

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 2 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LOCAシナリオ想定と異なる事象について
28. ADS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(SRV)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(SRV)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(DF)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
96. 水の放射線分解における α 線の影響について
97. 格納容器除熱に関する基準の変更について
98. 燃料プール水位（S A）の常時監視について

下線は、今回の提出資料を示す。

97. 格納容器除熱に関する基準の変更について

(1) 格納容器除熱に関する基本的考え方

重大事故等の発生により、格納容器の圧力及び温度が上昇するような場合には、炉心損傷の有無に係わらず、格納容器ベントの実施は格納容器バウンダリの喪失となり、環境への放射性物質の放出につながることから、残留熱除去系や残留熱代替除去系（以下、「RHR等」という。）を用いて、最終ヒートシンク（海）へ熱を輸送することを第一の選択とする。

万一、RHR等が何らかの理由で機能喪失し、格納容器ベントの実施が避けられない場合においても、RHR等の復旧に注力し、可能な限り格納容器ベントを回避する。

また、格納容器ベントまでの時間をできるだけ延ばすという観点から格納容器代替スプレイ（外部水源）という手段は有効であり、特に炉心損傷後については、RHR等の復旧時間を確保するだけでなく、格納容器ベントを遅延できることから、防災上の観点からも有利である。ただし、格納容器の耐震性確保の観点から、格納容器代替スプレイは永続的に実施することはできない（S/P水位 通常水位+約 1.3m 到達で停止）。

図 1 に格納容器除熱に関する概略系統図を示す。

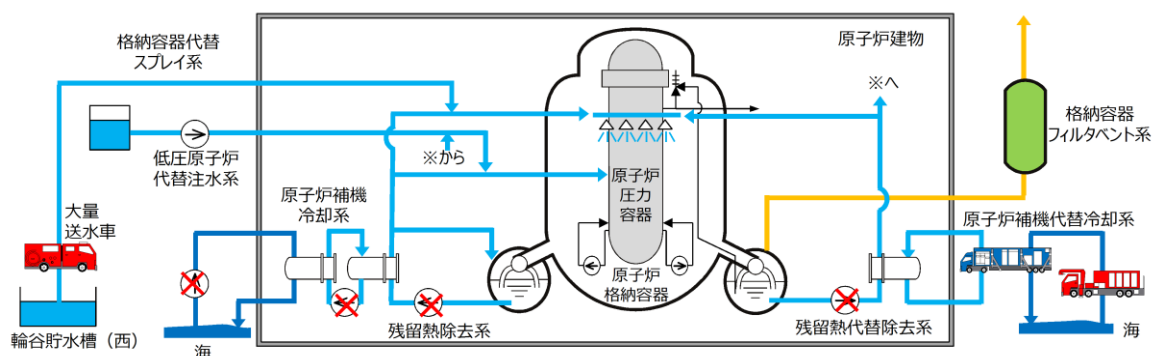


図 1 格納容器除熱に関する概略系統図

(2) 格納容器除熱に関する戦略の変更

環境中への放射性物質の放出による影響は、炉心損傷前よりも炉心損傷後に格納容器ベントを実施した場合の方が大きいことから、炉心損傷後の格納容器ベントを可能な限り遅延させることが重要であると、格納容器除熱に関する戦略を立てていた。このため、発生する可能性は極めて小さいシナリオではあるが、炉心損傷後の格納容器ベントを遅延できる可能性があることから、炉心損傷前に格納容器代替スプレイを極力控える（RHR等の早期復旧見込みがある場合に限り実施）こととしていた。

しかしながら、格納容器除熱については、残留熱除去系の代替設備として残留熱代替除去系を迫設し、格納容器ベントよりも優先して実施するとしたことから、格納容器ベントを実施する可能性は相対的に低下している状況となっている。

このように、格納容器除熱に関する信頼性が向上している状況を踏まえると、発生する可能性が小さいシナリオを考慮して手順を複雑化させるよりも、炉心損傷“前”、“後”に係わらず、各フェーズにおいて最も有効な戦略とすることが望ましい。万一、RHR等の機能が期待できない状況においては、炉心損傷“前”、“後”のいずれにおいても、まずは格納容器代替スプレイを実施することが、格納容器ベントを遅延させる観点から有効である。

