

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	PS-C-2 改2
提出年月日	平成29年4月7日

東海第二発電所

重大事故等対策の有効性評価

補足説明資料

平成29年4月

日本原子力発電株式会社

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

目 次

1. 設備概要
 - 1.1 代替制御棒挿入機能
 - 1.2 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能
 - 1.3 過渡時自動減圧機能
 - 1.4 低圧代替注水系（常設，可搬型）
 - 1.5 緊急用海水系
 - 1.6 耐圧強化ベント系
 - 1.7 格納容器圧力逃がし装置
 - 1.8 代替循環冷却系
 - 1.9 常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備
 - 1.10 常設代替直流電源設備，可搬型代替直流電源設備
2. 可搬型設備保管場所及びアクセスルートについて
3. 現場操作機器配置図（建屋内）
4. 重大事故等対策の有効性評価における作業毎の成立性確認について
5. 重要事故シーケンス等の選定
6. 判断に用いるグラフ
7. 原子炉水位及びインターロックの概要
8. 炉心損傷前の原子炉の減圧操作について
9. 運転操作手順書における重大事故等への対応について
10. 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
11. 原子炉停止機能喪失時の運転点について
12. 原子炉停止機能喪失時の運転員の事故対応について

13. 内部事象 P R A における主要なカットセットと F V 重要度に照らした重大事故等防止対策の有効性について
14. 地震 P R A 及び津波 P R A から抽出される事故シーケンスと対策の有効性について
15. 事象発生時の状況判断について
16. 安定状態の考え方について
17. サプレッション・プール等水位上昇時の計装設備への影響について
18. 原子炉隔離時冷却系の運転継続及び原子炉減圧の判断について
19. 原子炉冷却材再循環ポンプからのリークについて
20. 非常用ガス処理系による系外放出を考慮した被ばく評価について
21. 有効性評価における解析条件の変更等について
22. 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
23. サプレッション・プールの水位上昇に係る構造的な耐性について
24. 非常用ディーゼル発電機が起動した場合の影響について（崩壊熱除去能喪失（取水機能が喪失した場合））
25. 原子炉満水操作の概要について
26. 外部水源温度の条件設定の根拠について
27. 格納容器ベント操作について
28. ほう酸水注入系のほう酸濃度，貯蔵量， ^{10}B の比率等の初期条件
29. ほう酸水注入系起動後の炉心状態（冷却材保有量等）について
30. 中性子束振動の判断について
31. 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
32. 原子炉停止機能喪失時の原子炉低温低圧状態まで導く手順概要について

33. 全制御棒挿入失敗の想定が部分制御棒挿入失敗により出力に偏りが生じた場合を包含しているかについて
34. A D S 自動起動阻止操作失敗による評価結果への影響
35. 給水流量をランアウト流量（68％）で評価することの妥当性
36. 評価におけるブローアウトパネルの位置付けについて
37. インターフェイスシステム L O C A 発生時の低圧配管破断検知について
38. 非常用炉心冷却系等における系統圧力上昇時の対応操作について
39. 不確かさの影響評価の考え方について
40. 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
41. 逃がし安全弁出口温度による炉心損傷の検知性について
42. 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
43. 重大事故等対策における深層防護の考え方について
44. 逃がし安全弁の耐環境性能の確認実績について
45. 米国等の知見に照らした原子炉停止機能喪失事象の解析条件の妥当性
46. 原子炉停止機能喪失時における給水流量低下操作の考え方と給水ランバックの自動化を今後の課題とする理由
47. 同時被災時における必要な要員及び資源について
48. T B P 及び T B U の対応手順について
49. 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）における取水機能喪失の想定内容について
50. G 値について
51. 格納容器内における気体のミキシングについて
52. 水素の燃焼条件について
53. 原子炉圧力容器高圧破損防止のための原子炉手動減圧について
54. ペデスタル（ドライウェル部）注水手順及び注水確認手段について

55. 格納容器頂部注水について
56. 放射線防護具類着用の判断について
57. 放射線環境下における作業の成立性
58. ペDESTAL（ドライウェル部）に落下する熔融デブリ評価条件と落下後の蓄積に関する考慮
59. 「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（DCH）」、「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用（FCI）」、「熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）」と「高圧・低圧注水機能喪失（TQUV）」との対応及び要員数の比較
60. 炉心損傷後及び原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方
61. 希ガス保持による減衰効果について
62. エントレインメントの影響について
63. 常設低圧代替注水系ポンプの機能確保の妥当性について
64. デブリが炉外へ放出される場合と炉内に留まる場合の格納容器内の気体組成と水素燃焼リスクへの影響について
65. 原子炉水位不明時の対応について
66. 有効性評価「水素燃焼」における、ドライウェル及びサブプレッション・チェンバの気体組成の推移について
67. 事故後長期にわたる格納容器の健全性について
68. 原子炉冷却材バウンダリを減圧するための代替設備
69. 格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視設備について
70. 格納容器 pH調整の効果について
71. 原子炉停止機能喪失の300秒以降の燃料被覆管温度挙動について
72. 燃料被覆管の破裂により格納容器雰囲気放射線モニタ線量率にて炉心損傷と判断する場合の被ばく評価について

