となる場合）

43. 有効性評価における先行プラントとの主要な相違点について
 1. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
 (1) 高圧・低圧注水機能喪失

項目	島根2号炉 SAFER/MAAP	柏崎6/7 SAFER・CHASTE /MAAP	東海第二 SAFER/MAAP	理由
解析コード	SAFER/MAAP	SAFER・CHASTE /MAAP	SAFER/MAAP	SAFERコードによる燃料被覆管温度の評価結果は、燃料被覆管の破裂判断基準に対して十分な余裕があることから、輻射による影響が詳細に考慮されるCHASTEコードは使用しない。
事故条件	外部電源なし (再循環ポンプトリップは 原子炉水位低(レベル 2))	外部電源あり	外部電源あり	対策の成立性、必要燃料量の観点で厳しい外部電源なしを設定。 なお、原子炉スクラムまでの炉心の冷却の観点で厳しくなり、外部電源がある場合を包含する条件として、再循環ポンプトリップは原子炉水位低(レベル2)にて発生するものとして設定。
機器条件	逃がし弁機能	逃がし弁機能	安全弁機能	逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑える。
	格納容器フィルタバント系 第一弁全開	格納容器二次隔離弁70%開度	第二弁全開	運用の違い。 島根2号炉においては、格納容器ベント実施時には格納容器フィルタバント系の第一弁を全開する運用としている。
	格納容器代替スプレイ系による原子炉格納容器冷却	使用しない	使用する(常設)	外部水源による格納容器スプレイを実施する場合、スプレイ実施以降の炉心損傷の発生を想定すると、格納容器内の保有水量の観点から、スプレイを実施しない場合に比べ、格納容器ベントまでの時間が短くなる。島根2号炉は、ベント遅延効果を図るため、残留熱除去系の復旧が期待できない場合は格納容器代替スプレイ系による格納容器冷却操作を実施しない。
操作条件	逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作	事象発生から約14分後	事象発生から25分後	設定時間は異なるものの、操作時間の積み上げに基づき設定しているという点では相違点はない。

(2) 高圧注水・減圧機能喪失

項目		島根2号炉 SAFER/MAAP	柏崎6/7 SAFER/MAAP	東海第二 SAFER/MAAP	理由
解析コード					相違点はない。
事故条件	外部電源	外部電源なし (再循環ポンプトリップは 原子炉水位低(レベル 2))	外部電源あり	外部電源あり	必要燃料量の観点で厳しい外部電源なしを設定。 なお、原子炉スクラムまでの炉心の冷却の観点で厳しく なり、外部電源がある場合を包含する条件として、再循 環ポンプトリップは原子炉水位低(レベル2)にて発生 するものとして設定。
機器条件	逃がし安全弁 (原子炉圧力制御時)	逃がし弁機能	逃がし弁機能	安全弁機能	逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、原子炉冷却材圧力バ ウンダリの過度の圧力上昇を抑える。
低圧ECCSの台数		残留熱除去系 (低圧注水モード) 1台	残留熱除去系 (低圧注水モード) 1台	<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系 (低圧注水系) 3台 低圧炉心スプレイ系 	低圧ECCSは健全であることを想定しているが、解析 により、残留熱除去系(低圧注水モード)1台による原 子炉注水でも燃料被覆管温度の最大値等の評価項目を満 足することが確認できたため、それを包絡条件として有 効性評価解析の条件としている。

(3) 全交流動力電源喪失

a. 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG失敗) + HPC S失敗

項目	島根 2 号炉 SAFER/MAAP	柏崎6/7 SAFER/MAAP	東海第二 SAFER/MAAP	理由
解析コード				相違点はない。
機器条件 逃がし安全弁 (原子炉圧力制御時)	逃がし弁機能	逃がし弁機能	安全弁機能	逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑える。
交流電源	事象発生から24時間後	事象発生から24時間後	事象発生から24時間後	相違点はない。
交流電源復旧までの原子炉注水手段	原子炉隔離時冷却系及び低圧原子炉代替注水系 (可搬型) にて原子炉注水を実施。	原子炉隔離時冷却系にて原子炉注水を実施。	原子炉隔離時冷却系及び低圧代替注水系 (可搬型) にて原子炉注水を実施。	原子炉隔離時冷却系が機能維持できる時間として、事象発生から約8時間後より低圧原子炉代替注水系 (可搬型) を用いて注水を実施。
格納容器冷却・除熱手段	事象発生から20時間後に格納容器ベントによる格納容器除熱を実施。	事象発生から16時間後に格納容器ベントを実施し、交流電源復旧後に残留熱除去系による格納容器除熱を実施。	格納容器圧力 0.279MPa [Lgage] 到達時に代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による格納容器冷却を実施し、交流電源復旧後に残留熱除去系による格納容器除熱を実施。	残留熱除去系の使用を期待していないため、事象発生から24時間後以降も格納容器ベントによる格納容器除熱を実施。

b. 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG失敗) + 高圧炉心冷却失敗

項目	島根 2 号炉 SAFER/MAAP	柏崎6/7 SAFER/MAAP	東海第二 SAFER/MAAP	理由
解析コード				相違点はない。
機器条件 逃がし安全弁 (原子炉圧力制御時)	逃がし弁機能	逃がし弁機能	安全弁機能	逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑える。
交流電源	事象発生から24時間後	事象発生から24時間後	事象発生から24時間後	相違点はない。
交流電源復旧までの原子炉注水手段	高圧原子炉代替注水系及び低圧原子炉代替注水系 (可搬型) にて原子炉注水を実施。	高圧代替注水系にて原子炉注水を実施。	高圧代替注水系及び低圧代替注水系 (可搬型) にて原子炉注水を実施。	高圧原子炉代替注水系が機能維持できる時間として、事象発生から約8.3時間後より低圧原子炉代替注水系 (可搬型) を用いて注水を実施。
格納容器冷却・除熱手段	事象発生から20時間後に格納容器ベントによる格納容器除熱を実施。	事象発生から16時間後に格納容器ベントを実施し、交流電源復旧後に残留熱除去系による格納容器除熱を実施。	格納容器圧力 0.279MPa [Lgage] 到達時に代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) による格納容器冷却を実施し、交流電源復旧後に残留熱除去系による格納容器除熱を実施。	残留熱除去系の使用を期待していないため、事象発生から24時間後以降も格納容器ベントによる格納容器除熱を実施。

c. 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG失敗）＋直流電源喪失

項目	島根2号炉 SAFER/MAAP	柏崎6/7 SAFER/MAAP	東海第二 SAFER/MAAP	理由
解析コード				相違点はない。
機器条件 逃がし安全弁 (原子炉圧力制御時)	逃がし弁機能	逃がし弁機能	安全弁機能	逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、原子炉冷却材圧力パ ウンダリの過度の圧力上昇を抑える。
交流電源	事象発生から24時間後	事象発生から24時間後	事象発生から24時間後	相違点はない。
交流電源復旧までの原子炉注水手 段	高圧原子炉代替注水系及び 低圧原子炉代替注水系（可 搬型）にて原子炉注水を実 施。	高圧代替注水系にて原子炉 注水を実施。	高圧代替注水系及び低圧代 替注水系（可搬型）にて原 子炉注水を実施。	高圧原子炉代替注水系が機能維持できる時間として、事 象発生から約8.3時間後より低圧原子炉代替注水系（可 搬型）を用いて注水を実施。
格納容器冷却・除熱手段	事象発生から20時間後に格 納容器ベントによる格納容 器除熱を実施。	事象発生から16時間後に格 納容器ベントを実施し、交 流電源復旧後に残留熱除去 系による格納容器除熱を 実施。	格納容器圧力 0.279MPa [gage]到達時に代 替格納容器スプレイ冷却系 （可搬型）による格納容器 冷却を実施し、交流電源復 旧後に残留熱除去系による 格納容器除熱を実施。	残留熱除去系の使用を期待していないため、事象発生か ら24時間後以降も格納容器ベントによる格納容器除熱を 実施。

d. 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋DG失敗）＋SRV再開失敗＋HPCS失敗

項目	島根2号炉 SAFER/MAAP	柏崎6/7 SAFER/MAAP	東海第二 SAFER/MAAP	理由
解析コード				相違点はない。
機器条件 逃がし安全弁 (原子炉圧力制御時)	逃がし弁機能	逃がし弁機能	安全弁機能	逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、原子炉冷却材圧力パ ウンダリの過度の圧力上昇を抑える。
交流電源	事象発生から24時間後	事象発生から24時間後	事象発生から24時間後	相違点はない。
交流電源復旧までの原子炉注水手 段	原子炉隔離時冷却系及び低 圧原子炉代替注水系（可搬 型）にて原子炉注水を実 施。	原子炉隔離時冷却系及び低 圧代替注水系（可搬型）に て原子炉注水を実施。	原子炉隔離時冷却系及び低 圧代替注水系（可搬型）に て原子炉注水を実施。	相違点はない。
格納容器冷却・除熱手段	事象発生から22時間後に格 納容器ベントによる格納容 器除熱を実施。	代替格納容器スプレイ冷却 系（可搬型）による格納容 器冷却を実施。 格納容器圧力逃がし装置等 により格納容器の除熱を 実施。	代替格納容器スプレイ冷却 系（可搬型）による格納容 器冷却を実施し、交流電源 復旧後に残留熱除去系によ る格納容器除熱を実施。	残留熱除去系の使用を期待していないため、事象発生か ら24時間後以降も格納容器ベントによる格納容器除熱を 実施。

(4) 崩壊熱除去機能喪失
a. 取水機能が喪失した場合

解析コード	項目	島根2号炉 SAFER/MAAP	柏崎6/7 SAFER/MAAP	東海第二 SAFER/MAAP	理由
事故条件	外部電源	外部電源なし (再循環ポンプトリップは 原子炉水位低(レベル 2))	外部電源なし	外部電源なし (再循環ポンプトリップは 原子炉水位低(レベル 2))	要員、資源等の観点で厳しい外部電源なしを設定。なお、原子炉スクラムまでの炉心の冷却の観点で厳しくなく、外部電源がある場合を包含する条件として、再循環ポンプトリップは原子炉水位低(レベル2)にて発生するものとして設定。
	機器条件	逃がし弁機能	逃がし弁機能	安全弁機能	逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑える。
原子炉注水手段	機器条件	逃がし弁機能	逃がし弁機能	安全弁機能	逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑える。
		原子炉隔離時冷却系(水 源：サブレーション・プ ール)及び残留熱除去系(低 圧注水モード)にて原子炉 注水を実施。	原子炉隔離時冷却系(水 源：復水貯蔵槽)、低圧代 替注水系(常設)、残留熱 除去系(低圧注水モード) にて原子炉注水を実施。	原子炉隔離時冷却系(水 源：サブレーション・チェ ンバ)、低圧代替注水系 (常設)、残留熱除去系 (低圧注水系)にて原子炉 注水を実施。	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉隔離時冷却系の水源は、重大事故等対処設備であるサブレーション・プールの一部として設置されている。 長期の注水手段確保の観点から、健全に注水している原子炉隔離時冷却系を可能な限り運転継続し、原子炉補機代替冷却系を起動後、残留熱除去系(低圧注水モード)により原子炉注水を実施する。
格納容器冷却・除熱手段	機器条件	事象発生から8時間後に原子炉補機代替冷却系(サブレーション・プールの水冷却モード)による原子炉格納容器除熱を実施	代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器冷却を実施し、事象発生から20時間後に代替原子炉補機冷却系を介した残留熱除去系(サブレーション・チェンバ・プールの水冷却モード)による格納容器除熱を実施	格納容器圧力 0.275MPa [gage]到達時に緊急用海水系を用いた残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)及び残留熱除去系(サブレーション・プールの水冷却モード)による格納容器除熱を実施	格納容器スプレイの実施基準到達前に、原子炉補機代替冷却系を準備し、残留熱除去系(サブレーション・プールの水冷却モード)による格納容器除熱が可能である。

b. 残留熱除去系が故障した場合

解析コード	項目	島根2号炉 SAFER/MAAP	柏崎6/7 SAFER/MAAP	東海第二 SAFER/MAAP	理由
事故条件	外部電源	外部電源なし (再循環ポンプトリップは 原子炉水位低(レベル 2))	外部電源あり	外部電源あり	要員、資源等の観点で厳しい外部電源なしを設定。なお、原子炉スクラムまでの炉心の冷却の観点で厳しくなく、外部電源がある場合を包含する条件として、再循環ポンプトリップは原子炉水位低(レベル2)にて発生するものとして設定。
	逃がし安全弁	逃がし弁機能	逃がし弁機能	安全弁機能	逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑える。
機器条件	格納容器フィルタベント系	第一弁全開	格納容器二次隔離弁70%開度	第二弁全開	運用の違い。 島根2号炉においては、格納容器ベント実施時には格納容器フィルタベント系の第一弁を全開する運用としている。
	格納容器代替スプレイ系による原子炉格納容器冷却	使用しない	使用する(常設)	使用する(常設)	外部水源による格納容器スプレイを実施する場合、スプレイ実施以降の炉心損傷の発生を想定すると、格納容器内の保有水量の観点から、スプレイを実施しない場合に比べ、格納容器ベントまでの時間が短くなる。島根2号炉は、ベント遅延効果を図るため、残留熱除去系の復旧が期待できない場合は格納容器代替スプレイ系による格納容器冷却操作を実施しない。
原子炉減圧後の原子炉注水手段		低圧原子炉代替注水系(常設)にて原子炉注水を実施。	高圧炉心注水系にて原子炉注水を実施。	低圧代替注水系(常設)にて原子炉注水を実施。	低圧で注水可能な系統として、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系又はC-残留熱除去系(低圧注水モード)に期待することも可能であるが、原子炉減圧時の水位回復性能を確認する観点で、注水流量の小さい低圧原子炉代替注水系(常設)に期待した評価としている。