以上を踏まえ、炉心損傷前においてRHR等の復旧見込み有無に係わらず、基準到達時（格納容器圧力 384kPa[gage]）に格納容器代替スプレイを実施することに変更する。

(3) 戦略変更後の格納容器代替スプレイ及び格納容器ベント実施基準

炉心損傷前の格納容器代替スプレイ及び格納容器ベントの変更前後の実施基準を表1に、概略フローを図2に示す。

格納容器代替スプレイの実施基準について、格納容器圧力が 384kPa[gage]に到達した時点で開始し、334kPa[gage]に低下した場合、又はサプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3mに到達時点で停止する基準に変更はないが、RHR等の復旧見込みがある場合に実施するとしていた基準は削除することとする。

また、炉心損傷前の格納容器ベント実施基準について、格納容器圧力が 427kPa[gage]に到達する場合としていたが、格納容器代替スプレイの停止基準であるサプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m到達以降、格納容器フィルタベント系以外に格納容器圧力・温度を制御する手段はなくなることから、この時点で格納容器ベントを実施する基準へ変更する。

これらの変更により、維持する格納容器圧力は異なるものの、炉心損傷前後における格納容器代替スプレイ及び格納容器ベント実施の考え方は同じとなる。

表1 炉心損傷前の格納容器代替スプレイ及び格納容器ベント実施基準
変更前後比較

	炉心損傷前		(参考) 炉心損傷後
	変更前	変更後	
格納容器代替スプレイ	格納容器圧力が 384kPa [gage] に到達した時点で開始し, 334kPa [gage] に低下した場合, 又はサブプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m に到達した時点で停止	同左 (変更なし)	格納容器圧力が 640kPa [gage] に到達した時点で開始し, 588kPa [gage] に低下した場合, 又はサブプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m に到達した時点で停止
	RHR 等の復旧見込みがある場合に実施	(削除)	—
格納容器ベント	格納容器圧力が 427kPa [gage] に到達する場合に開始	サブプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m に到達する場合に開始	同左
		格納容器圧力が 384kPa [gage] 以下に維持できない場合*に開始	格納容器圧力が 640kPa [gage] 以下に維持できない場合*に開始