73. 使用済燃料プール監視設備の仕様等について
74. 使用済燃料プールの監視について
75. 使用済燃料プール（S F P）ゲートについて
76. 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
77. 反応度誤投入における炉心状態の不確かさの感度解析について
78. 重大事故等発生時における使用済燃料乾式貯蔵設備の影響について
79. 敷地境界外での実効線量評価に対する指針との対比について
80. サプレッション・プール初期水位について
81. 燃料被覆管の酸化量の評価について

21. 有効性評価における解析条件の変更等について（抜粋）

2. 有効性評価における柏崎刈羽6，7号炉との主要な相違点について

2.1 炉心損傷防止の有効性評価における柏崎刈羽6，7号炉との主要な相違点について

(1) 高圧・低圧注水機能喪失

項目		東海第二	柏崎刈羽6，7号炉	理由
解析コード		SAFER/MAAP	SAFER・CHASTE/MAAP	燃料被覆管温度の評価項目に対する余裕を考慮し，SAFERコードによる保守的な評価結果を提示
事故条件	外部電源	外部電源あり ただし，運転員等操作の観点では，低圧代替注水系（常設）の起動前に常設代替高圧電源装置の起動操作が必要となる外部電源なしを想定	外部電源あり	低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（逃がし安全弁による原子炉減圧）操作が遅くなる保守的な条件として，運転員等操作の観点では外部電源なしを想定
機器条件	逃がし安全弁（原子炉圧力制御時）	安全弁機能	逃がし弁機能	逃がし弁機能の駆動用窒素を供給する不活性ガス系は重大事故等対処設備には位置づけないため，東海第二においては，原子炉圧力制御時は駆動に窒素を必要としない安全弁機能に期待している。
	格納容器圧力逃がし装置	格納容器隔離二次隔離弁全開	格納容器二次隔離弁70%開度	格納容器ベント実施時は，二次隔離弁を全開とする運用としている。
操作条件	低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作（逃がし安全弁による原子炉減圧操作）	事象発生から25分後	事象発生から14分後	東海第二においては，運転手順に基づき，原子炉減圧操作までに実施する操作・確認事項（状況判断，高圧代替注水系の操作失敗等）の積み上げ時間を設定している。

(6) 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）

項 目		東海第二	柏崎刈羽 6, 7号炉	理 由
事故条件	外部電源	外部電源あり ただし、運転員等操作の観点では、低圧代替注水系（常設）の起動前に常設代替高圧電源装置の起動操作が必要となる外部電源なしを想定	外部電源あり	低圧代替注水系（常設）による原子炉注水（逃がし安全弁による原子炉減圧）操作が遅くなる保守的な条件として、運転員等操作の観点では外部電源なしを想定
機器条件	逃がし安全弁（原子炉圧力制御時）	安全弁機能	逃がし弁機能	逃がし弁機能の駆動用窒素を供給する不活性ガス系は重大事故等対処設備には位置づけがないため、東海第二においては、原子炉圧力制御時は駆動に窒素を必要としない安全弁機能に期待している。
	格納容器圧力逃がし装置	格納容器隔離二次隔離弁全開	格納容器二次隔離弁 70%開度	格納容器ベント実施時は、二次隔離弁を全開とする運用としている。
原子炉減圧後の原子炉注水手段		低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	高圧炉心注水系による原子炉注水	東海第二においては、原子炉減圧時の水位回復性能を確認する観点で、評価上は注水流量が小さい低圧代替注水系（常設）に期待した評価としている。