(5) 原子炉停止機能喪失

項目	島根2号炉 RE DY / SC AT	柏崎6/7 RE DY / SC AT	東海第二 RE DY / SC AT	理由
解析コード				相違点はない。
初期条件	炉心流量 100%流量	100%流量	85%流量	プラント設計のベースとなる定格炉心流量を設定。低炉心流量の影響は感度解析で確認。
	燃料及び炉心 9×9 燃料 (A型) 及び MO X 燃料28体を装荷し た平衡炉心	9×9 燃料 (A型)	9×9 燃料 (A型)	島根2号炉は、MO X適用プラントであり、圧力上昇によるボイドの減少により印加される正の反応度を厳しく評価するため。
操作条件	自動減圧系の自動起動 阻止操作 事後発生6分後	原子炉水位低 (レベル1) 到達後30秒以内 事後発生6分後	事後発生4分後	島根2号炉及び東海第二は手順に従い、原子炉停止機能喪失を確認した場合にAD Sの自動起動を阻止することとしており、プラント状況判断にかかる想定時間が相違している。
	ほう酸水注入系運転操作 事後発生11.6分後	事後発生11分後	事後発生6分後	東海第二はAD S作動阻止操作終了後、ほう酸水注入系起動に要する時間を考慮して事後発生6分後としているが、島根2号炉はスクラム失敗確認した後から運転余裕時間10分を考慮して設定している。
	残留熱除去系 (サブ レシジョン・プール水 冷却モード) 運転操作 事後発生11.6分後	事後発生10.7分後	事後発生17分後	島根2号炉及び柏崎6/7はサブレシジョン・プール水温度49℃を確認した後から運転余裕時間10分を考慮している。島根2号炉と東海第二ではL P C I優先のインターロックの継続時間が異なるため、運転余裕時間が異なる。

(6) LOCA時注水機能喪失

項目	島根2号炉 SAFER/MAAP	柏崎6/7 SAFER・CHASTE /MAAP	東海第二 SAFER/MAAP	理由
解析コード				本重要事故シナケンスでは、SAFERコードによる燃料被覆管温度の評価結果は、燃料被覆管の破裂判断基準に対して十分な余裕があることから、放射による影響が詳細に考慮されるCHASTEコードは使用しない。
事故条件	起因事象 再循環ポンプ吸込み側配管の破断 破断面積は約3.1cm ²	原子炉圧力容器下部のドレン配管の破断 破断面積1cm ²	再循環系配管（出口ノズル）の破断 破断面積3.7cm ²	<p>中小破断LOCAに対する条件を下記に基づき設定。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・破断箇所は、冷却材の流出流量が大きくなるため炉心冷却の観点で厳しい液相部配管とし、液相部配管はシユワウド内外で燃料被覆管温度及び事象進展に有意な差がないことから、原子炉圧力容器に接続される配管の中で接続位置が低く最大口径となる配管を選定（型式の相違によりABWRである柏崎6/7とは破断を想定する箇所が異なる） ・破断面積は炉心損傷防止対策の有効性を確認する上で、事故シナケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」の事象進展の特徴を代表できる破断面積として3.1cm²を設定 <p>外部電源なしの場合は給復水系による給水がなく、原子炉水位の低下が早くなることから、外部電源なしを設定。また、原子炉スクラムまでの炉心の冷却の観点で厳しくなり、外部電源がある場合を包含する条件として、再循環ポンプトリップは原子炉水位低（レベル2）にて発生するものとして設定</p>
機器条件	逃がし安全弁 格納容器フィルタベント系 格納容器代替スプレイ系による原子炉格納容器冷却	逃がし弁機能 格納容器隔離弁を全開操作	安全弁機能 第二弁全開 使用する（常設）	<p>逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑える。</p> <p>運用の違い。 島根2号炉においては、格納容器ベント実施時には格納容器フィルタベント系の第一弁を全開する運用としている。</p> <p>外部水源による格納容器スプレイを実施する場合、スプレイ実施以降の炉心損傷の発生を想定すると、格納容器内の保有水量の観点から、スプレイを実施しない場合に比べ、格納容器ベントまでの時間が短くなる。島根2号炉は、ベント遅延効果を図るため、残留熱除去系の復旧が期待できない場合は格納容器代替スプレイ系による格納容器冷却操作を実施しない。</p>
操作条件	逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作	事象発生から約14分後	事象発生から25分後	設定時間は異なるものの、操作時間の積み上げに基づき設定しているという点では相違点はない。

(7) 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)

解析コード	項目	島根2号炉 SAFER	柏崎6/7 SAFER	東海第二 SAFER	理由
事故条件	起因事象	残留熱除去系(低圧注水モード)の破断 破断面積 残留熱除去系熱交換器フラ ンジ部: 16cm ² 残留熱除去系機器等: 1 cm ²	高圧炉心注水系の吸込配管の破断 破断面積: 10cm ²	残留熱除去系B系熱交換器 フランジの破断 破断面積: 21cm ²	相違点はない。 構造健全性評価の結果に基づき破断面積を設定しているという点では相違点はない。
機器条件	外部電源	外部電源なし	外部電源なし	外部電源なし	外部電源なしの場合は給復水系による給水がなく、原子炉水位の低下が早くなることから、外部電源なしを設定 また、原子炉スクラムまでの炉心の冷却の観点で厳しく なり、外部電源がある場合を包含する条件として、再循環 ポンプトリップは原子炉水位低(レベル2)にて発生 するものとして設定
操作条件	逃がし安全弁	逃がし弁機能	逃がし弁機能	安全弁機能	逃がし安全弁の逃がし弁機能にて、原子炉冷却材圧力バ ウンダリの過度の圧力上昇を抑える。
	逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作	事象発生から30分後	事象発生から約15分後	事象発生から15分後	設定時間は異なるもの、操作時間の積み上げに基づき 設定しているという点では相違点はない。
	破断箇所隔離操作	事象発生から10時間後	事象発生から4時間後	事象発生から5時間後	設定時間は異なるもの、作業環境(最大約44℃)を考 慮し、現場移動及び操作に要する時間を考慮して設定し ているという点では相違点はない。
	破断箇所からの漏えい水の温度抑制操作	残留熱除去系をサブレッ ション・プールの水冷却モ ード運転から原子炉停止時冷 却モード運転に切替えを 実施	実施しない	実施しない	破断箇所からの漏えい水の温度を抑制し、早期に現場の 環境を改善するための操作として実施。

2. 運転中の原子炉における重大事故

(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (残留熱代替除去系を使用する場合), 水素燃焼

項目		島根 2 号炉	柏崎6/7	東海第二	理由
機器条件	原子炉スクラム信号	事象発生と同時に	事象発生と同時に	原子炉水位低 (レベル3) 信号	外部電源喪失を仮定していることから, 事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定
操作条件	可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内窒素供給操作	事象発生から12時間後	注入しない	格納容器内酸素濃度が4.0vol% (ドライ条件) に到達時	可燃性ガス濃度の上昇を抑制するために, 残留熱代替除去系による格納容器除熱開始後に窒素を供給する運用とされている

(2) 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (残留熱代替除去系を使用しない場合)

項目		島根 2 号炉	柏崎6/7	東海第二	理由
機器条件	原子炉スクラム信号	事象発生と同時に	事象発生と同時に	原子炉水位低 (レベル3) 信号	外部電源喪失を仮定していることから, 事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定
操作条件	格納容器フィルトバベント系による原子炉格納容器除熱操作	サブレーション・プール水位が通常水位+約1.3m到達から10分後	格納容器圧力が0.62MPa[gage]接近時	サブレーション・プール水位が通常水位+約1.3m到達後に実施する条件としており, これに中央制御室における操作所要時間10分を考慮して設定	

(3) 高压溶解物放出／格納容器雰囲気直接加熱，原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用，溶融炉心・コンクリート相互作用

解析コード	項目	島根2号炉 MAAP	MAAP	柏崎6/7 MAAP	東海第二 MAAP	理由
事故条件	起因事象	外部電源なし(全交流動力電源喪失を想定)	外部電源なし(非常用ディーゼル発電機に期待)	外部電源なし(非常用ディーゼル発電機に期待)	外部電源なし(全交流動力電源喪失を想定)	相違点はない。 島根2号では，東海第二と同様に，運転員の対応を厳しく評価する観点から全交流動力電源喪失を設定している。 相崎刈羽においては，レベル1.5PRAの結果を踏まえて全交流動力電源喪失を設定していない。
	機器条件	原子炉スクラム信号	事象発生と同時に	事象発生と同時に	原子炉水位低(レベル3)信号	外部電源喪失を仮定していることから，事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定
代替格納容器スプレイ冷却		ペDESTアル注水： 120m ³ /hにて格納容器内にスプレイ	圧力容器破損前： 70m ³ /hでスプレイ 圧力容器破損後： 130m ³ /h以上でスプレイ	圧力容器破損前： 70m ³ /hでスプレイ 圧力容器破損後： 130m ³ /h以上でスプレイ	原子炉圧力容器破損直後： 300m ³ /hにて格納容器へスプレイ 格納容器圧力制御： 130m ³ /hにて格納容器へスプレイ	島根2号では，事象進展によらず，格納容器スプレイは120m ³ /hで実施することとしている。
	ペDESTアル注水	原子炉圧力容器破損前： 120m ³ /hにて格納容器内にスプレイ 原子炉圧力容器破損後： 崩壊熱相当に余裕をみた注水量にて注水	圧力容器破損前： 90m ³ /hで注水 圧力容器破損後： 崩壊熱相当の注水量にて注水	圧力容器破損前： 90m ³ /hで注水 圧力容器破損後： 崩壊熱相当の注水量にて注水	80m ³ /hでペDESTアルへ注水	島根2号では，原子炉圧力容器破損前の初期水張りは格納容器スプレイで実施するため，格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し120m ³ /hで実施することとしている。 原子炉圧力容器破損後は，溶融炉心冷却が継続可能な流量として設定している。
窒素供給		100Nm ³ /h	注入しない	注入しない	200Nm ³ /h	格納容器内の酸素濃度の上昇抑制に必要な流量として設定

項目		島根 2 号炉	柏崎6/7	東海第二	理由
操作条件	原子炉急速減圧	原子炉水位が燃料棒有効長の底部より燃料棒有効長の20%上の位置に到達した時点	原子炉水位が有効燃料棒の長さの10%高い位置に到達した時点	原子炉水位が燃料有効長の20%高い位置に到達した時点	ジルコニウム-水反応が著しくなる前に減圧するという考え方は同じではあるが、感度解析結果の差異により、島根2号炉では、BAF+20%で原子炉急速減圧を実施する。
	ペデスタル注水（原子炉压力容器破損前の初期水張り）	原子炉压力容器下鏡温度が300℃に到達したことを確認して開始し、ペデスタルの水位が2.4m（注水量225m ³ 相当）に到達したことを確認した場合に停止する	原子炉压力容器下鏡温度が300℃に到達したことを確認して開始、格納容器下部の水位が2m（総注水量180m ³ ）に到達したことを確認した場合に停止	—	島根2号では、FCIの圧力スパイクを考慮しても原子炉格納容器バウデンダリの機能が維持され、溶融炉心の粒子化の効果等によるMCCIの影響緩和に期待でき、さらにFCIの水蒸気爆発が発生した場合の影響を小さく抑えることができる水位として、初期水張り水位を設定している。なお島根2号では、初期水張りを格納容器代替スプレイ系（可搬型）により実施する。 東海第二では、通常運転中からペデスタルに水位が形成されていることから、事前水張りは実施しない。

3. 燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故
(1) 想定事故 1

項目	島根 2 号炉	柏崎6/7	東海第二	理由
操作条件	燃料プールスプレイ系による燃料プールへの注水	事象発生から約7.9時間後	事象発生から8時間後	島根 2 号炉は、燃料プールスプレイ系による注水準備が事象発生から 2 時間 30 分後までに完了することから、燃料プール水温度が 100℃に到達し、燃料プール水位が低下し始める事象発生から約 7.9 時間後に注水を開始する操作条件となっている。このため、燃料プール水位は通常水位を維持する結果となっている。なお、有効性評価では燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ使用）による注水を想定しているが、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル使用）の場合でも、燃料プール水温度が 100℃に到達する前に注水準備が完了する。 柏崎6/7は、事象発生から 12 時間後の注水に対しプール水温度 100℃到達が約 7 時間後となり、東海第二は、事象発生から 8 時間後の注水に対しプール水温度 100℃到達が約 5.1 時間後となるため、燃料プール水位の低下が生じる。

(2) 想定事故 2

項目	島根 2 号炉	柏崎6/7	東海第二	理由
事故条件	配管破断（損傷）の想定	残留熱除去系配管の配管内径の 1/2 の長さで配管肉厚の 1/2 の幅を有する貫通クランクによる損傷	燃料プール冷却浄化系配管の破断	島根 2 号炉は、燃料プール水位（NWL）と破断箇所での水頭差及び配管圧損を考慮し、事故発生時における流出量を評価した結果から設定。
	漏えいによる燃料プール水位の低下	—	事象発生と同時に通常水位から約 0.23m 下まで低下	島根 2 号炉は、サイフォン現象により、サイフォン現象による燃料プール水の流出停止に期待した評価としている。
	サイフォン現象による漏えい量	約 70m ³ /h	—	
操作条件	燃料プールスプレイ系による燃料プールへの注水	事象発生から約 7.6 時間後	事象発生から 8 時間後	島根 2 号炉は、燃料プールスプレイ系による注水準備が事象発生から 2 時間 30 分後までに完了することから、燃料プール水温度が 100℃に到達し、燃料プール水位が低下し始める事象発生から約 7.6 時間後に注水を開始する操作条件となっている。このため、燃料プール水位は通常水位から約 0.35m 下を維持する結果となっている。なお、有効性評価では燃料プールスプレイ系（常設スプレイヘッダ使用）による注水を想定しているが、燃料プールスプレイ系（可搬型スプレイノズル使用）の場合でも、燃料プール水温度が 100℃に到達する前に注水準備が完了する。 柏崎6/7は、事象発生から 12 時間後の注水に対しプール水温度 100℃到達が約 7 時間後となり、東海第二は、事象発生から 8 時間後の注水に対しプール水温度 100℃到達が約 5.0 時間後となるため、燃料プール水位の低下が生じる。

4. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
 (1) 崩壊熱除去機能喪失

事故条件	項目	島根 2 号炉 外部電源なし	柏崎6/7 外部電源なし	東海第二 事象認知まで：外部電源あり 事象認知後：外部電源なし	理由
操作条件	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱操作	原子炉水位回復から約30分後	原子炉水位回復から約90分後	原子炉水位回復から約1時間45分後	島根 2 号炉は、崩壊熱除去機能の喪失に伴う原子炉水位の低下に影響しないことから、資源の観点で厳しい外部電源なしを設定している。 島根 2 号炉は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の起動に原子炉保護系母線の復旧が不要である（東海第二は必要）。また、島根 2 号炉はBWR-5であり、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の戻り水が再循環配管に流入する設計のため、原子炉圧力容器への低温水流入による過度な熱衝撃発生の防止を目的とした配管の暖気運転は実施しない（直接RPVに流入する設計であるABWRのKK6/7は実施する）。

(2) 全交流動力電源喪失

操作条件	項目	島根 2 号炉 事象発生から2時間後	柏崎6/7 事象発生から145分後	東海第二 事象発生から約1.1時間後	理由
操作条件	常設代替交流電源設備からの受電及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作	事象発生から10時間後	事象発生から20時間後	事象発生から4時間10分後	島根 2 号炉は、常設代替交流電源設備からの受電操作を考慮し、事象発生から2時間後としている。事象発生から約0.9時間後に原子炉水温が100℃に到達するため、原子炉水位が低下した後には原子炉注水を開始する。 東海第二では原子炉水位が低下する前に低圧代替注水系（常設）の準備操作が完了し、原子炉水位が低下し始める事象発生から約1.1時間後から注水を開始する。このため、原子炉水位は維持される。 島根 2 号炉は、原子炉補機代替冷却系の準備完了後に残留熱除去系による原子炉除熱を実施することとしている。

(3) 原子炉冷却材の流出

項目		島根2号炉	柏崎6/7	東海第二	理由
事故条件	起因事象	残留熱除去ポンプミニマムフロロー弁の閉操作忘れの人的過誤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	残留熱除去ポンプミニマムフロロー弁の閉操作忘れの人的過誤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	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ロー弁がインタロークにより自動開となり、開閉する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	島根2号炉は、人的過誤によるミニマムブロックによる閉操作忘れを想定。東海第二は、インタロークによるミニマムフロロー弁の自動開及び開閉着を想定。
	外部電源	外部電源なし	外部電源なし	外部電源あり	島根2号炉は、外部電源の有無は、原子炉冷却材の流出に伴う原子炉水位の低下に影響しないことから、資源の観点で厳しい外部電源なしを設定している。東海第二は、外部電源がない場合、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している。 なお島根2号炉では、外部電源の喪失による原子炉格納容器隔離弁の閉弁は発生しない。
操作条件	流出箇所の隔離	原子炉への注水開始前	原子炉への注水開始前	原子炉への注水開始後	島根2号炉は、漏えい箇所の隔離操作実施後に原子炉に注水する手順としている。

(4) 反応度の誤投入

項目	島根2号炉 APEX/SCAT (RIA用)	柏崎6/7 APEX	東海第二 APEX/SCAT (RIA用)	理由
解析コード				島根2号炉, 東海第二は投入される反応度が1ドルを超えるため, SCAT (RIA用) を用いて燃料エンタルピーの評価を実施。
解析条件	制御棒引抜阻止	原子炉周期短信号 (原子炉周期20秒)	期待しない	島根2号炉は, 中間領域計装の中性子束高信号 (各レンジフルスケールの90%) による制御棒引抜阻止には保守的に期待していない。 なお, 制御棒引抜阻止に期待した場合, 中性子束高信号 (各レンジフルスケールの90%) が発信すると制御棒引抜が停止する。ただし, 本評価では制御棒の誤引抜により反応度が急激に投入されるため, 中性子束高信号 (各レンジフルスケールの90%) と中性子束高信号 (各レンジフルスケールの95%) によるスクラム信号がほぼ同時に発信するため, 制御棒引抜阻止に期待した場合でも評価項目に与える影響はほとんどない。
機器条件	原子炉スクラム信号	起動領域計装の原子炉出力ペリオド短 (10秒)	起動領域モニタの原子炉周期短 (原子炉周期10秒)	島根2号炉は, 原子炉周期短による原子炉スクラム信号のインターロックがない (警報のみ) ため, 中間領域計装の中性子束高信号 (各レンジフルスケールの95%) でスクラムする。

87. ペデスタル注水手順及び注水確認手段について

1. ペデスタル注水手順

ペデスタル注水は、炉心損傷後に溶融炉心が原子炉压力容器下部プレナムに落下し、原子炉压力容器が破損に至る可能性がある場合に、予めペデスタルに注水することで、原子炉压力容器破損後の溶融炉心の冷却性を向上させ、MCCI の緩和を図ることを目的としている。

さらに、ペデスタルに落下した溶融炉心への注水を継続し、溶融炉心を冠水冷却する。

ペデスタル代替注水系の系統概要図を第 1 図及び第 3 図に、ペデスタル代替注水系の単線結線図を第 4 図及び第 6 図に示す。また、格納容器代替スプレー系（可搬型）によるペデスタル注水の系統概要図を第 2 図に、格納容器代替スプレー系（可搬型）の単線結線図を第 5 図に示す。

操作に必要となる電動弁は、非常用電源に接続されており、常設代替交流電源設備からの給電も可能である。手動弁については、現場で操作することとなるが、屋外での作業であり高線量にならないため、現場対応が可能である。

なお、注水配管から分岐している配管には、逆止弁又は常時閉の弁があり、注水が他系統等へ流出することはない。

ペデスタル注水実施の条件及び手順は以下のとおりである。

(1) ペデスタル注水の実施条件

原子炉压力容器下鏡温度が 300℃に到達した時点で、ペデスタルへ水位 + 2.4m の水張り（初期水張り）を実施する。なお、原子炉压力容器下鏡温度の 300℃到達は原子炉压力容器温度(S A)により確認し、いずれか 1 点が 300℃に達した時点で判断する。

初期水張り実施後、原子炉压力容器破損を確認した場合は、溶融炉心を継続的に冷却するため崩壊熱に余裕をみた量の注水を実施する。原子炉压力容器破損は、原子炉圧力、ドライウエル圧力、ペデスタル雰囲気温度等のパラメータが同時に顕著な変動を示したことで判断する。

(2) ペデスタル注水手順

a. ペデスタル代替注水系（常設）による注水手順

- (a) 低圧原子炉代替注水ポンプを起動する。
- (b) 低圧原子炉代替注水隔離弁、A-RHR ドライウエル第 1、第 2 スプレー弁を開操作しペデスタル注水を開始する。
- (c) ドライウエル水位計、ペデスタル水位計及び代替注水流量（常設）を監視し、ペデスタル水位が +2.4m（総注水量約 225m³相当）に到達後、注水を停止する。
- (d) 原子炉压力容器破損後は、第 1 表の崩壊熱に余裕をみた量の注水を実施する。注水流量は、代替注水流量（常設）にて確認する。

b. 格納容器代替スプレー系（可搬型）による注水手順

- (a) 大量送水車の配置、ホースの展張、接続を行う。
- (b) A-RHR ドライウエル第 2 スプレー弁を「全開」にする。

- (c) 大量送水車を起動し、外部接続口に設置している流量調節弁を開操作し、ペDESTAL注水を開始する。必要な流量が確保できるよう、当該弁の開度を調整する。
 - (d) ドライウェル水位計、ペDESTAL水位計及び代替注水流量（可搬型）を監視し、ペDESTAL水位が+2.4m（総注水量約 225m³相当）に到達後、注水を停止する。
 - (e) 原子炉圧力容器破損後は、第1表の崩壊熱に余裕をみた量の注水を実施する。注水流量は、代替注水流量（可搬型）にて確認する。
- c. ペDESTAL代替注水系（可搬型）による注水手順
- (a) 大量送水車の配置、ホースの展張、接続を行う。
 - (b) ペDESTAL注水ラインのMUW PCV 代替冷却外側隔離弁を「全開」にする。
 - (c) 大量送水車を起動し、外部接続口に設置している流量調節弁を開操作し、ペDESTAL注水を開始する。必要な流量が確保できるよう、当該弁の開度を調整する。
 - (d) ペDESTAL水位計及び代替注水流量（可搬型）を監視し、ペDESTALの水位が+2.4m（総注水量約 70m³相当）に到達後、注水を停止する。
 - (e) 原子炉圧力容器破損後は、第1表の崩壊熱に余裕をみた量の注水を実施する。注水流量は、代替注水流量（可搬型）にて確認する。

第1表 ペDESTAL注水の必要注水量

事象発生からの経過時間[h]	注水流量 [m ³ /h]
1～5	60
5～10	55
10～20	35
20～40	30
40～80	20
80～120	15
120h以降	12

2. 注水確認手段

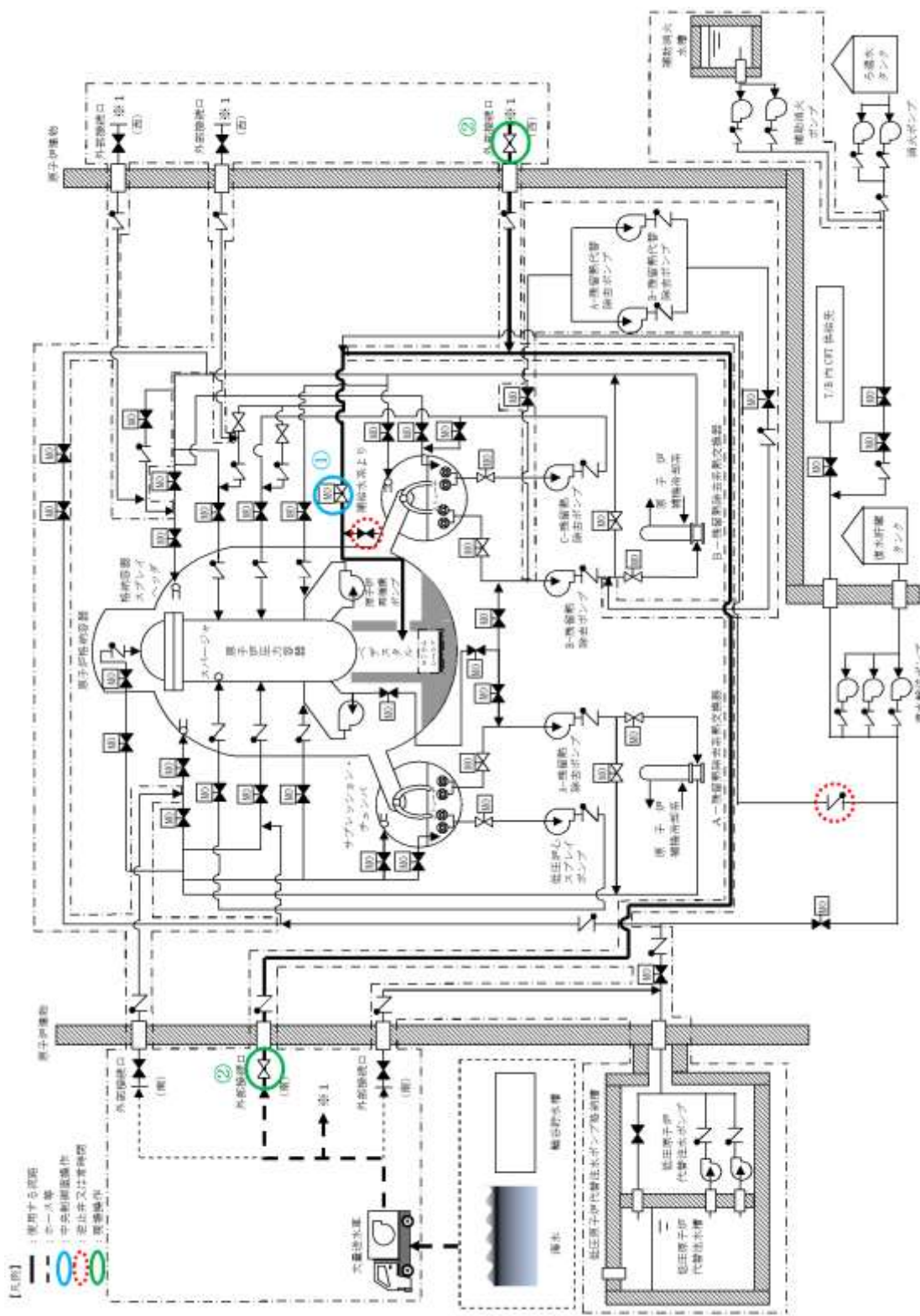
上述のとおり、ペDESTAL注水の確認は、ドライウェル水位計、ペDESTAL水位計及び代替注水流量（常設）、（可搬型）により行う。ドライウェル水位計及びペDESTAL水位計の設置場所は格納容器内であるが、事故時の格納容器内の環境条件を考慮した設計となっている。ドライウェル水位計、ペDESTAL水位計及び代替注水流量（常設）、（可搬型）は中央制御室で確認することができる。

