

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	PS-C-2 改6
提出年月日	平成29年5月12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5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）に落下する溶融デブリ評価条件と落下後の蓄積に関する考慮
59. 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（DCH）」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（FCI）」、「溶融炉心・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（SFP）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
82. 運転員等の操作時間に対する仮定
83. 運転員等操作の判断基準について
84. プラント仕様の違いが解析コードの妥当性確認に与える影響について
85. 原子炉停止機能喪失の解析条件設定の考え方
86. 外圧支配事象における燃料被覆管の健全性について
87. I S L O C A時の格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度に対する設計基準事故の代表性について
88. 使用済燃料プール水温の管理について

(2) 高圧注水・減圧機能喪失

項 目		東海第二	柏崎刈羽6, 7号炉	理 由
解析コード		SAFER/MAAP	SAFER/MAAP	
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、外部電源なしを考慮	外部電源あり	相違点はない。 東海第二では、運転員等操作の観点では外部電源がない場合も考慮している。
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。
低圧ECCSの台数		残留熱除去系(低圧注水系)3台及び低圧炉心スプレイ系	低圧注水系1台	東海第二においては、高圧注水・減圧機能喪失時の機能喪失状態を考慮し、自動起動する低圧ECCS全台による原子炉注水を設定している。 なお、残留熱除去系(低圧注水系)1台による原子炉注水を想定した場合の感度解析を実施し、この場合にも評価項目を満足することを確認している。

(10) インターフェイスシステム L O C A

項 目		東海第二	柏崎刈羽 6, 7号炉	理 由
		SAFER	SAFER	相違点はない。
事故条件	起回事象	残留熱除去系 B 系熱交換器フランジの破断 破断面積は約 21cm ²	高圧炉心注水系の吸込配管の破断 破断面積は約 127cm ²	東海第二においては、I S L O C A 発生時の構造健全性評価の結果を踏まえ設定している。
	安全機能の喪失に対する過程	インターフェイスシステム L O C A の発生を想定する残留熱除去系 B 系並びに同じ原子炉建屋西側区画に設置されている高圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系 C 系の機能喪失	インターフェイスシステム L O C A が発生した側の高圧炉心注水系の機能喪失	東海第二においては、保守的に原子炉建屋への原子炉冷却材漏えいにより同じ原子炉建屋西側区画に設置されている系統（高圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系 C 系）は機能喪失する設定としている。
	外部電源	外部電源あり ただし、運転員等操作の観点では、外部電源なしを考慮し、保守的に給水流量の全喪失を想定	外部電源なし	外部電源はありとしているが、運転員等操作の観点では外部電源がない場合も考慮し、保守的に給水流量の全喪失の発生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。
現場環境評価時の想定		実耐力評価：破損は発生しない 漏えい面積：21cm ² 隔離時間：事象発生 5 時間	実耐力評価： 漏えい面積 1cm ² 以下 漏えい面積：10cm ² 隔離時間：事象発生 5.5 時間	東海第二においては、I S L O C A 発生時の構造健全性評価の結果を踏まえ保守的に 21cm ² の漏えい面積を想定しインターフェイスシステム L O C A 時の現場環境評価を行い、作業の成立性及び設備の機能維持を確認している。

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

1. 燃料集合体初期出力の燃料被覆管最高温度への影響の整理

事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」及び「L O C A時注水機能喪失」において、平均出力燃料集合体で燃料被覆管最高温度が発生する理由は、以下のように整理できる。

- ・注水設備の観点からは、これらの事故シーケンスでは事象発生後、早期に低圧代替注水系（常設）を用いた原子炉注水を行うため、原子炉水位の低下により平均出力燃料集合体及び高出力燃料集合体は一部露出するものの高出力燃料集合体が過度に露出することはない。平均出力燃料集合体と高出力燃料集合体は、上下プレナム間差圧が均等になるよう集合体入口流量が分配されるため、初期の燃料集合体出力が高く、発生するボイドの割合が大きい高出力燃料集合体では、二相水位としては高めとなり、燃料被覆管温度が最大となる位置においても炉心の露出時間が長期間とならないことから、燃料被覆管温度の上昇が抑制される。
- ・崩壊熱の観点からは、設計基準事故のL O C A解析と比較して、これらの事故シーケンスは事故後時間が経過しているため崩壊熱が十分低下しており、平均出力燃料集合体と高出力燃料集合体の燃料棒1本当たりの出力の差（絶対値）は、事故直後に比べて小さくなり、温度上昇率の差が小さくなる。このため、二相水位が低いことにより炉心露出期間が長くなる平均出力燃料集合体における燃料被覆管温度が高くなる傾向となる。