(8) L O C A時注水機能喪失

項目		東海第二	柏崎刈羽 6, 7号炉	理由
解析コード		SAFER/MAAP	SAFER・CHASTE/MAAP	燃料被覆管温度の評価項目に対する余裕を考慮し、SAFER コードによる保守的な評価結果を提示
事故条件	起因事象	再循環配管の破断 破断面積は 3.7cm ²	原子炉压力容器下部のドレン配管の破断 破断面積は 1cm ²	破断箇所は、液相部配管を選定しており、実態として相違点はない。破断面積は、絶対値の違いはあるが、燃料被覆管の破裂防止が可能な最大面積を感度解析により確認し、感度解析ケースの事象進展がベースケースと有意な差が無いことを確認した上で、本事故シーケンスの特徴を代表できる条件を設定しているという点で、実態として相違点はない。
	外部電源	外部電源あり ただし、運転員等操作の観点では、低圧代替注水系（常設）の起動前に常設代替高圧電源装置の起動操作が必要となる外部電源なしを想定 保守的に外部電源喪失による給水流量の全喪失を想定	外部電源なし	保守的に外部電源喪失による給水流量の全喪失を想定していることから、実態として相違点はない。
機器条件	逃がし安全弁（原子炉圧力制御時）	安全弁機能	逃がし弁機能	逃がし弁機能の駆動用窒素を供給する不活性ガス系は重大事故等対処設備には位置づけがないため、東海第二においては、原子炉圧力制御時は駆動に窒素を必要としない安全弁機能に期待している。
	格納容器圧力逃がし装置	格納容器隔離二次隔離弁全開	格納容器二次隔離弁 70%開度	格納容器ベント実施時は、二次隔離弁を全開とする運用としている。
操作条件	低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作（逃がし安全弁による原子炉減圧操作）	事象発生から 25 分後	事象発生から 14 分後	東海第二においては、運転手順に基づき、原子炉減圧操作までに実施する操作・確認事項（状況判断、高圧代替注水系の操作失敗等）の積み上げ時間を設定している。

79. 敷地境界外での実効線量評価に対する指針との対比について

表 評価条件の安全審査指針に対する対応状況

下線：対応箇所

評価条件(2.6 LOC A時注水機能喪失)	安全審査指針
<p>a. <u>事故発生時の原子炉冷却材中の核分裂生成物の濃度は、運転上許容される I-131 の最大濃度とし、その組成を拡散組成とする。</u>これにより、事故発生時に原子炉冷却材中に存在するよう素は、I-131 等価量で約 4.7×10^{12} Bq となる。</p>	<p>「安全評価指針（付録 I）3.3.5 原子炉冷却材喪失（PWR，BWR）」 (3) 事象発生前の原子炉冷却材中の核分裂生成物の濃度は、3.3.2 又は 3.3.3 の場合と同様に仮定する。</p> <p>「安全評価指針（付録 I）3.3.2 主蒸気管破断（BWR）」 (7) <u>事象発生前の原子炉冷却材中の核分裂生成物の濃度は、運転上許容される I-131 の最大濃度に相当する濃度とし、その組成は拡散組成とする。</u>蒸気相中のハロゲン濃度は、液相の濃度の 2% とする。</p>
<p>b. <u>原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの核分裂生成物の追加放出量は、I-131 については先行炉等での実測値の平均値に適切な余裕を見た値*</u>である 2.22×10^{14} Bq とし、<u>その他の核分裂生成物についてはその組成を平衡組成として求め、希ガスについてはよう素の 2 倍の放出があるものとする。</u>これにより、原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの追加放出量は、希ガスについては γ 線実効エネルギー 0.5MeV 換算値で約 6.0×10^{15} Bq、よう素については I-131 等価量で約 3.9×10^{14} Bq となる。</p> <p>※：過去に実測された I-131 の追加放出量から、熱出力 1,000MW あたりの追加放出量の出現頻度を用いて算出している。原子炉熱出力 3,440MW（定格の約 105%）の場合、熱出力 1,000MW あたりの I-131 の追加放出量の平均値にあたる値は 2.78×10^{13} Bq（750Ci）であり、東海第二発電所の線量評価で用いる追加放出量は、これに余裕を見込んだ 2.22×10^{14} Bq（6,000Ci）を条件としている。（1Ci = 3.7×10^{10} Bq）</p> <p>出典元 ・「沸騰水型原子力発電所 事故時の被ばく評価手法について」（HLR-021）</p>	<p>「安全評価指針（付録 I）3.3.5 原子炉冷却材喪失（PWR，BWR）」 (4) この事象により、新たに燃料棒の破損が生ずると計算された場合には、破損する燃料棒の状況に応じ、核分裂生成物の適切な放出量を仮定するものとする。また、新たに燃料棒の破損が生じないと計算された場合には、核分裂生成物の追加放出量を、3.3.2 又は 3.3.3 の場合と同様に評価する。</p> <p>「安全評価指針（付録 I）3.3.2 主蒸気管破断（BWR）」 (8) <u>原子炉圧力の減少に伴う燃料棒からの追加放出量を、I-131 については先行炉等での実測値の平均値に適切な余裕をみた値とし、その他の核分裂生成物についてはその組成を平衡組成として求め、希ガスについてはよう素の 2 倍の放出があるものと仮定する。</u>核分裂生成物の追加放出割合は、原子炉圧力の低下割合に比例するものとする。事象の過程において、主蒸気隔離弁閉止前に燃料棒から放出された核分裂生成物が、隔離弁まで到達するのに要する時間については、評価上考慮することができる。</p>