ペDESTAL代替注水系によるペDESTAL注水時に確認するドライウェル水位及びペDESTAL水位の検出器配置図を第7図に、検出器の仕様を第2表、第3表に示す。

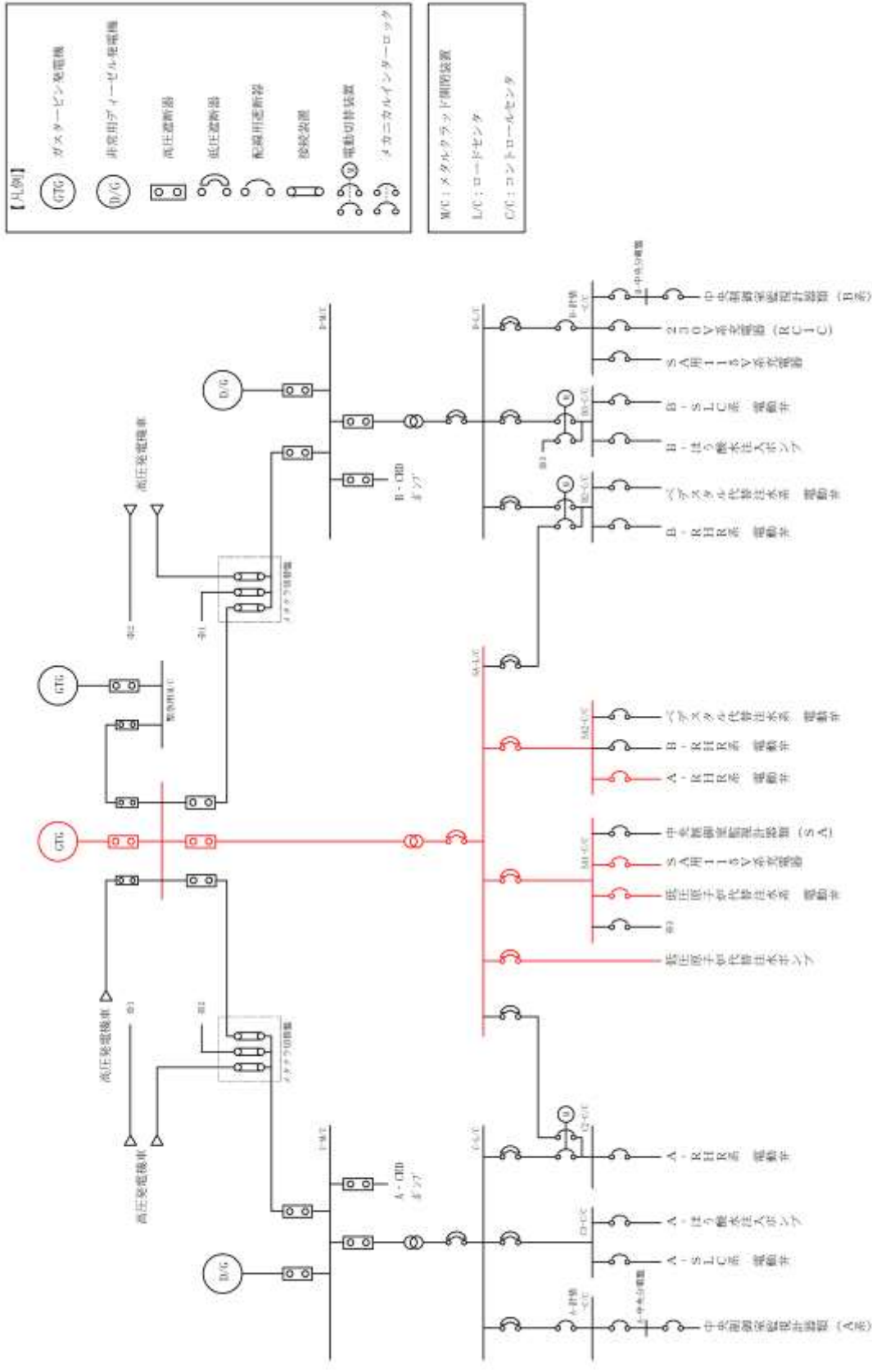
ペDESTAL代替注水系（常設）又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）にて、注水を実施する場合、格納容器スプレイラインを使用するため、ドライ

ウェル床面に水位が形成される。ドライウェル床面からサンプルピットにスプレイ水が流入することで、ドライウェル水位計にて、格納容器に注水されたことを確認する。その後、ドライウェル床面水位の上昇に伴い、ペDESTALへ流入を開始する。ペDESTALに流入したことをペDESTAL水位計にて確認が可能である。

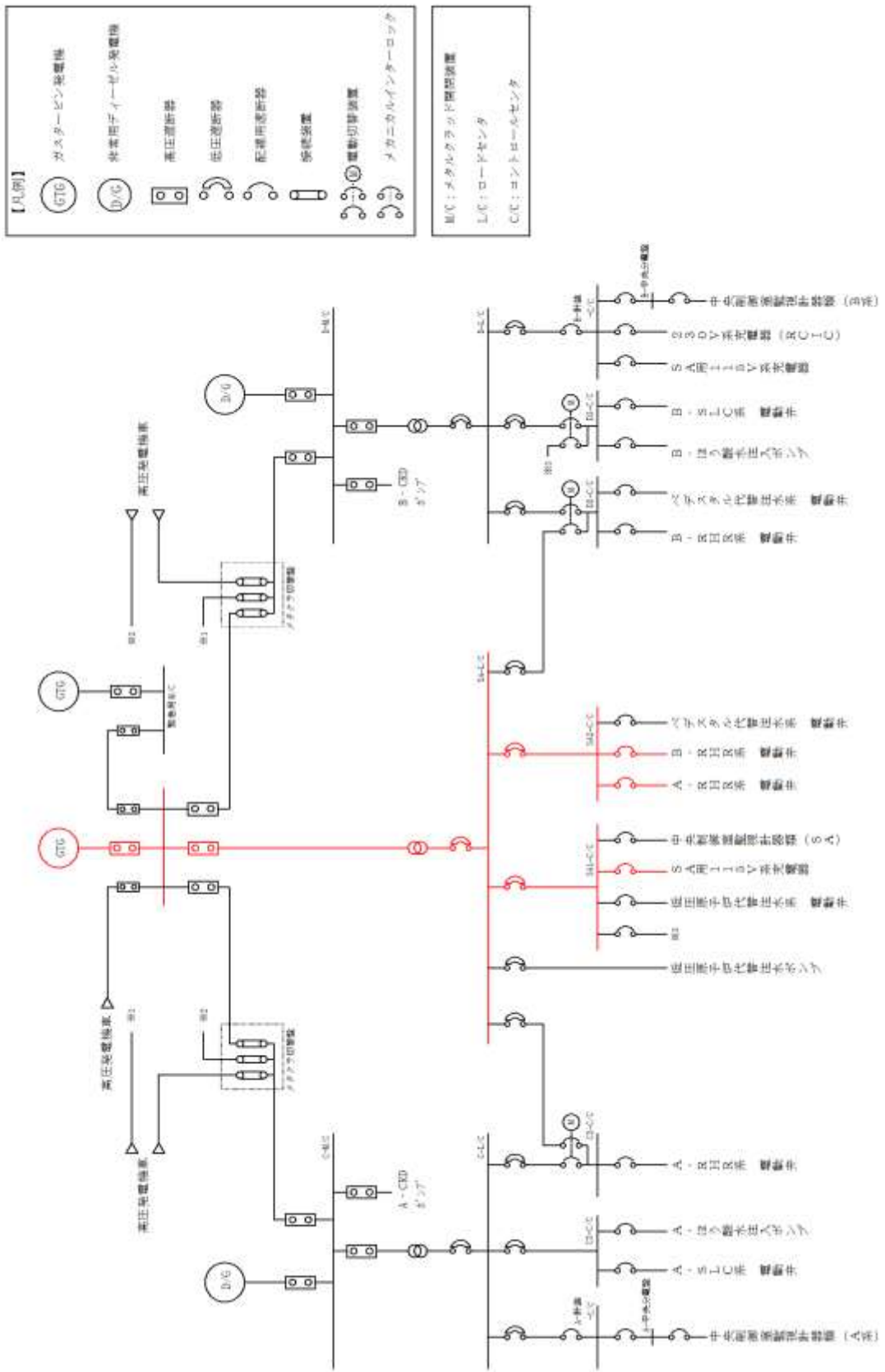
なお、原子炉圧力容器破損後の溶融炉心の冷却は、ペDESTAL水位計によらず、崩壊熱相当に余裕を見た注水量で注水する手順としている。



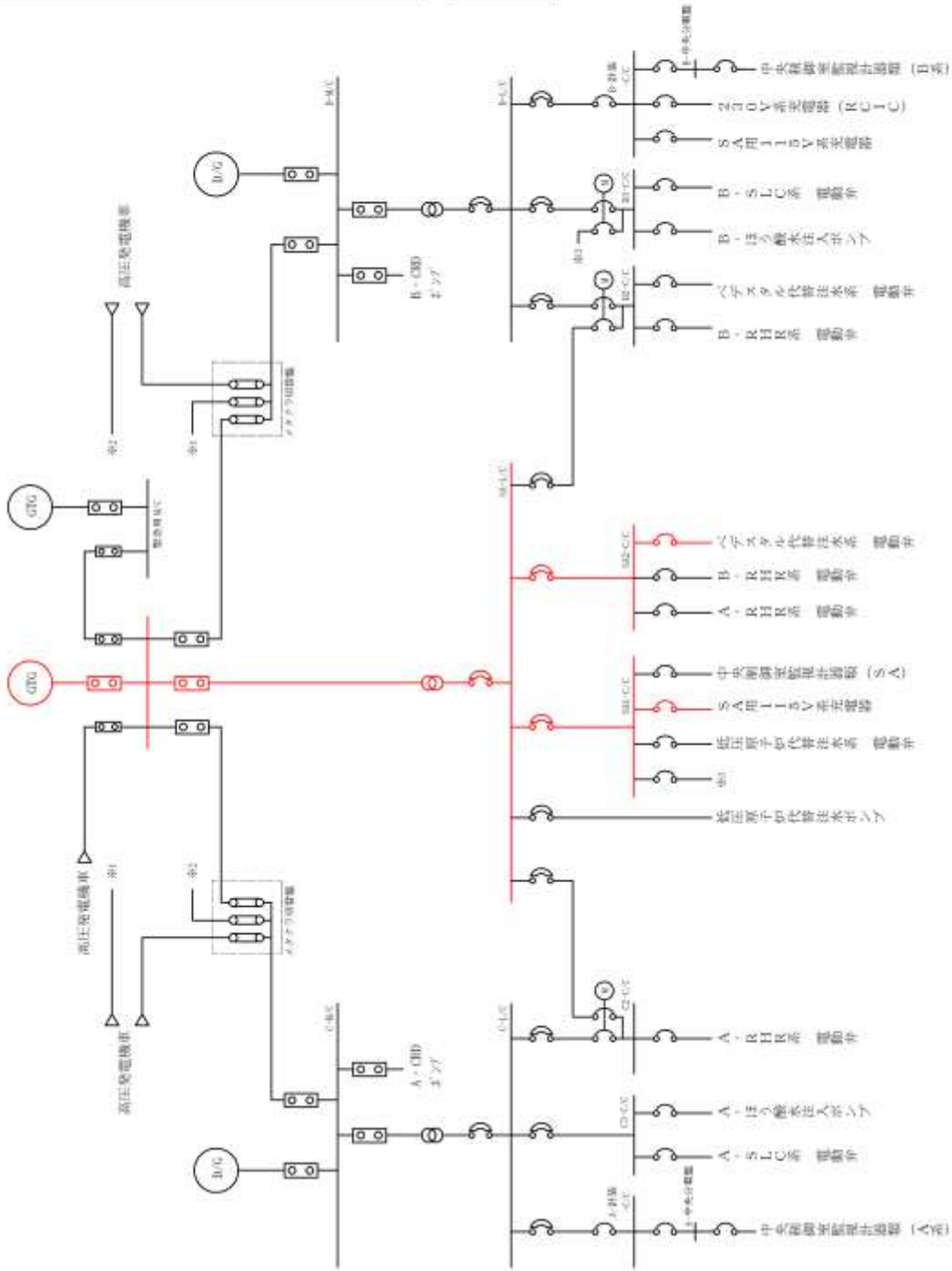
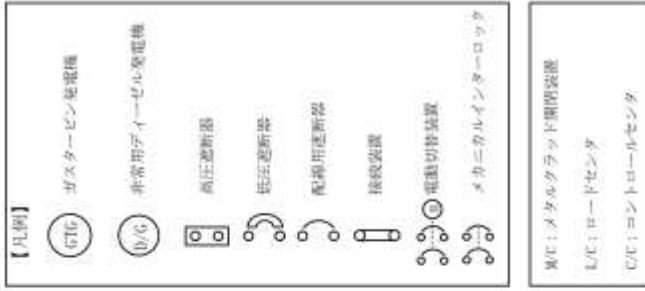
第3図 パデスタル代替注水系（可搬型） 系統概要図