※ 重大事故等対処設備の機能喪失を仮定した場合

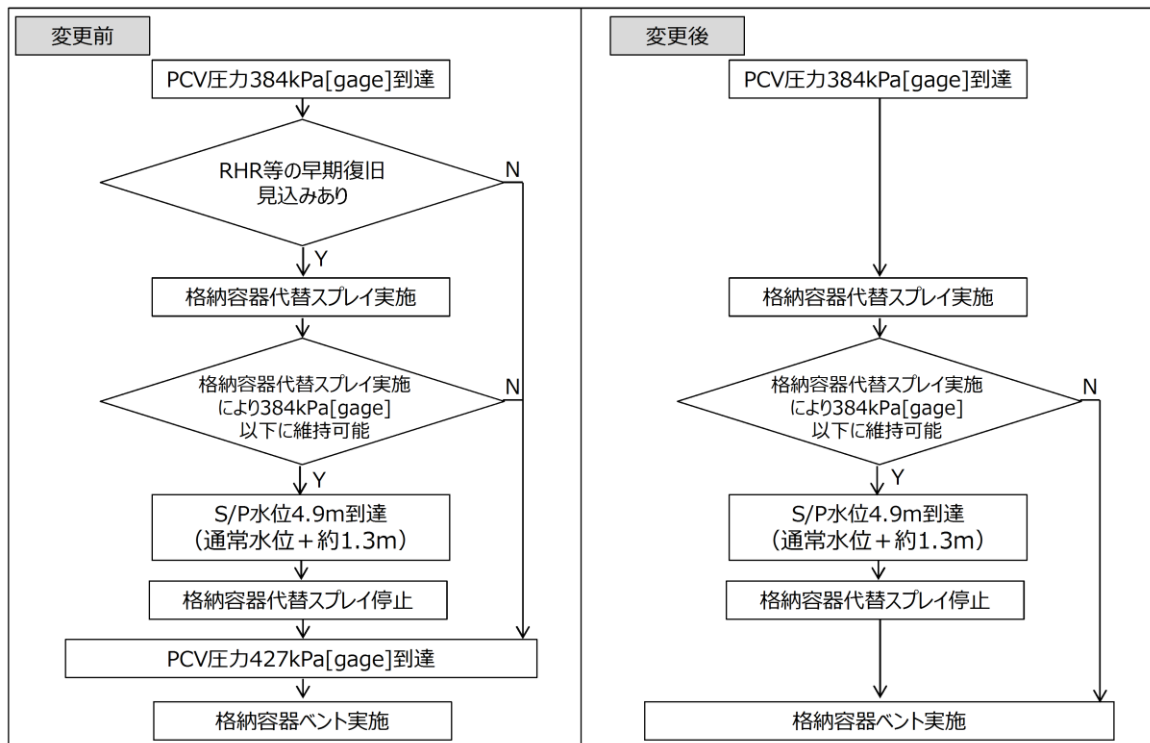


図2 炉心損傷前の格納容器代替スプレイ及び格納容器ベント実施時の概略フロー 変更前後比較

(4) 格納容器代替スプレイ及び格納容器ベント実施基準変更による有効性評価への影響

a. 変更を有する事故シーケンスグループについて

表2に、基準変更による炉心損傷防止対策の有効性評価の変更有無を示す。

表2のとおり、TQUV、TW（RHR故障）及びLOCAについては、格納容器代替スプレイ実施後に格納容器ベントを実施する評価に変更する。一方で、TQUX、TW（取水機能喪失）、TC及びISLOCAについては、格納容器代替スプレイ実施基準（格納容器圧力 384kPa[gage]到達）に至らないことから、変更はない。

なお、長期TB、TBU/TBD及びTBPについては、格納容器代替スプレイの実施により、格納容器ベント実施基準到達（サプレッション・プール水位 通常水位+約 1.3m到達）が事象発生 24 時間後以降となることから、24 時間後以降は交流電源を復旧して格納容器除熱を残留熱除去系により実施し、格納容器ベントは実施しない評価へ変更する。

表2 炉心損傷防止対策の有効性評価における変更有無

事故シーケンスグループ	変更有無
TQUV	変更あり（格納容器代替スプレイ実施後に格納容器ベントを実施）
TQUX	変更なし
長期TB	変更あり（格納容器代替スプレイ実施後、事象発生 24 時間後に交流電源を復旧し残留熱除去系により格納容器を除熱）
TBU/TBD	
TBP	
TW（取水機能喪失）	変更なし
TW（RHR故障）	変更あり（格納容器代替スプレイ実施後に格納容器ベントを実施）
TC	変更なし
LOCA	変更あり（格納容器代替スプレイ実施後に格納容器ベントを実施）
ISLOCA	変更なし

b. 有効性評価結果への影響

変更前後の主要な解析結果について、TQUVを一例として表3に示す。また、変更前後のTQUVの格納容器圧力の推移を図3に、格納容器温度の推移を図4に、サプレッション・プール水温度の推移を図5に、サプレッション・プール水位の推移を図6に示す。

表3に示すとおり、変更後においても解析結果が判断基準を満足することを確認した。なお、表3はTQUVの変更前後を示しているが、その他の事故シーケンスグループにおいても変更後の結果は同様の傾向であり、判断基準を満足することを確認している。

また、図3に示すとおり、変更後については、事象発生から約 22 時間後に格納容器圧力が 384kPa[gage]に到達することから、この時点から格納容器代

替スプレイを間欠にて実施する。その後、図6に示すとおり、事象発生から約30時間後にサプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達することから、格納容器代替スプレイを停止し、格納容器ベントを実施する。

表3 解析結果変更前後 (TQUV)