2. 燃料集合体初期出力に対する燃料被覆管最高温度の感度解析

燃料集合体初期出力の燃料被覆管最高温度への影響を確認するため、第1表に示すとおり、代表的な事故シーケンスについて、高出力燃料集合体の初

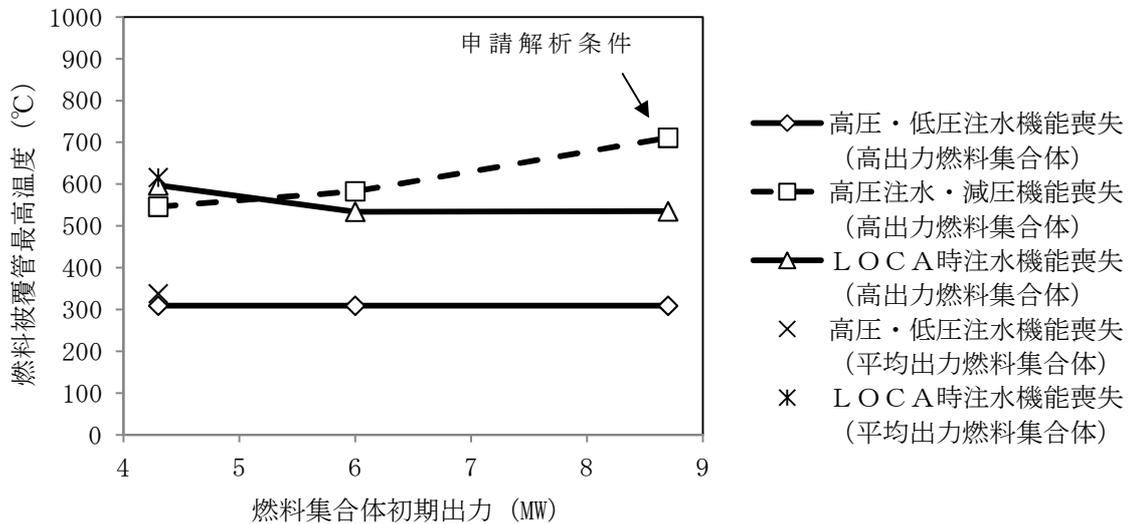
期出力を変化させた場合の燃料被覆管最高温度に関する感度解析を実施した。

第1図に、燃料集合体初期出力と燃料被覆管最高温度の関係を示す。高圧注水・減圧機能喪失では、申請解析条件での高出力燃料集合体初期出力の場合において燃料被覆管最高温度が最も高くなり、高圧・低圧注水機能喪失及びL O C A時注水機能喪失では、いずれの高出力燃料集合体初期出力の場合においても、ほぼ同等の燃料被覆管最高温度となっている。

以上から、高圧・低圧注水機能喪失及びL O C A時注水機能喪失において、平均出力燃料集合体の燃料被覆管最高温度を代表としても問題とならない。

第 1 表 高出力燃料集合体初期出力と燃料被覆管最高温度の関係

事故シーケンス	高出力燃料集合体初期出力	
	高圧・低圧注水機能喪失	約 8.7MW
約 6.0MW		申請解析と平均出力燃料集合体初期出力の中間
約 4.3MW		平均出力燃料集合体初期出力と同等
高圧注水・減圧機能喪失	約 8.7MW	申請解析条件
	約 6.0MW	申請解析と平均出力燃料集合体初期出力の中間
	約 4.3MW	平均出力燃料集合体初期出力と同等
L O C A 時注水機能喪失	約 8.7MW	申請解析条件
	約 6.0MW	申請解析と平均出力燃料集合体初期出力の中間
	約 4.3MW	平均出力燃料集合体初期出力と同等