第4図 ペデスタル代替注水系（常設）に係る単線結線図



第5図 格納容器代替スプレイ系（可搬型）に係る単線結線図



第6図 ペデスタル代替注水系（可搬型）に係る単線結線図

第2表 ドライウェル水位の主要仕様

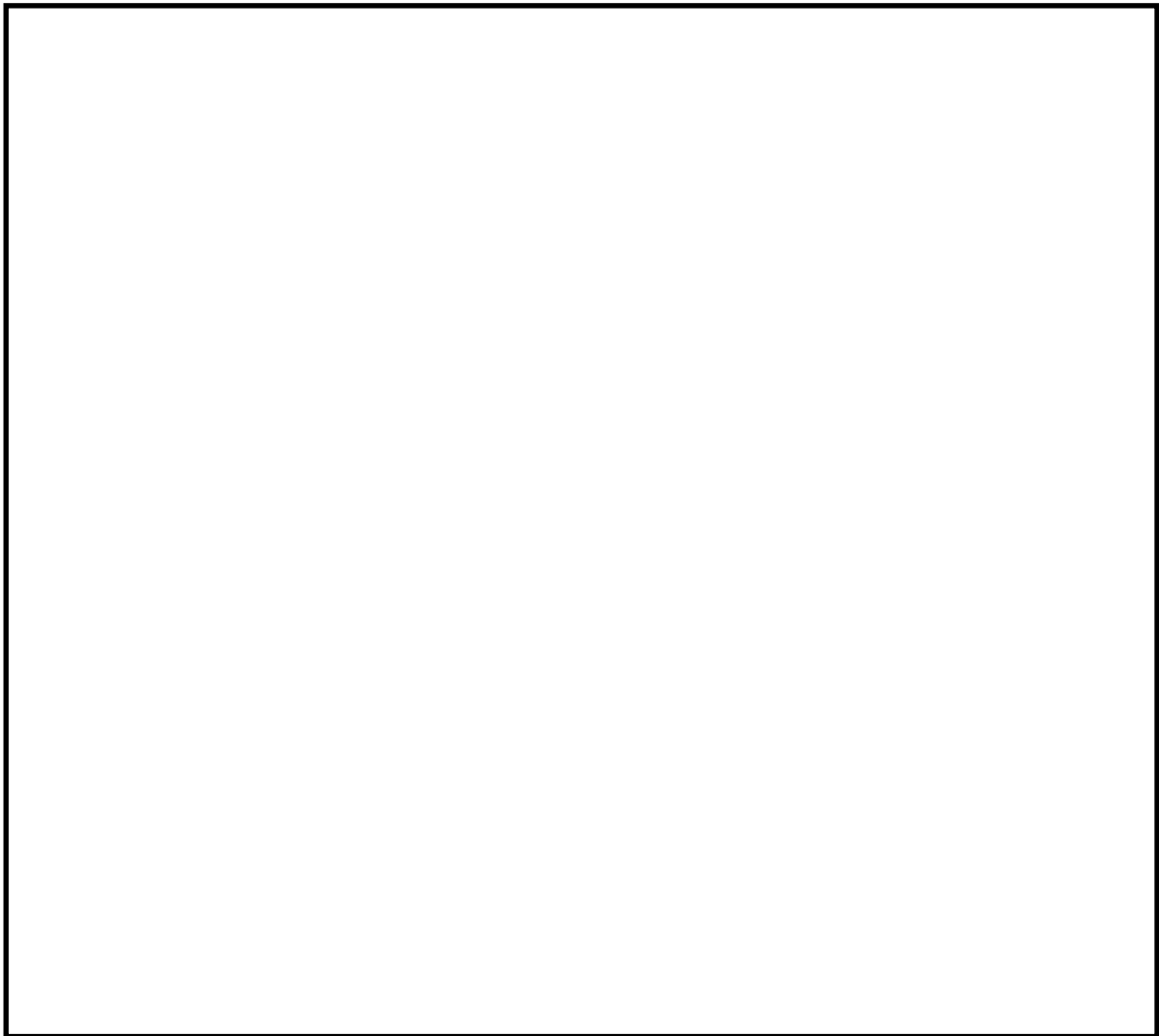
種類	計測範囲※1	個数	測定誤差	耐環境性
電極式 水位検出器	-3.0m, -1.0m, +1.0m	3	±10mm	

※1：基準点は格納容器底面（EL10100）。

第3表 ペデスタル水位の主要仕様

種類	測定レンジ※1	個数	測定誤差	耐環境性
電極式 水位検出器	+0.1m, +1.2m +2.4m, +2.4m	4	±10mm	

※1：基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。



第7図 ドライウェル水位及びペデスタル水位の検出器配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

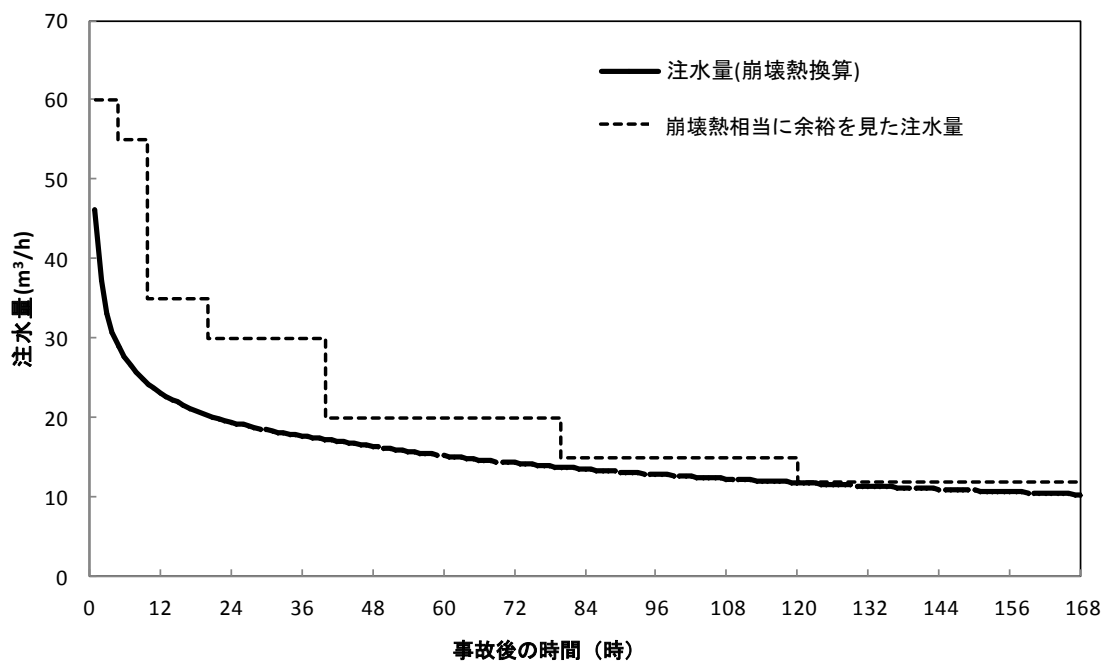
原子炉压力容器破損後のペDESTAL注水に必要な注水量について

原子炉压力容器破損後のペDESTAL注水に必要な注水量について、崩壊熱相当に余裕を見た注水量を注水することとしている。崩壊熱に相当する注水量と崩壊熱相当に余裕を見た注水量を別図1，別表1に示す。

なお、原子炉压力容器破損直後における溶融炉心は過熱度が高いため、ペDESTALに落下した溶融炉心の冠水状態を維持する観点から、崩壊熱に相当する注水量に対して余裕分を大きく設定している。

また、ペDESTALへの注水は、別表2に示す代替注水流量（常設）、代替注水流量（可搬型）にて監視しながら、崩壊熱相当に余裕を見た注水を行うこととしている。これらの監視パラメータの指示値はデジタル表示されるため、運転員は注水流量を数値^{*}で確認して、流量調整が可能である。

※小数点第一位まで表示



別図1 崩壊熱に相当する注水量と崩壊熱相当に余裕を見た注水量

別表1 ペDESTAL注水の必要注水量

事象発生からの経過時間[h]	注水流量 [m ³ /h]
1 ~ 5	60
5 ~ 10	55
10 ~ 20	35
20 ~ 40	30
40 ~ 80	20
80 ~ 120	15
120h 以降	12

別表2 代替注水流量計の主要仕様

監視パラメータ	種類	測定レンジ	個数	監視場所
代替注水流量 (常設)	超音波式 流量検出器	0~300m ³ /h [*]	1	中央制御室
代替注水流量 (可搬型)	超音波式 流量検出器	0~150m ³ /h [*]	4 (予備2)	中央制御室

88. 格納容器スプレイによるペDESTALへの流入経路について

1. スプレイ水の流入経路の概要

スプレイ水が原子炉格納容器内に注水されると、図1に示すとおり、スプレイ水は以下の経路によりペDESTALに流入する。図1に流入経路の概要を、図2にペDESTAL付近の断面図を示す。

- ① スプレイ水は各フロアの床の開口部（グレーチング）より原子炉格納容器最下階のドライウエル床に流下する。ドライウエル床に流下したスプレイ水は、ドライウエル床面を流れ、ドライウエルサンプピットに流れ込む。その後ドライウエルサンプピット水位が上昇し、満水になるとドライウエル床面に水が溜まる。
- ② ドライウエル床面に溜まった水の水位が上昇すると、図2に示すとおり、ベント管入口下端の高さより、ペDESTAL開口部である制御棒駆動機構搬出入口下端の高さの方が低いため、サブプレッション・チェンバ側に流出することはなく、制御棒駆動機構搬出入口よりペDESTALに流入する。

2. 制御棒駆動機構搬出入口の閉塞の可能性について

ペDESTALへの流路は、配管等ではなく比較的大きな開口部である。

制御棒駆動機構搬出入口にはCRD自動交換機レール及びレールサポートが設置されているが、鋼材を溶接した長尺の一体構造物であるため、その形状から、波及的影響により当該開口部を閉塞させる可能性はない。

また、原子炉格納容器内には、設計基準事故対処設備又は重大事故等対処設備の配管・弁等が多数存在しており、それらに対する波及的影響を考慮した設計としていること、及び制御棒駆動機構搬出入口付近の物品は全て溶接又はボルトにて固定されていることから、当該開口部を閉塞させる可能性のある異物は発生しないと考えられる。

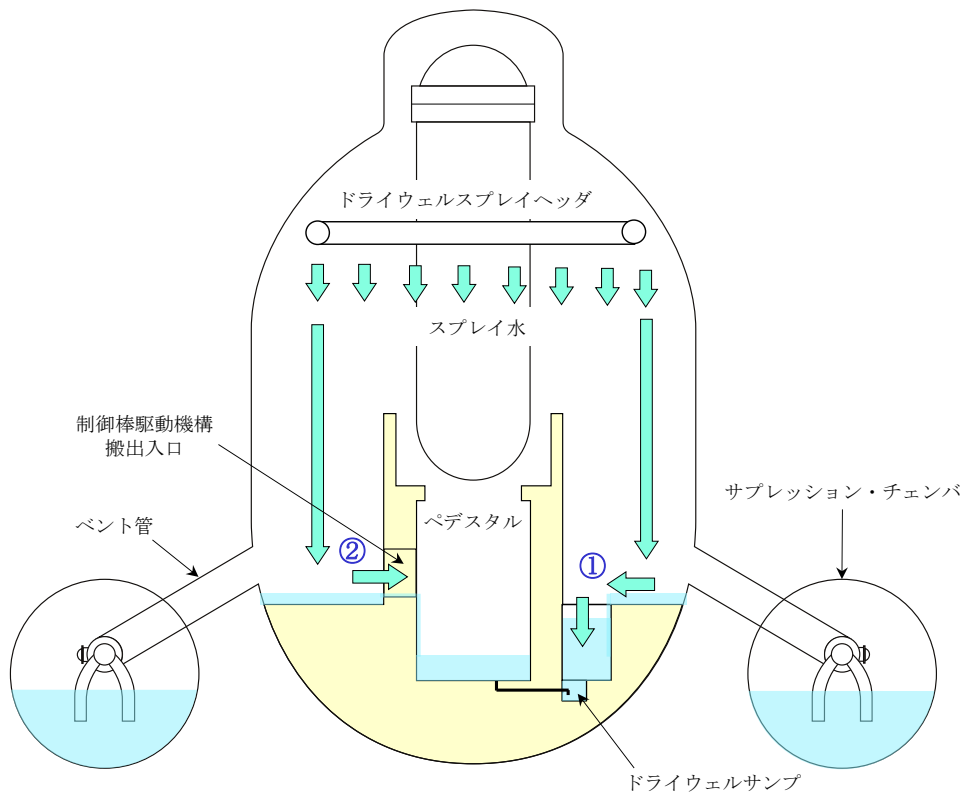


図1 スプレイ水のペDESTALへの流入経路

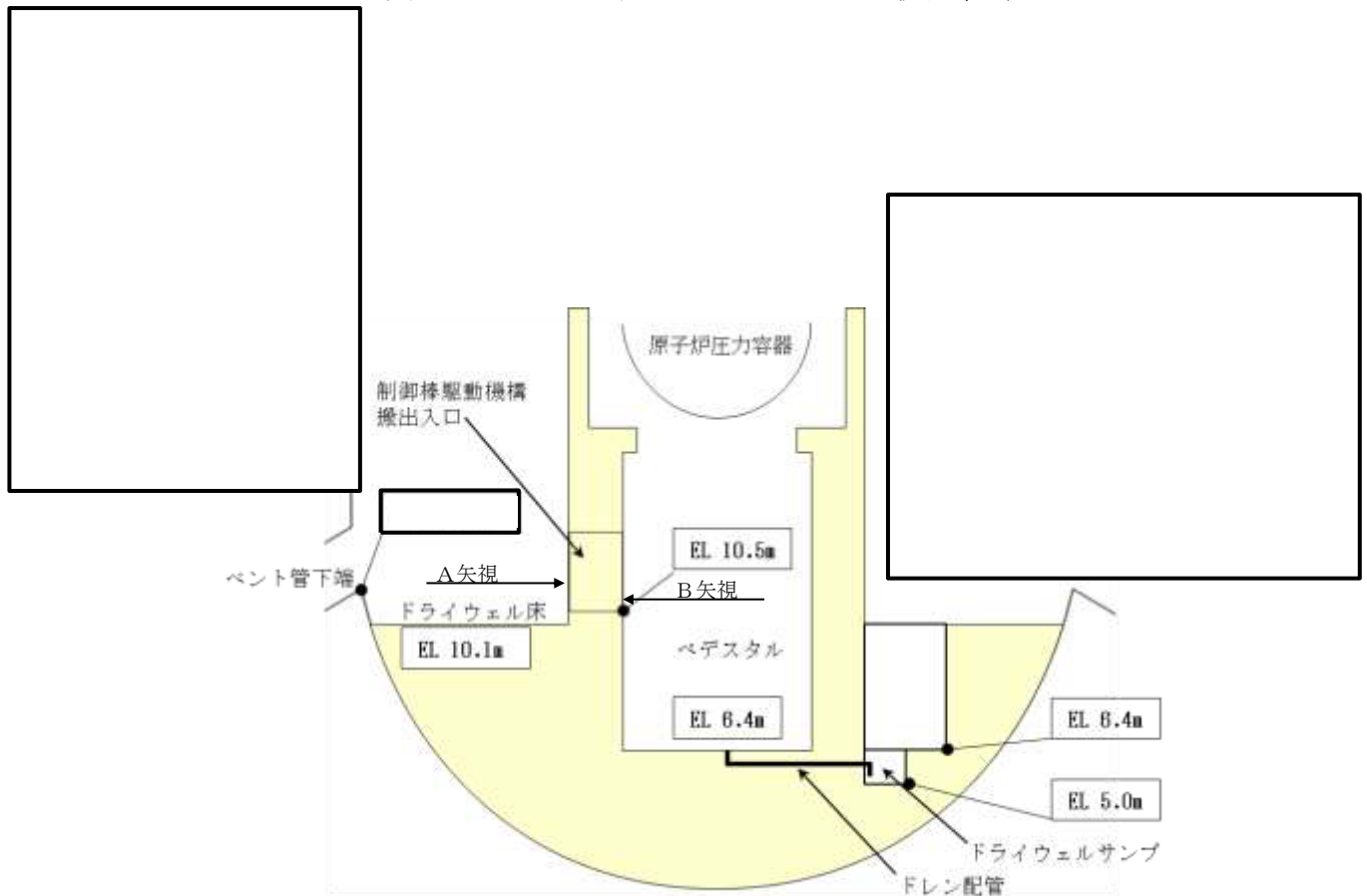


図2 原子炉格納容器 断面図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

89. 溶融炉心の堆積高さの評価に関する考え方について

溶融炉心の堆積高さの評価において、考慮した溶融物（コリウム）の考え方について以下に示す。

○原子炉内 約 t

原子炉内に存在するコリウムの総量については、MAAP 解析結果をベースにした上で、核計装管及び制御棒駆動機構（以下「CRD」という。）を考慮した（添付資料1 参照）。