評価項目	解析結果		判断基準
	変更前	変更後	
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値	約 427kPa [gage]	約 384kPa [gage]	853kPa [gage] (格納容器限界圧力) 未満
原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値	約 154℃	約 153℃	200℃ (格納容器限界温度) 未満

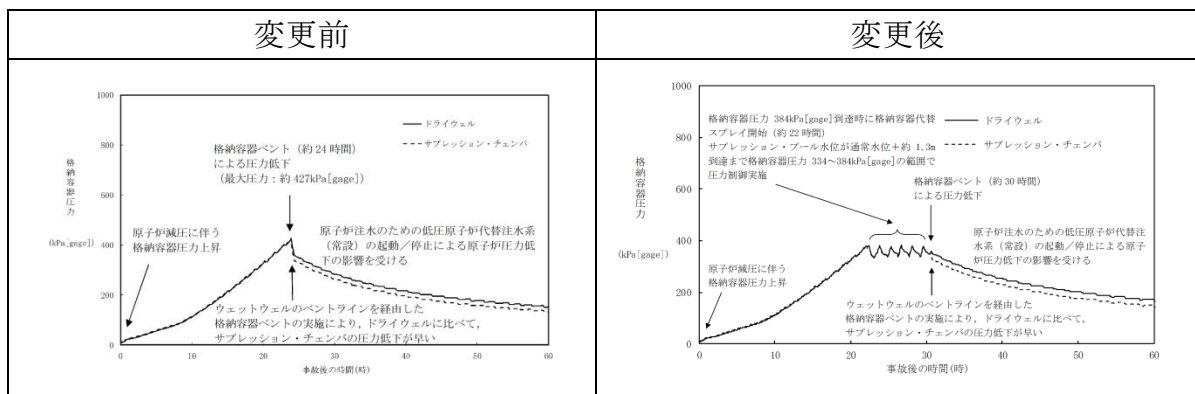


図3 格納容器圧力の推移 (TQUV)

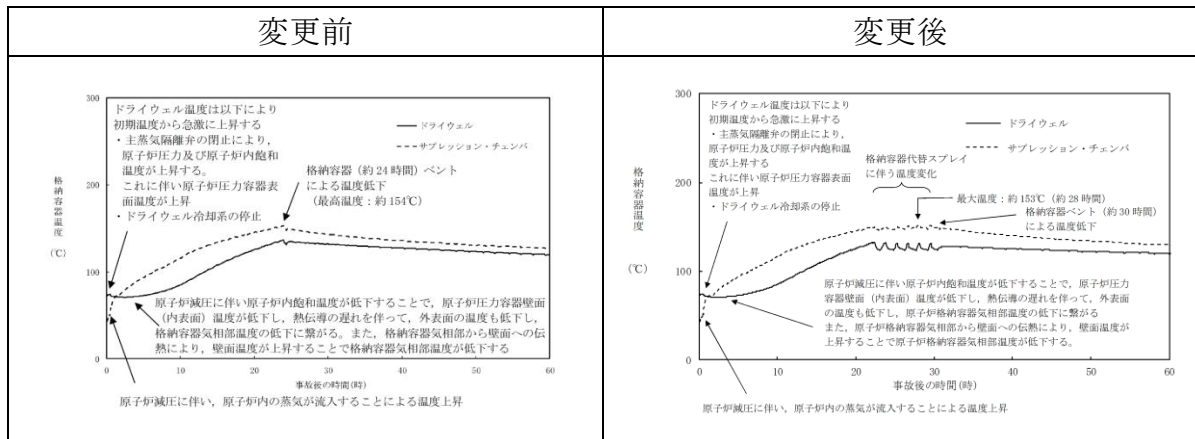


図4 格納容器温度の推移 (TQUV)