表 評価条件の安全評価審査指針に対する対応状況

評価条件(2.6 LOCA時注水機能喪失)	安全評価審査指針
<p>c. <u>燃料棒から追加放出されるよう素のうち、有機よう素は4%とし、残りの96%は無機よう素とする。</u></p>	<p>「安全評価指針(付録I) 3.3.5 原子炉冷却材喪失(PWR, BWR)」 (5) <u>この事象により、希ガス及びよう素は、原子炉格納容器内に放出されるものとする。燃料棒から原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は4%とし、残りの96%は無機よう素とする。無機よう素については、50%が原子炉格納容器内部に沈着し、漏えいに寄与しないものとする。さらに、無機よう素が、原子炉格納容器スプレイ水によって除去され、あるいはサプレッションプール水に溶解する効果を考慮することができる。この場合、除染率、気液分配係数等は、実験に基づく値とするか、あるいは十分な安全余裕を見込んだ値とする。有機よう素及び希ガスについては、これらの効果を無視するものとする。</u></p>
<p>d. <u>燃料棒から追加放出される核分裂生成物のうち、希ガスはすべて瞬時に気相部に移行するものとする。有機よう素のうち、10%は瞬時に移行するものとし、残りは分解するものとする。有機よう素から分解したよう素及び無機よう素が気相部にキャリーオーバーされる割合は2%とする。</u></p>	<p>「安全評価指針(付録I) 3.3.5 原子炉冷却材喪失(PWR, BWR)」 (4) この事象により、新たに燃料棒の破損が生ずると計算された場合には、破損する燃料棒の状況に応じ、核分裂生成物の適切な放出量を仮定するものとする。また、新たに燃料棒の破損が生じないと計算された場合には、核分裂生成物の追加放出量を、3.3.2又は3.3.3の場合と同様に評価する。</p> <p>「安全評価指針(付録I) 3.3.2 主蒸気管破断(BWR)」 (9) 事象の過程において、燃料棒から放出されたよう素のうち、有機よう素は4%とし、残りの96%は無機よう素とする。<u>有機よう素のうち10%は瞬時に気相部に移行するものとし、残りは分解するものとする。有機よう素が分解したよう素、無機よう素及びよう素以外のハロゲンが気相部にキャリーオーバーされる割合は、2%とする。希ガスは、全て瞬時に気相部に移行するものとする。タービン建屋内に放出された有機よう素が分解したよう素、無機よう素及びよう素以外のハロゲンは、50%が床、壁等に沈着するものとする。</u></p>