- ・ 燃料集合体：560 体全て溶融すると想定
- ・ 制御棒：137 本全て溶融すると想定
- ・ 炉内構造物：炉心よりも下部に存在するものは全て溶融すると想定。CRD の炉内に存在する部分も全て溶融すると想定。
- ・ 炉内核計装管：全て溶融すると想定（約 t）

○原子炉外

原子炉外に存在する構造物（以下「炉外構造物」という。）として、原子炉の直下でコリウムの想定流出経路上に存在する、CRD、CRDハウジング、CRD交換装置等を考慮した。

- ・ CRD：5 個相当（約 t）
- ・ CRDハウジング：CRDハウジングが1本破損した場合、その破損口径の溶融による広がりを考慮し、隣接する4本のCRDハウジングを巻き込んだ、計5本の溶融を想定（支持金具、配管等含む）（約 t）（添付資料2 参照）。
- ・ CRD交換装置：全て溶融すると想定（プラットホーム、旋回レール、搬入ブリッジ等含む）（約 t）
- ・ 炉外核計装管：溶融する5個のCRDに隣接する2個のICMの溶融を想定（約 t）

上述の考え方にに基づき、溶融炉心の堆積高さを算出した。

以 上

CRD の溶融想定箇所について

溶融炉心の堆積高さを評価するにあたり，原子炉圧力容器から溶出したコリウムにより溶融されると推定される CRD の箇所について以下に示す（図 1）。

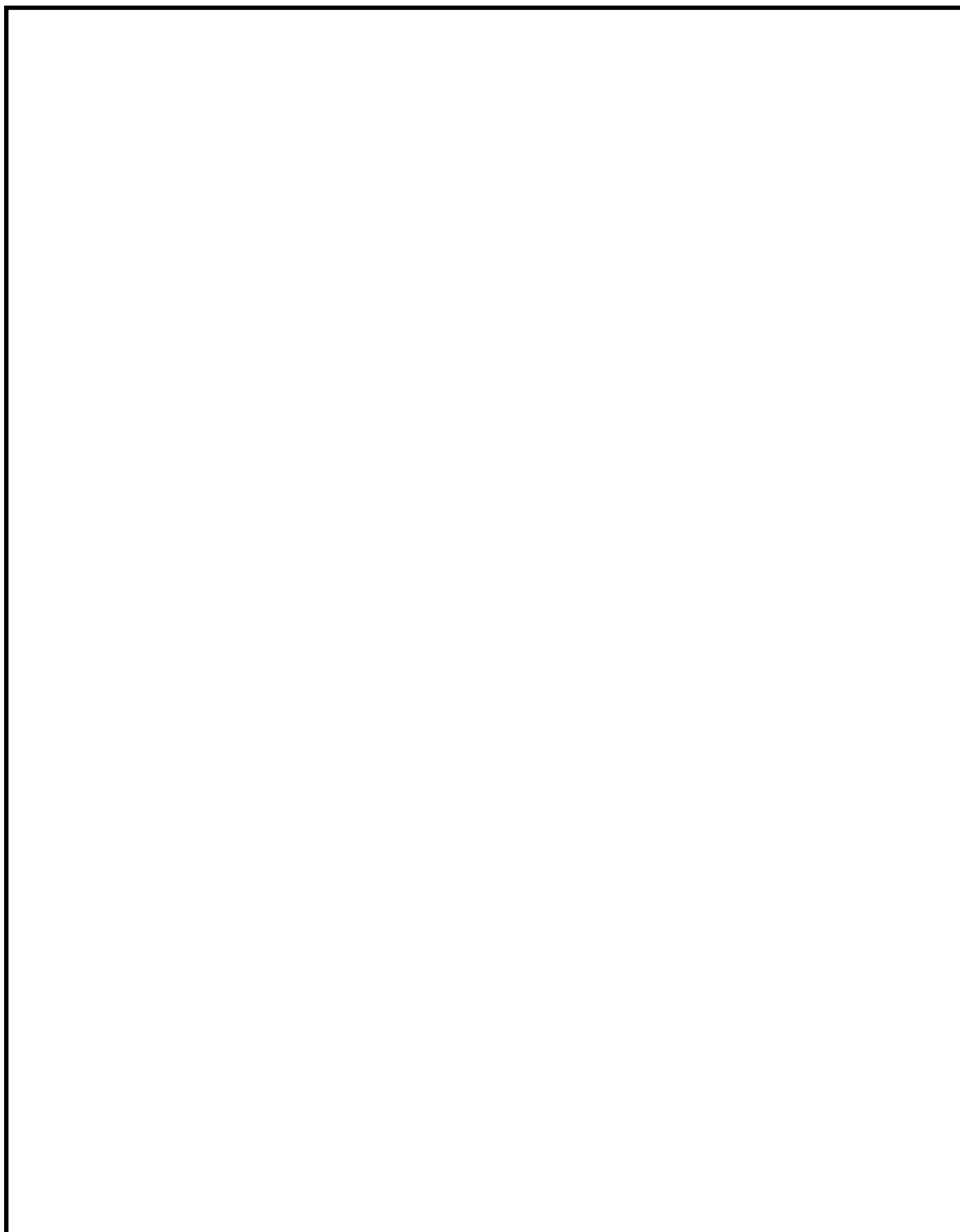


図 1 CRD 概要図

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

溶融物量として考慮する CRD の設定について

CRD および CRD ハウジングの破損本数としては、MAAP 解析において RPV 底部の破損口の溶融により広がる最大の破損口径：約 66cm に含まれる本数 5 本を考慮している（図 1）。

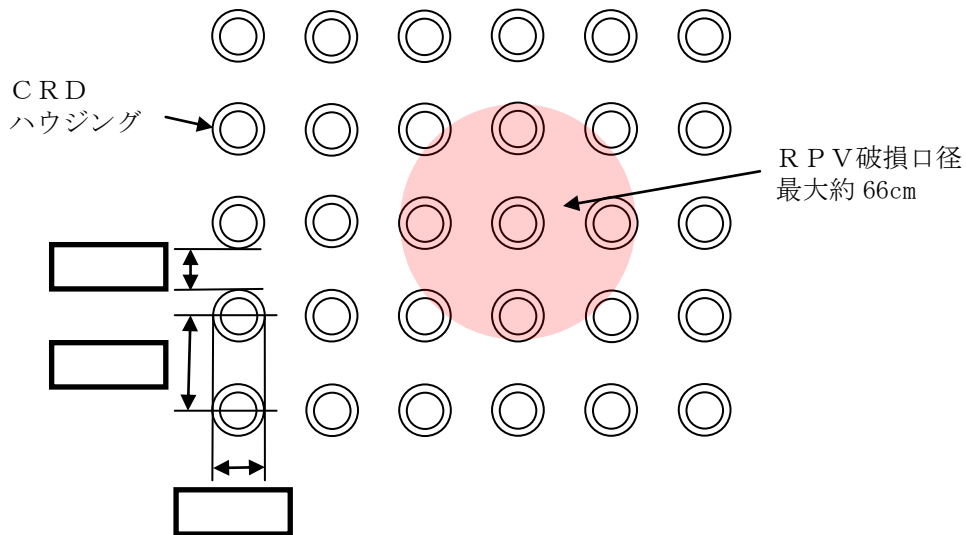


図 1 CRD 配置と RPV 破損口径の関係

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

90. 水蒸気爆発実験と実プラントの水蒸気爆発評価におけるエネルギー変換効率の比較について

1. はじめに

水蒸気爆発時の発生エネルギーを議論するうえで、デブリの持つ熱エネルギーが機械的エネルギーに変換されるエネルギー変換効率は重要なパラメータであり、各研究機関で実施された水蒸気爆発実験においても、実験時に確認されたパラメータに基づきエネルギー変換効率が評価されている。また、水蒸気爆発解析において、粗混合過程、爆発過程の解析モデルの妥当性を確認するためのベンチマークの一つとして、実験時に確認されているエネルギー変換効率との比較が実施されている。

本資料では、水蒸気爆発実験と実プラントの水蒸気爆発評価におけるエネルギー変換効率の比較結果をまとめる。

2. 水蒸気爆発実験でのエネルギー変換効率

(1) エネルギー変換効率について

一般的には以下の式①によりエネルギー変換効率は評価されている。

$$\textcircled{1} \quad \text{エネルギー変換効率 (\%)} = \text{機械的エネルギー} / \text{デブリの持つ熱エネルギー} \times 100$$

機械的エネルギー：試験容器内の温度、圧力挙動からの評価、構造材への荷重評価等より機械的エネルギーを評価

デブリの持つ熱エネルギー：落下させる全デブリ質量、温度、比熱からデブリの持つ保有エネルギーを評価

上式①に基づくエネルギー変換効率は、粗混合過程と爆発過程の二つのプロセスが影響するパラメータとして扱う必要がある。粗混合過程は、落下デブリ質量に対して、デブリ注入速度、プール水位等といった実験条件が、粗混合融体質量に大きく影響する。一方、爆発過程は、粗混合粒子の微細化から爆発的な伝熱挙動といった物理現象であるため、体系等の実験条件の影響は低いと考えられる。

したがって、以下の式②により定義されたエネルギー変換効率を用いることで、実験条件の影響を小さくできると考える。

$$\textcircled{2} \quad \text{エネルギー変換効率 (\%)} = \text{機械的エネルギー} / \text{粗混合融体の持つ熱エネルギー} \times 100$$

粗混合融体の持つ熱エネルギー：温度がデブリ融点以上かつボイド率 0.75% 以下の領域に存在する融体質量のエネルギー

(2) TROI 実験におけるエネルギー変換効率

UO₂ デブリを用いた水蒸気爆発実験において、比較的高いエネルギー変換効率が確認されている TROI 実験を対象に式②でエネルギー変換効率を評価した結果を表 1 に示す。

表1 TROI 実験におけるエネルギー変換効率

	TS1	TS2	TS3	TS4	TS6	備考
式①	0.12%	0.28%	0.22%	0.35%	0.66%	参考文献(1)より
式②	0.36%	0.81%	0.54%	1.25%	2.49%	参考文献(2)より

3. 実プラントの水蒸気爆発評価におけるエネルギー変換効率との比較

実プラントの水蒸気爆発評価結果に基づき式①と式②より算出したエネルギー変換効率を表2にまとめる。

ここで、TROI 実験並びに実プラントの条件におけるジェット分裂長を評価した結果、TROI 実験 (TS1~TS4, TS6) の実験条件におけるジェット分裂長は約1mであり、プール水位は1mであるため、TS1~TS4, TS6 はプール底部到達までにジェットがほぼ完全に分裂すると推測される。また、島根2号炉の水蒸気爆発評価におけるジェット分裂長は、約4~5mであり、ペDESTALに2.4mの水張りがされている場合、ジェット分裂長よりも浅く完全ジェット分裂(溶融ジェットの100%分裂する状態)には至らないと推測される。

したがって、ほぼ完全にジェット分裂となる TROI 実験との比較は参考の位置づけとなるが、実験条件の影響の小さい式②によるエネルギー変換効率で比較を行うと、TS1~TS4, TS6 にて確認されたエネルギー変換効率を島根2号炉の水蒸気爆発評価が上回る結果となることが確認できた。

上記より島根2号炉の水蒸気爆発評価においては、同等の条件の実験と比較するとエネルギー変換効率は保守的な結果を与えていることが確認できた。

表2 島根2号炉の水蒸気爆発評価におけるエネルギー変換効率

	水位 2.4m
式①	約0.5%
式②	約2.8%

4. 参考文献

- (1) NEA/CSNI/R(2014)15, OECD/SERENA Project Report Summary and Conclusions
- (2) 堀田, 森田, 梶本, 丸山, 「JASMINE Version 3による溶融燃料-冷却材相互作用 SERENA2 実験解析」, 日本原子力学会和文論文誌 (2017)