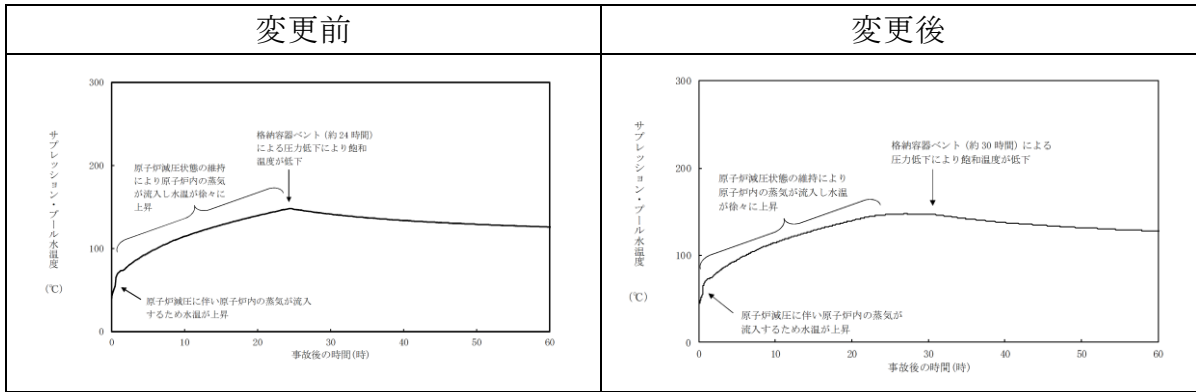


図5 サプレッション・プール水温度の推移 (TQUV)

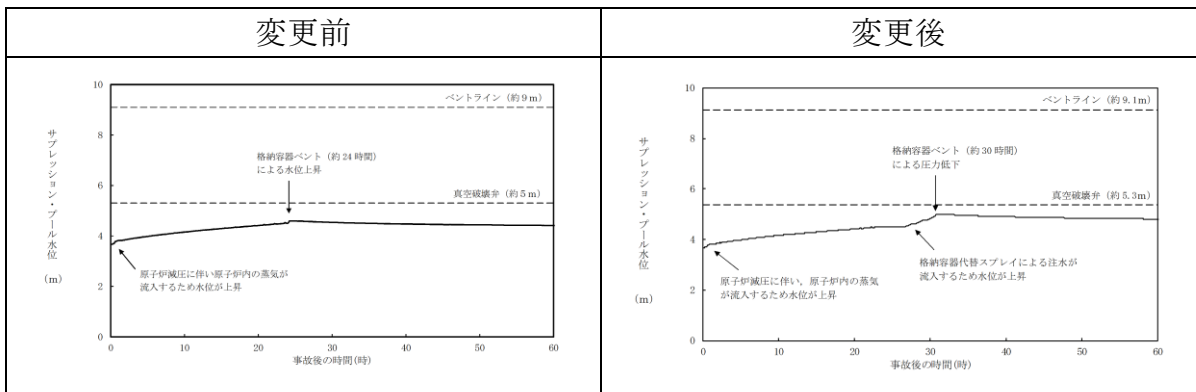


図6 サプレッション・プール水位の推移 (TQUV)

c. 敷地境界での実効線量評価結果への影響

長期TB等において格納容器ベントを実施しない結果に変更となったことから、敷地境界での実効線量を評価する事故シーケンスグループは、変更後において格納容器ベントが最も早期となるLOCAとなる。

変更後においても、表4に示すとおり解析結果が判断基準を満足することを確認した。

表4 敷地境界での実効線量結果 変更前後

項目	解析結果		判断基準
	変更前	変更後	
事故シーケンスグループ	長期TB	LOCA	—
格納容器ベント時間	約20時間	約27時間	—
実効線量結果	約 2.2×10^{-2} mSv	約 1.7×10^{-2} mSv	5 mSv 以下