表 評価条件の安全評価審査指針に対する対応状況

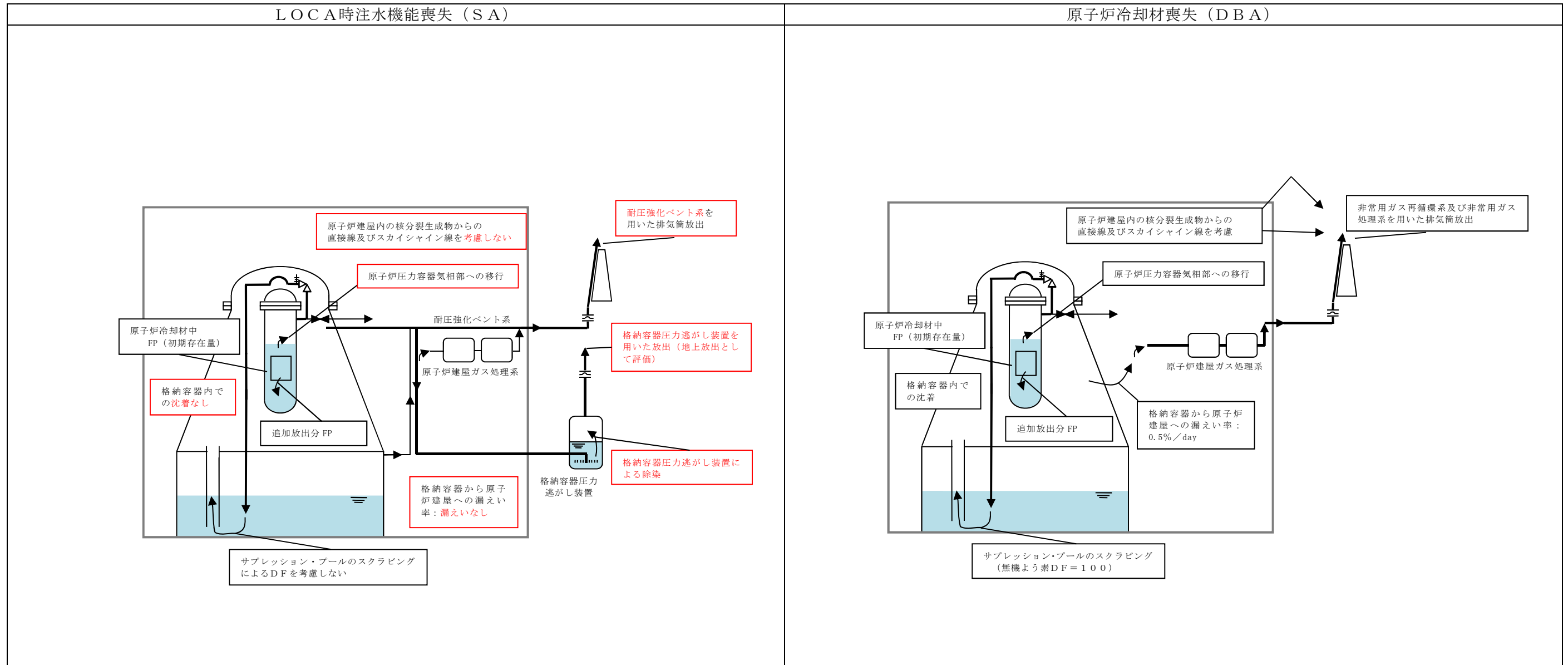
評価条件(2.6 LOCA時注水機能喪失)	安全評価審査指針
<p>e. 原子炉圧力容器気相部の核分裂生成物は、<u>逃がし安全弁を介して崩壊熱相当の蒸気に同伴し、格納容器内に移行するものとする。</u>この場合、希ガス及び有機よう素の全量が、<u>無機よう素は格納容器ベント開始までに発生する崩壊熱相当の蒸気に伴う量が移行するものとする。</u></p>	<p>・「逃がし安全弁を介し崩壊熱相当の蒸気に同伴」について 「安全評価指針（付録Ⅰ）3.3.2 主蒸気管破断(BWR)」 (12) <u>主蒸気隔離弁閉止後は、残留熱除去系あるいは逃がし安全弁等を通して、崩壊熱相当の蒸気が、サブプレッションプールに移行するものとする。</u></p> <p>・各核種の移行量について 「安全評価指針（付録Ⅰ）3.3.2 主蒸気管破断(BWR)」 (9) 事象の過程において、燃料棒から放出されたよう素のうち、有機よう素は4%とし、残りの96%は無機よう素とする。<u>有機よう素のうち10%は瞬時に気相部に移行するものとし、残りは分解するものとする。有機よう素が分解したよう素、無機よう素及びよう素以外のハロゲンが気相部にキャリーオーバーされる割合は、2%とする。希ガスは、全て瞬時に気相部に移行するものとする。タービン建屋内に放出された有機よう素が分解したよう素、無機よう素及びよう素以外のハロゲンは、50%が床、壁等に沈着するものとする。</u></p>
<p>f. サプレッション・チェンバの無機よう素は、サブプレッション・プールのスクラビングにより除去されなかったものが格納容器気相部へ移行するが、ドライウェルからのベントを考慮し、スクラビングの効果を考慮しないものとする。<u>また、核分裂生成物の減衰は、格納容器ベント開始までの期間について考慮する。</u></p>	<p>「安全評価指針（付録Ⅰ）3.3.2 主蒸気管破断(BWR)」 (8) 原子炉圧力の減少に伴う燃料棒からの追加放出量を、I-131については先行炉等での実測値の平均値に適切な余裕をみた値とし、その他の核分裂生成物についてはその組成を平衡組成として求め、希ガスについてはよう素の2倍の放出があるものと仮定する。核分裂生成物の追加放出割合は、原子炉圧力の低下割合に比例するものとする。<u>事象の過程において、主蒸気隔離弁閉止前に燃料棒から放出された核分裂生成物が、隔離弁まで到達するのに要する時間については、評価上考慮することができる。</u></p>