第 1 図 燃料集合体初期出力に対する燃料被覆管最高温度 (PCT) の感度解析結果

83. 運転員等操作の判断基準について

運転員等操作の判断基準及び設定の考え方について、以下に示す。

運転員等操作	判断基準	考え方
原子炉減圧	高圧・低圧注水機能喪失、 高圧代替注水系起動失敗か つ低圧代替注水系（常設） の準備完了	注水機能の優先順位を考慮した上 で、注水機能喪失による原子炉水位 低下時には低圧で注水可能な系統の 準備が完了した時点で速やかに原子 炉減圧を実施し、低圧の注水機能に より原子炉注水を実施する
	サプレッション・プール水 温度；サプレッション・プ ール熱容量制限	原子炉減圧に伴うサプレッション・ プール水温度の上昇を考慮しても、 サプレッション・チェンバの最高使 用温度（104℃）を超えない領域とし てサプレッション・プール熱量量制 限を設定
サプレッション・ プール冷却	サプレッション・プール水 温度；32℃	保安規定の運転上の制限を踏まえて 設定
代替格納容器スプレ イ開始 （炉心損傷前）	サプレッション・チェンバ 圧力；279kPa[gage] (0. 9Pd)	炉心損傷前の格納容器ベント実施の 判断基準（310kPa[gage] (1Pd)）に対 して余裕を考慮して設定
代替格納容器スプレ イ停止 （炉心損傷前）	サプレッション・チェンバ 圧力；217kPa[gage] (0. 7Pd)	格納容器圧力が高いほど格納容器ス プレイによる圧力抑制効果が高まる ことから、スプレイ開始基準から一 定の操作幅を考慮して設定
	サプレッション・プール水 位；通常水位+6. 5m	サプレッション・チェンバ側のベン トライン高さに対して余裕を考慮し て設定
格納容器ベント準備	サプレッション・プール水 位；通常水位+5. 5m	外部水源による格納容器スプレイ停 止基準（+6. 5m）に対して余裕時間 を考慮して設定
格納容器ベント	サプレッション・チェンバ 圧力；310kPa[gage]	格納容器最高使用圧力を踏まえて設 定

運転員等操作	判断基準	考え方
ほう酸水注入系の起動	サプレッション・プール水温度 ; 49℃	ほう酸水注入系は原子炉スクラム（自動及び手動）のバックアップ機能であることを踏まえ、サプレッション・プール水温度の手動スクラム実施基準（49℃）以上で、かつ、なるべく早いタイミングとして設定
原子炉隔離時冷却系の停止	サプレッション・プール水温度 ; 106℃	原子炉隔離時冷却系の高温耐性（116℃）に余裕を考慮して設定

87. I S L O C A時の格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度に対する設計基準事故の代表性について

インターフェイスシステム L O C A (以下「I S L O C A」という。) 時の格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、設計基準事故「原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「原子炉冷却材喪失」の解析結果を参考に評価項目である最高使用圧力の 2 倍 (0.62MPa[gage]) 及び 200℃を下回るとしており、以下のとおり代表性を確認している。

(1) 格納容器内に蓄積する熱量について

格納容器内に蓄積する熱量 (Q_{PCV}) は、崩壊熱 (Q_d)、格納容器内の液相部の初期熱量 (Q_w) 及び格納容器気相部の初期熱量 (Q_g) の合計の熱量から残留熱除去系による格納容器からの除熱量 (Q_{RHR}) 及び格納容器外に流出する熱量 (Q_e) を引いた熱量となる。熱移行の概要図を第 1 図に示す。

よって、I S L O C A 及び原子炉冷却材喪失における格納容器内に蓄積する熱量 Q_{PCV} は、それぞれ以下のとおり表される。

- ・ I S L O C A ; $Q_{PCV} = Q_d + Q_w + Q_g - Q_{RHR} - Q_e$
- ・ 原子炉冷却材喪失 (D B A) ; $Q_{PCV} = Q_d + Q_w + Q_g - Q_{RHR}$

(2) I S L O C A と原子炉冷却材喪失 (D B A) の熱量比較

I S L O C A と原子炉冷却材喪失 (D B A) の解析条件等を比較することで、(1) で設定した各熱量の大小関係を比較し、原子炉冷却材喪失 (D B A) の格納容器圧力及び雰囲気温度の評価が、I

S L O C A の評価を包含することを示す。I S L O C A と原子炉冷却材喪失 (D B A) の解析条件を表 1 に示す。

【入熱量】

①崩壊熱 (Q_d)

原子炉冷却材喪失 (D B A) では、原子炉熱出力として 105% 出力を想定しており、また崩壊熱評価には保守的な M a y - W i t t の式を使用していることから、 Q_d は原子炉冷却材喪失 (D B A) の方が大きくなる。

②格納容器内の液相部及び気相部の初期熱量 (Q_w 及び Q_g)

ドライウエル雰囲気温度の初期条件は I S L O C A 及び原子炉冷却材喪失 (D B A) で同じである。サプレッション・プール水温度は原子炉冷却材喪失 (D B A) の方が若干高めの設定となっている。よって、 Q_w 及び Q_g の合計値は原子炉冷却材喪失 (D B A) の方が若干大きくなる。

【除熱量】

③格納容器外に流出する熱量 (Q_e)

I S L O C A 時に格納容器外に流出する熱量は、原子炉減圧操作を実施する事象発生の 15 分後までに格納容器外へ流出する冷却材量 (50m^3 ; S A F E R 解析結果より) 及び冷却材温度 (288°C) から概算すると約 60GJ となる。

④残留熱除去系による格納容器からの除熱量 (Q_{RHR})

原子炉冷却材喪失 (D B A) では、事象発生の 15 分後から残留熱除去系による格納容器除熱に期待している。仮に格納容器除熱の開始が 10 分遅れることを想定する場合、その間の除熱量の減少は約 26GJ となる。(保守的に除熱量が大きくなるように、サプレ