(5) 炉心損傷前後における格納容器除熱に関する戦略

炉心損傷後における格納容器代替スプレイ及び格納容器ベントの概略フローを図7に示す。

維持する格納容器圧力は異なるものの、炉心損傷前後における格納容器代替スプレイ及び格納容器ベント実施の考え方は同じである。

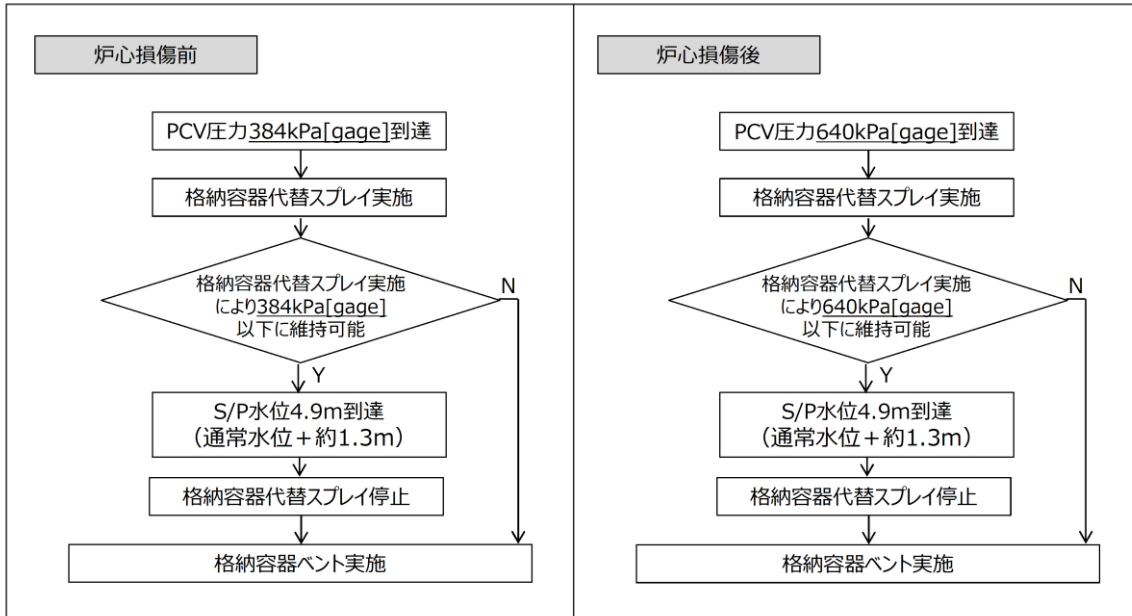


図7 格納容器代替スプレイ及び格納容器ベント実施時の概略フロー
炉心損傷前後比較

(6) 格納容器ベント停止の考え方について

表5に格納容器ベント停止のために必要な機能及び設備を示す。表5に示す機能が全て使用可能となり、格納容器圧力が427kPa[gage]（1Pd）未満、格納容器温度が171℃未満並びに格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃限界未満であることを確認した場合に格納容器ベントを停止可能であると判断する。

なお、炉心損傷前の格納容器ベント実施中に炉心損傷を判断した場合は、格納容器ベントを継続する運用とする。これは、格納容器ベント実施までには格納容器代替スプレイにより外部注水制限に到達していることが想定され、格納容器の過圧を抑制する手段が格納容器ベントのみであるためである。

格納容器ベントを継続した場合でも、一時的にベントを停止する場合と比較し、以下のとおり被ばくの観点で大きな差異はないと考えられる。

- ・格納容器ベントを停止しても格納容器圧力の上昇により再度ベントすることとなり、希ガス保持時間を大きく確保することはできないこと
- ・このような事態では、原子炉スクラムしてからある程度の時間が経過していることから、希ガスの減衰時間は十分に確保されており、ベントを停止しない場合でも大きな放出量にならないと考えられること

表5 格納容器ベント停止のために必要な機能及び設備

必要な機能	設備	設備概要
格納容器除熱	残留熱除去系又は残留熱代替除去系	格納容器内に残存する核分裂生成物から発生する崩壊熱を除去し、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する
	原子炉補機代替冷却系	
窒素供給機能	可搬式窒素供給装置	<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器内が負圧になることを防止する ・系統内のパージを実施する
格納容器内水素・酸素濃度制御機能	可燃性ガス濃度制御系	水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の濃度が可燃限界濃度に到達することを防止する
	格納容器水素・酸素濃度	格納容器内の水素・酸素濃度を監視する