評価条件(2.6 LOCA時注水機能喪失)	安全評価審査指針
<p>g. 敷地境界外における実効線量は、内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算し、よう素の内部被ばくによる実効線量(1)式で、希ガスの外部被ばくによる実効線量は(2)式で、それぞれ計算する。</p> $H_{I2} = R \cdot H_{\infty} \cdot \chi / Q \cdot Q_I \quad (1)$ <p>R : 呼吸率 (m³/h) H_∞ : よう素を 1Bq 吸入した場合の小児の実効線量 (1.6×10⁻⁷Sv/Bq) χ/Q : 相対濃度 (s/m³) Q_I : 事故期間中のよう素の大気放出量 (Bq) (I-131 等価量—小児実効線量係数換算)</p> $H_{\gamma} = K \cdot D / Q \cdot Q_{\gamma} \quad (2)$ <p>K : 空気吸収線量から実効線量への換算係数 (K=1Sv/Gy) D/Q : 相対線量 (Gy/Bq) Q_γ : 事故期間中の希ガスの大気放出量 (Bq) (γ線実効エネルギー 0.5MeV 換算値)</p>	<p>「安全評価指針 付録Ⅱ」</p> <p>1. 「事故」における線量評価</p> <p>1.1 外部被ばくによる実効線量の評価</p> <p>1.1.1 大気中に放出された放射性物質による実効線量</p> <p>大気中に放出された放射性物質に起因する放射性雲からのガンマ線による実効線量は、「気象指針」に従い、放射性物質による空気カーマを用いた相対線量に基づいて評価する。空気カーマから実効線量への換算係数は、1Sv/Gy とする。</p> <p>また、放射性物質が高温高圧の原子炉冷却材とともに大気中に放出される過程が想定され、放射性物質を含む蒸気雲による被ばくを考慮する必要がある場合には、蒸気雲による被ばくを考慮する必要がある場合には、蒸気雲の形成及び移動速度を安全側に評価するものとする。</p> <p>なお、ベータ線の外部被ばくによる実効線量は、ガンマ線による実効線量に比べ有意な値とはならないことから評価対象としない。</p> <p>1.2 内部被ばくによる実効線量の評価</p> <p>大気中に放出されたよう素の吸入摂取による実効線量は、「気象指針」に従い、よう素の地表空気中の相対濃度及びよう素 131 等価量に基づいて次式により評価する。なお、計算に用いるパラメータ等は、第 1 表に示す小児 (1 才) の値とする。</p> $\text{実効線量} = K_{He} \cdot M \cdot Q_e \cdot (\chi / Q)$ <p>K_{He} : I-131 の吸入摂取による小児の実効線量係数 M : 小児の呼吸率 Q_e : よう素の放出量 (I-131 等価量) (χ/Q) : 相対濃度</p> <p>なお、呼吸率については、よう素の放出の状況及び継続時間に応じて選択するものとする。</p> <p>また、この場合の I-131 等価量 Q_e とは I-131 の実効線量係数に対するよう素各同位体の実効線量係数の比を各同位体の量に応じて合算したものをいい、次式により計算する。</p>
<p>h. 大気拡散条件については、格納容器圧力逃がし装置を用いる場合は、地上放出、実効放出継続時間 1 時間の値として、相対濃度 (χ/Q) を 2.9×10⁻⁵s/m³、相対線量 (D/Q) を 4.0×10⁻¹⁹Gy/Bq とし、耐圧強化ベントを用いる場合は、主排気筒放出、実効放出継続時間 1 時間の値として、相対濃度 (χ/Q) は 2.0×10⁻⁶s/m³、相対線量 (D/Q) は 8.1×10⁻²⁰Gy/Bq とする。</p>	

評価条件(2.6 LOCA時注水機能喪失)	安全評価審査指針																	
$Q_e = \sum_i (K_{hi} / K_{he}) \cdot Q_i$ <p> K_{hi} : 各種 i の吸入摂取による小児の実効線量係数 Q_i : 各種 i の放出量 </p>																		
<p>第1表 よう素による実効線量の評価に使用するパラメータ等</p>																		
<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1102 470 1456 499">パラメータ等</th> <th data-bbox="1456 470 1581 499">記号</th> <th data-bbox="1581 470 1711 499">単位</th> <th data-bbox="1711 470 2038 499">数値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1102 499 1456 687">核種 i の吸入摂取による小児の実効線量係数</td> <td data-bbox="1456 499 1581 687">K_{hi}</td> <td data-bbox="1581 499 1711 687">mSv/Bq</td> <td data-bbox="1711 499 2038 687"> I-131 : 1.6×10^{-4} I-132 : 2.3×10^{-6} I-133 : 4.1×10^{-5} I-134 : 6.9×10^{-7} I-135 : 8.5×10^{-6} </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1102 687 1456 762" rowspan="2">小児の呼吸率</td> <td data-bbox="1456 687 1581 762" rowspan="2">M</td> <td data-bbox="1581 687 1711 722">m^3/h</td> <td data-bbox="1711 687 2038 722">0.31 (活動時)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1581 722 1711 762">m^3/d</td> <td data-bbox="1711 722 2038 762">5.16 (1日平均)</td> </tr> </tbody> </table>					パラメータ等	記号	単位	数値	核種 i の吸入摂取による小児の実効線量係数	K_{hi}	mSv/Bq	I-131 : 1.6×10^{-4} I-132 : 2.3×10^{-6} I-133 : 4.1×10^{-5} I-134 : 6.9×10^{-7} I-135 : 8.5×10^{-6}	小児の呼吸率	M	m^3/h	0.31 (活動時)	m^3/d	5.16 (1日平均)
パラメータ等	記号	単位	数値															
核種 i の吸入摂取による小児の実効線量係数	K_{hi}	mSv/Bq	I-131 : 1.6×10^{-4} I-132 : 2.3×10^{-6} I-133 : 4.1×10^{-5} I-134 : 6.9×10^{-7} I-135 : 8.5×10^{-6}															
小児の呼吸率	M	m^3/h	0.31 (活動時)															
		m^3/d	5.16 (1日平均)															
<p>「安全評価指針(付録I) 3.3.5 原子炉冷却材喪失(PWR, BWR)」 (11) 環境に放出された核分裂生成物の拡散は、「気象指針」に従って評価するものとする。</p>																		
<p>「気象指針VI. 想定事故時の大気拡散の解析方法」 想定事故時の線量計算に用いる放射性物質の地表空气中濃度は、単位放出率当たりの風下濃度(相対濃度と定義する)に事故期間中の放射性物質の放出率を乗じて算出する。</p> <p>1. 線量計算に用いる相対濃度</p> <p>(1) 相対濃度は、毎時刻の気象資料と実効的な放出継続期間(放射性物質の放出率の時間的変化を考慮して定めるもので、以下実効放出継続時間という)をもとに方位別の着目地点について求める。</p> <p>(2) 着目地点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる相対濃度とする。</p>																		