91. ペDESTAL水位の推移とペDESTAL底部の状態について
 「高圧溶解物放出／格納容器雰囲気直接加熱」におけるペDESTAL水位の状態図を示す。

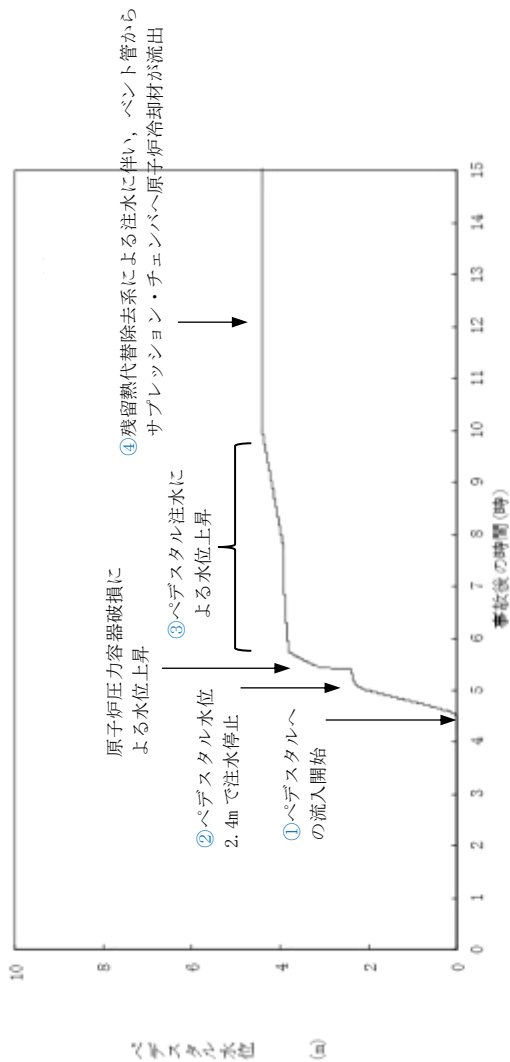


図1 ペDESTAL水位の推移

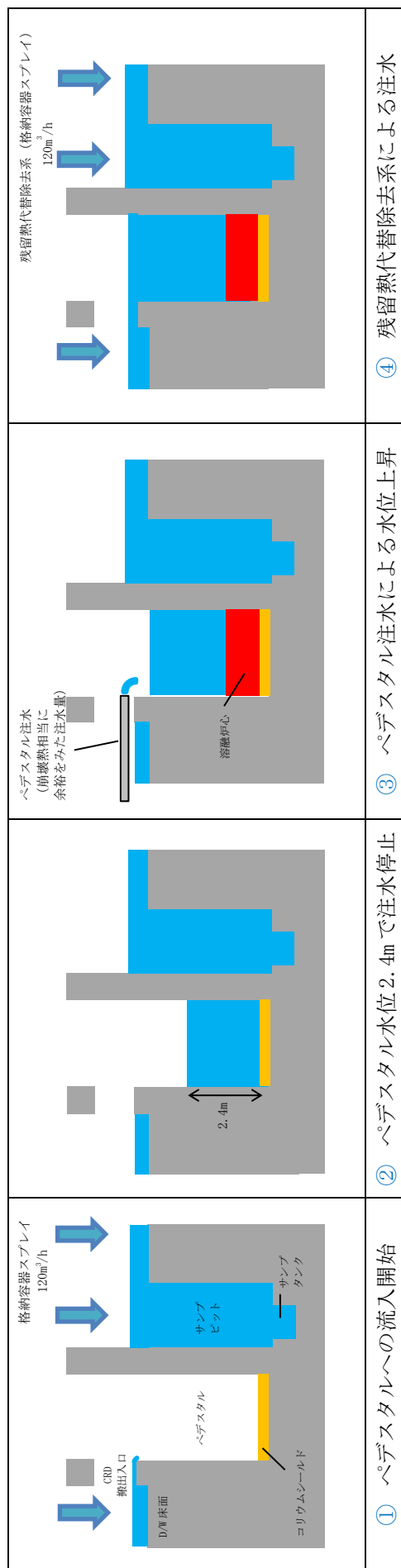


図2 ペDESTAL／ドライウエル底部の状態図

95. コリウムシールドスリット内に溶融デブリが流入した場合の熱伝導解析

1. 概要

コリウムシールドは、ペDESTAL床面全体をジルコニア耐熱材で覆う構造とし、コリウムシールド上面からドレンファンネルを結ぶ SUS 製の矩形流路（スリット）を設ける。スリットは、運転中の漏えい検知機能を維持すると共に、SA 時にスリット内に溶融デブリが流入した場合は、このスリット内でドレンファンネルに到達する前に凝固させることで、ペDESTAL外側のドライウェルサンプへの溶融デブリ流出を防止としている。

ここでは、SA 時にスリット内に溶融デブリが流入した場合の、コリウムシールド下面のコンクリート溶融の可能性について確認するため、MAAP コードによる解析結果に基づき、汎用有限解析コード ABAQUS を用いたペDESTAL熱伝導解析を実施した。

2. 評価条件

(1) 解析モデル

図 1 に解析モデルを示す。解析モデルは 2 次元の R-Z 体系とする。スリット内のデブリ温度は、2 次元体系有限要素法解析により評価する。本評価では、解析体系を縦横のメッシュで区切り、以下に示す 2 次元体系での非定常熱伝導の支配方程式に基づき、各部の温度変化を計算している。

$$\rho c \frac{\partial T}{\partial t} = \frac{\partial}{\partial x} \left(k_x \frac{\partial T}{\partial x} \right) + \frac{\partial}{\partial y} \left(k_y \frac{\partial T}{\partial y} \right) + Q$$

ここで、 T : 温度、 ρ : 密度、 c : 比熱、 k_x 、 k_y : x 方向及び y 方向の熱伝導率、 Q : 物体の内部発熱量である。

なお、ドレン蓋領域伝熱の内部蒸気について、以下を仮定する。

- 1) 静止状態（対流を無視）
- 2) 熱的に透明（内壁面間の伝熱を遮らない）

上記 1) の仮定より、他固体と同様の熱伝導として扱い、非定常熱伝導式における材料物性（熱伝導率、熱容量）を蒸気の値にて考慮する。また上記 2) の仮定より、内壁面間の蒸気を介さない直接的な熱交換としてふく射伝熱を考慮する。

(2) 解析条件

表 1 に ABAQUS コードによる熱伝導解析の解析条件を示す。また、表 2～4 に解析で使用する物性値を示す。

表1 ABAQUS コードによる熱伝導解析条件

項目	条件	備考
デブリ密度 (kg/m ³)		MAAP 計算結果(RPV 破損時の値)に基づき代表的な値を設定
デブリ熱伝導率 (W/mK)		
デブリ比熱 (J/kgK)		
デブリ溶融潜熱 (J/kg)		
デブリ内部発熱密度 (W/m ³)	(図 2)	スクラム後 3 時間からの崩壊熱を使用*1
ジルコニア耐火材密度 (kg/m ³)	(表 2)	試験結果*2 に基づき設定
ジルコニア耐火材熱伝導率 (W/mK)		
ジルコニア耐火材比熱 (J/kgK)		
SUS 密度 (kg/m ³)	(表 3)	伝熱工学資料改訂第 5 版より
SUS 熱伝導率 (W/mK)		
SUS 比熱 (J/kgK)		
コンクリート密度 (kg/m ³)	2, 345	鉄筋コンクリート構造計算規 準・同解説 (2010) より
コンクリート熱伝導率 (W/mK)	(表 4)	Eurocode より
コンクリート比熱 (J/kgK)		
スリット内デブリ初期温度 (°C)		MAAP 計算結果における RPV 破 損時のデブリ平均温度に対し、 保守的に液相線温度を設定
構造材初期温度	142	MAAP 計算結果 (RPV 破損直前の 値) に基づき保守的な値を設定
デブリ接触面温度	(図 3)	ガス温度については、事故後 168 時間以降一定とする。 解析条件は、RPV が破損しデブ リがペDESTAL へ落下する事 故シーケンスに対する MAAP コ ードの解析結果を参照*3 し、こ れらを包絡する条件を設定。
周辺雰囲気温度 (P/D, D/W, S/C)	(図 4, 図 5, 図 6)	
ドレン蓋領域 蒸気密度 (kg/m ³)	0. 597623	蒸気表：大気圧相当値を設定
ドレン蓋領域 蒸気比熱 (kJ/kg/K)	2. 077	
ドレン蓋領域 蒸気熱伝導率 (mW/m/K)	24. 79	

*1 希ガス、揮発性 FP の割合は MAAP の結果より 30%とした。

*2 本試験は、中部電力(株)、東北電力(株)、東京電力ホールディングス(株)、北陸電力(株)、中国電力(株)、日本原子力発電(株)、電源開発(株)、(一財)エネルギー総合工学研究所、(株)東芝、日立 GE ニュークリア・エナジー(株)が実施した共同研究の成果の一部である。

*3 参照する MAAP 解析結果は、有効性評価上のベースケースを含む以下を考慮

- ・ 起因事象：過渡事象、デブリから水プールへの限界熱流束：800kW/m² (圧力依存性あり)
(ベースケース)
- ・ 起因事象：過渡事象、デブリから水プールへの限界熱流束：800kW/m² (一定)
- ・ 起因事象：LOCA、デブリから水プールへの限界熱流束：800kW/m² (圧力依存性あり)
- ・ 起因事象：LOCA、デブリから水プールへの限界熱流束：800kW/m² (一定)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表2 ジルコニア耐火材の物性値

温度 (°C)	密度 (kg/m ³)	熱伝導率 (W/mK)	比熱 (J/kgK)

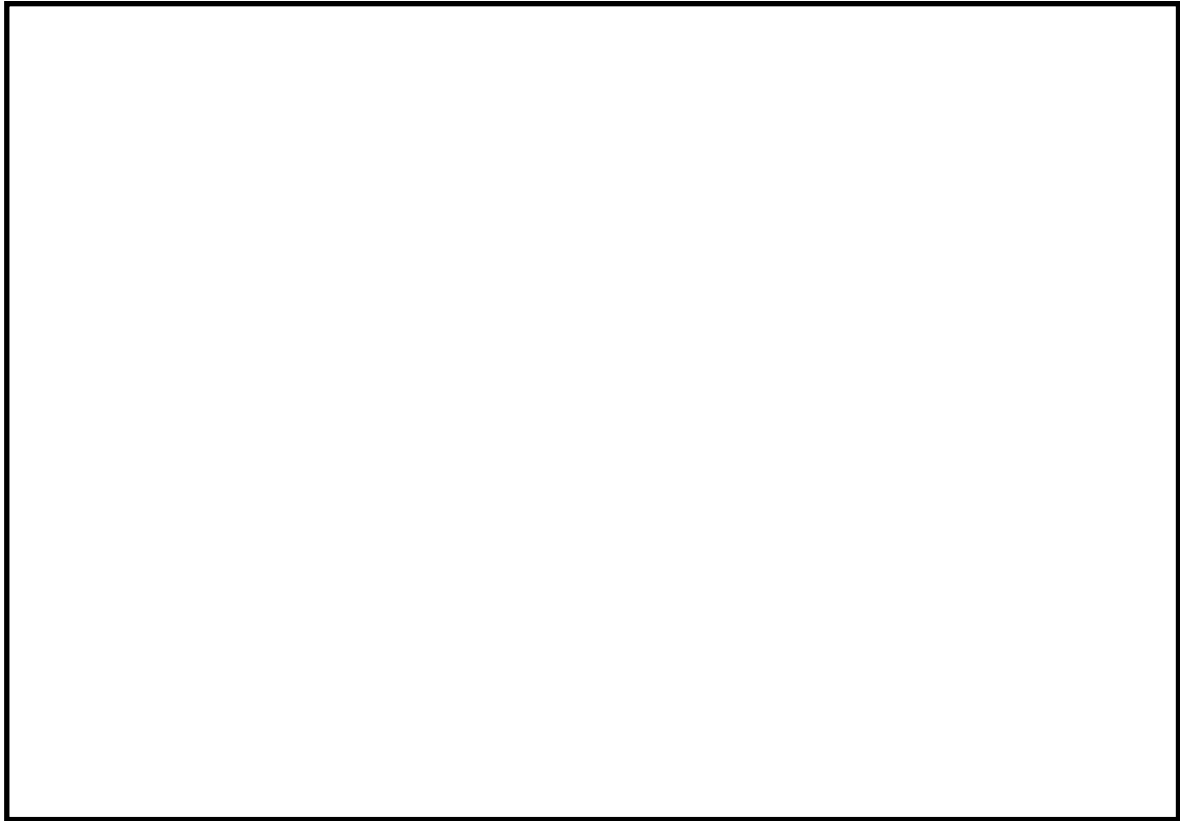
表3 SUS材物性値

温度 (K)	密度 (kg/m ³)	熱伝導率 (W/mK)	比熱 (J/kgK)
300	7,920	16.0	499
400	7,890	16.5	511
600	7,810	19.0	556
800	7,730	22.5	620
1,000	7,640	25.7	644

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表4 コンクリート物性値

温度 (°C)	熱伝導率 (W/mK)	比熱 (J/kgK)	温度 (°C)	熱伝導率 (W/mK)	比熱 (J/kgK)
20	1.951	901.1	650	0.859	1,111.7
50	1.880	917.3	675	0.833	1,114.4
75	1.822	930.2	700	0.809	1,116.8
100	1.766	942.8	725	0.785	1,118.7
125	1.710	954.9	750	0.764	1,120.3
150	1.656	966.7	775	0.743	1,121.3
175	1.604	977.9	800	0.724	1,122.0
200	1.553	988.8	825	0.706	1,122.2
225	1.503	999.2	850	0.690	1,122.1
250	1.454	1,009.3	875	0.675	1,121.4
275	1.407	1,018.8	900	0.661	1,120.4
300	1.361	1,028.0	925	0.648	1,118.9
325	1.316	1,036.7	950	0.637	1,117.1
350	1.273	1,045.1	975	0.627	1,114.7
375	1.231	1,052.9	1,000	0.619	1,112.0
400	1.191	1,060.4	1,025	0.612	1,108.8
425	1.152	1,067.4	1,050	0.606	1,105.3
450	1.114	1,074.1	1,075	0.602	1,101.2
475	1.077	1,080.2	1,100	0.599	1,096.8
500	1.042	1,086.0	1,125	0.597	1,091.9
525	1.008	1,091.3	1,150	0.596	1,086.7
550	0.976	1,096.3	1,175	0.597	1,080.9
575	0.944	1,100.7	1,200	0.600	1,074.8
600	0.915	1,104.8	1,225	0.600	1,068.2
625	0.886	1,108.4	1,250	0.600	1,061.3



- コリウムシールド表面とデブリ充填領域にデブリ温度を与える。
- スリット内（白抜き部分）にはデブリ（発熱源）が詰まっていると仮定。
- コンクリート、 ZrO_2 への伝熱を考慮し、コリウムシールド下面のコンクリート侵食が起こらない（スリット内デブリ温度がコンクリート融点である約 1500K（= 1226°C）を上回らない）ことを確認する。