評価条件(2.6 L O C A時注水機能喪失)	安全評価審査指針
	<p>(3) 線量計算に用いる相対濃度は、前記(2)で求めた相対濃度のうち最大の値を使用する。</p> <p>2. 相対濃度の計算 <u>相対濃度(χ/Q)は、(VI-1)式により計算する。</u></p> $\chi/Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^T (X/Q)_i \cdot {}_d\delta_i \dots\dots\dots (VI-1)$ <p style="text-align: center;"> <u>(χ/Q) : 実効放出継続時間中の相対濃度(s/m^3)</u> <u>T : 実効放出継続時間(h)</u> <u>($(X/Q)_i$) : 時刻 i における相対濃度(s/m^3)</u> <u>${}_d\delta_i$: 時刻 i において風向が当該方位 d にあるとき ${}_d\delta_i = 1$</u> <u>時刻 i において風向が他の方位にあるとき ${}_d\delta_i = 0$</u> </p> <p>「気象指針 付記」 指針は気体状の放射性物質が放出源から数 km に拡散される場合の地表空气中濃度の算出を中心に記述したものである。指針に明記していない事項については、指針の趣旨を踏まえ、当面次のように取り扱うこととする。</p> <p>1. 放射性雲からのγ線量は、地表空气中濃度を用いずに、放射性物質の空間濃度分布を算出し、これをγ線量計算モデルに適用して求める。 <u>想定事故時のγ線量については、相対濃度(χ/Q)の代わりに、空間濃度分布とγ線量計算モデルを組み合わせた D/Q(相対線量と定義する)を使用して指針と同様な考え方により求める。</u></p>
<p>i. 格納容器圧力逃がし装置による有機よう素の除染係数を 50, 無機よう素の除染係数を 100 とする。</p>	

参考 原子炉冷却材喪失 (DBA) との評価条件の比較



80. サプレッション・プール初期水位について

(1) 格納容器ベント実施までに格納容器内に蓄積する熱量

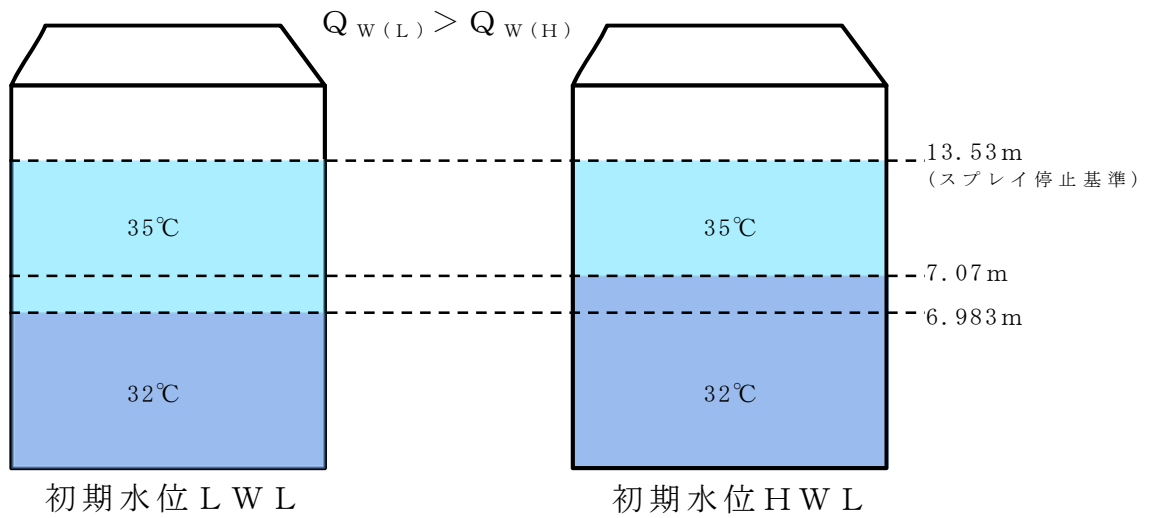
格納容器ベント実施の直前までに格納容器内に蓄積する熱量 (Q_{VENT}) は、ベントまでの期間に崩壊熱により格納容器内に蓄積する熱量 (Q_d)、格納容器内の液相部 (S / P 初期水量 + スプレイ注水量) の初期熱量 (Q_w) 及び格納容器気相部の初期熱量 (Q_g) の合計となるが、気相部に満たされている窒素の比重及び比熱は水と比較して非常に小さいことから Q_g は無視する。ここで簡単のため事象進展によらず Q_{VENT} が一定との仮定をおくと、 Q_d はサプレッション・プール (以下、「S / P」という。) の初期水位に依らず一定のため、 Q_w の大小によりベントまで余裕時間の大小が決定される。