図1 コリウムシールド内デブリ熱伝導解析モデル

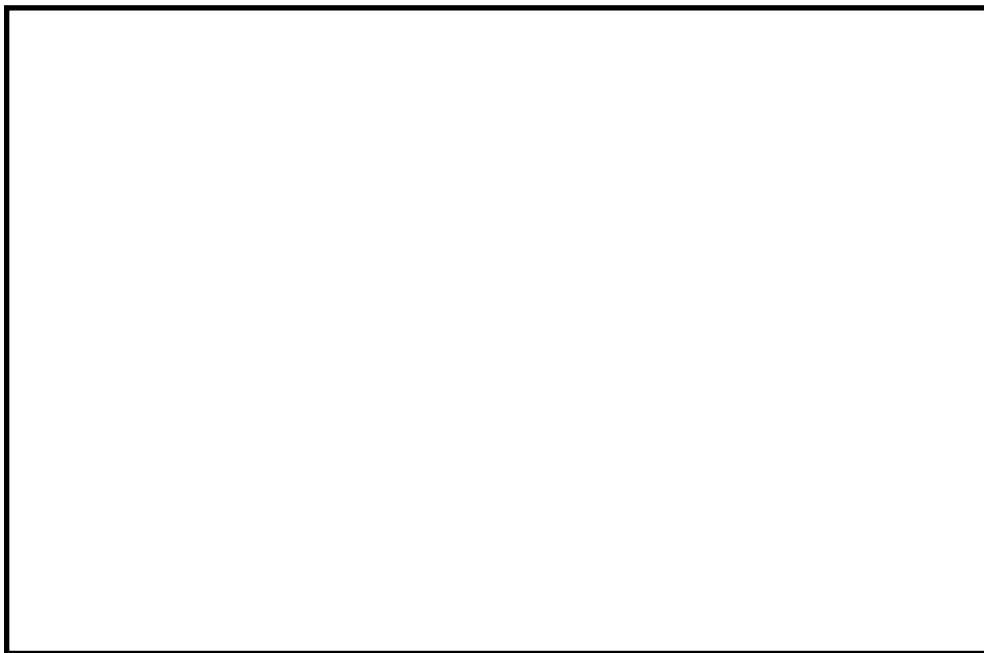


図2 デブリ内部発熱密度条件

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

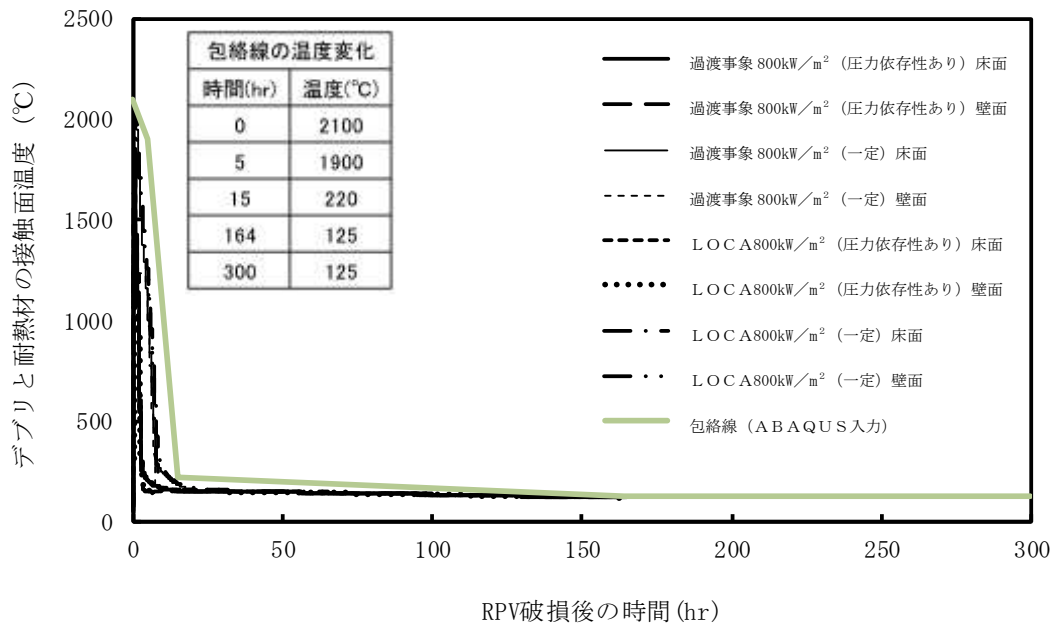


図3 デブリと耐熱材の接触面温度変化

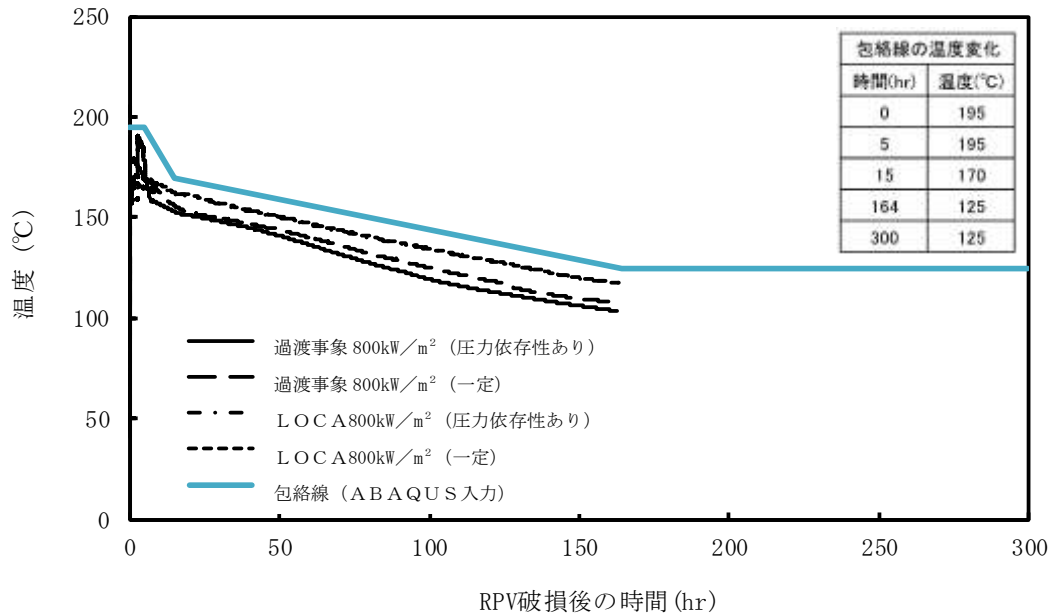


図4 ペDESTAL領域の雰囲気温度変化

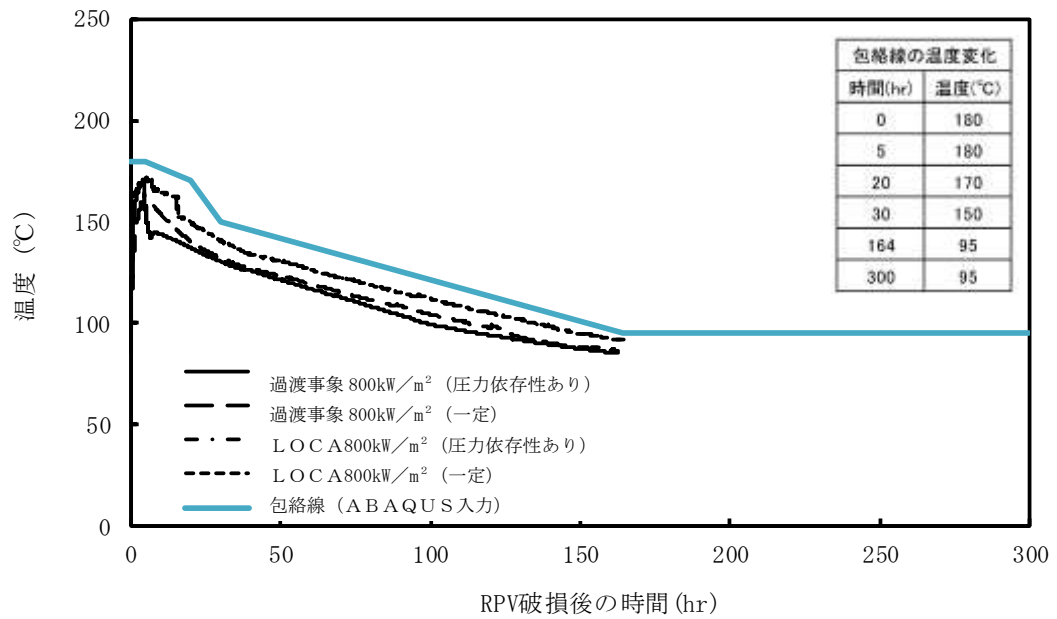


図5 ドライウェル領域の雰囲気温度変化

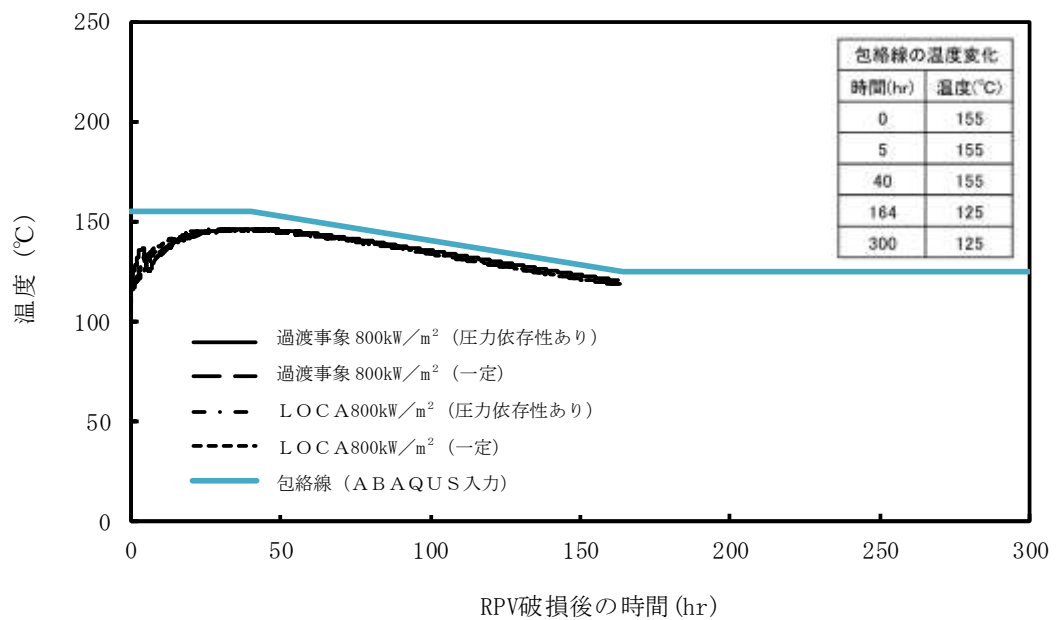


図6 サプレッション・チェンバ領域の雰囲気温度変化

3. 評価結果

図7にスリット内のデブリ温度の出力点を示す。P1はスリット内でのデブリが最高温度となる位置、P2は右側スリット下端位置、P3はスリット水平部の中間位置、P4はドレン蓋領域への流入位置である。P1からP4のデブリ温度の時間変化を図8に示す。P1位置では、RPV破損後約15時間で最高温度は699℃となっている。



図7 スリット内のデブリ温度の出力点

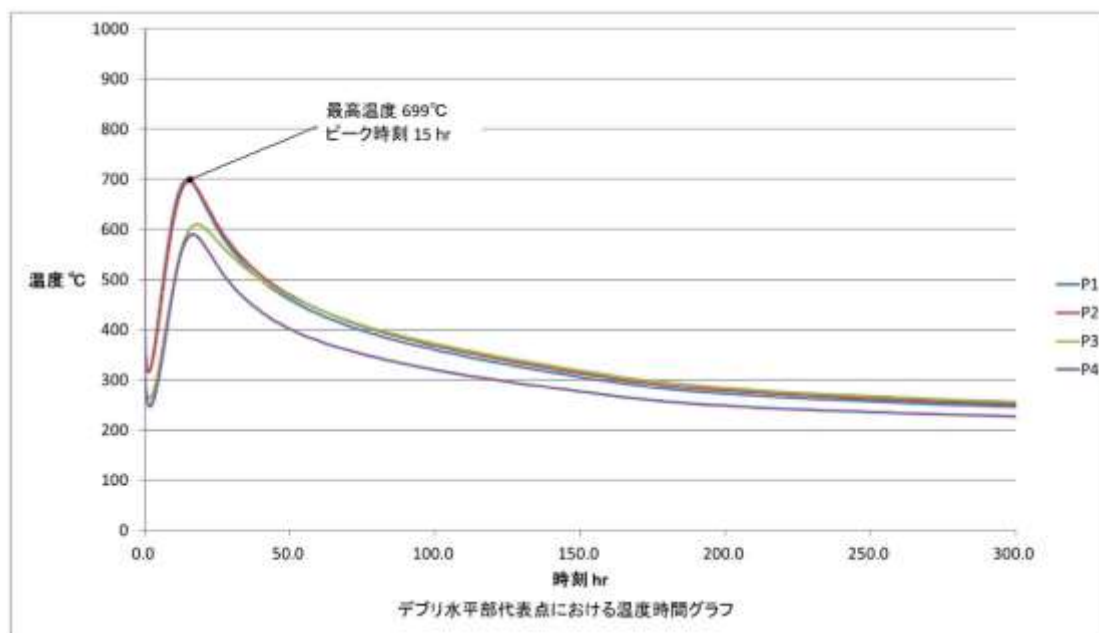


図8 スリット内デブリ温度変化

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

4. まとめ

ABAQUS によるコリウムシールドスリット内のデブリ熱伝導評価を実施した。スリット内のデブリ最高温度は約 699℃であり、スリット下面のコンクリート温度の融点である約 1500K (=1226℃) に比べて十分低くなることから、コンクリート侵食が起こらないことを確認した。