$$Q_{VENT} = Q_d + Q_w$$

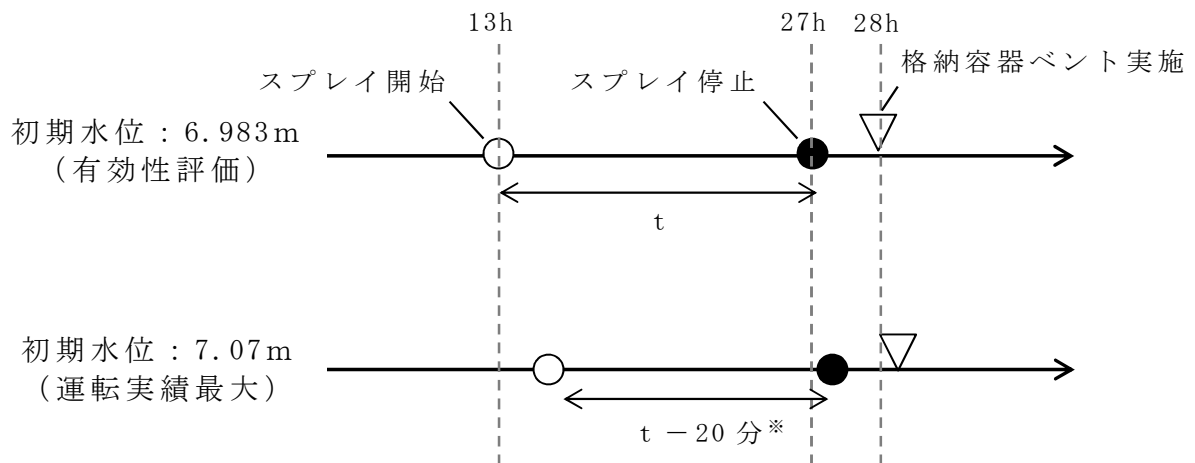
(2) S / P 初期水位の違いによる Q_w への影響

有効性評価では、外部水源の水温 (35℃ 一定) を S / P の初期水温 (32℃) よりも高く設定している。このため、S / P の初期水位が高い場合、格納容器スプレイ停止時 (S / P 底部から 13.53m) の、S / P 水に占める外部水源の割合が低下することで、第 1 図に示すとおり Q_w は小さくなる。これに伴い、格納容器スプレイの開始が遅くなり、定性的には格納容器ベントの実施も遅くなると考えられる。

以上により、S / P 初期水位は、保安規定の運転上の制限の下限値である「6.983m」とする。



第 1 図 格納容器スプレイ停止時の S / P 水熱量



(※) S / P 水位が解析条件で設定した 6.983m から運転実績最大値の 7.07m まで上昇した場合の水量の増分は約 42m^3 であり、 $130\text{m}^3 / \text{h}$ でスプレイすることから、スプレイ期間は 20 分程度短くなる

第 2 図 S / P 初期水位の違いによるベント実施時期の違い

81. 燃料被覆管の酸化量の評価について

燃料被覆管の酸化量については，解析結果から評価項目に対して十分な余裕があり，評価指標としては燃料被覆管温度にて代表できると考えられる。参考に，東海第二の各重要事故シーケンスにおける燃料被覆管温度及び燃料被覆管酸化量の評価結果を示す。

事故シーケンスグループ	燃料被覆管最高温度	燃料被覆管の酸化量
T Q U V	約 338℃	1%以下
T Q U X	約 711℃	1%以下
長期 T B	初期値（約 309℃） を上回らない	増加なし
T B D ・ T B U ・ T B P	初期値（約 309℃） を上回らない	増加なし
T W（取水）・津波	初期値（約 309℃） を上回らない	増加なし
T W（R H R）	初期値（約 309℃） を上回らない	増加なし
L O C A	約 616℃	1%以下
T C	約 872℃	1%以下
I S L O C A	初期値（約 309℃） を上回らない	増加なし

以上