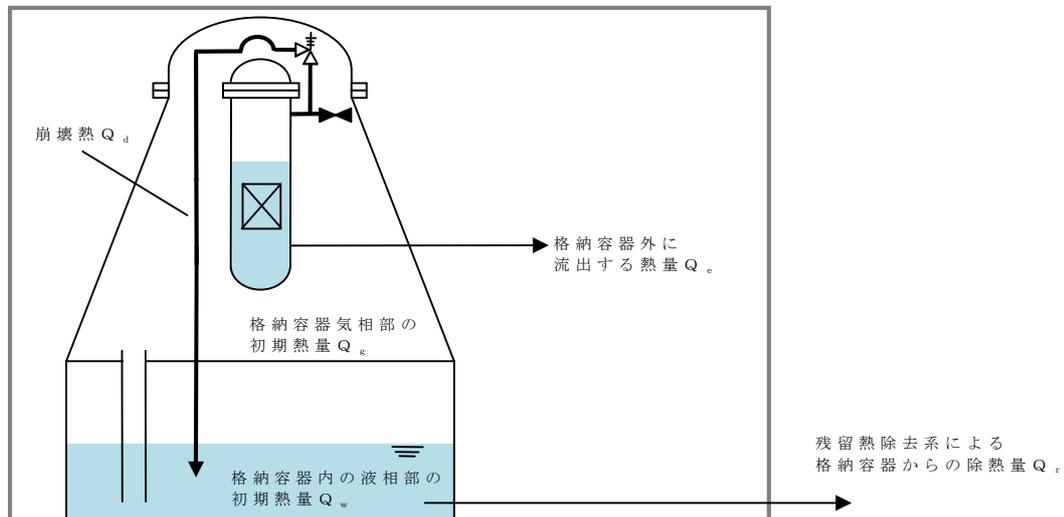
ッション・プール水温度 100℃における残留熱除去系の除熱量 43MW
を想定)

(3) まとめ

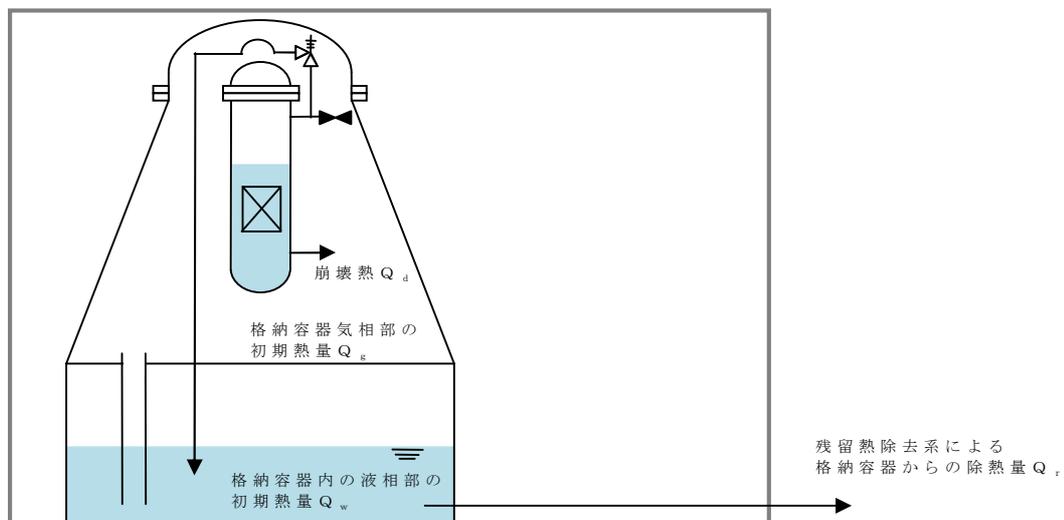
原子炉冷却材喪失 (DBA) における格納容器への入熱量は ISLOCAと比較して大きく、また除熱量については、仮に ISLOCAにおける残留熱除去系による格納容器除熱の開始が原子炉冷却材喪失 (DBA) で設定している 15 分から 10 分程度遅れた場合でも、ISLOCA時の格納容器外に流出する熱量の方が大きくなる。

以上により、原子炉冷却材喪失 (DBA) における格納容器への熱負荷は ISLOCAより大きく、ISLOCA時の格納容器圧力及び雰囲気温度は原子炉冷却材喪失 (DBA) の評価結果に含まれるものと考えられる。

【 I S L O C A 】



【「原子炉冷却材喪失」】



第 1 図 熱移行の概要図

第1表 I S L O C A と原子炉冷却材喪失（D B A）の解析条件の比較

項 目		I S L O C A	「原子炉冷却材喪失」
初期条件	原子炉熱出力	3,293MWt (100%)	3,440MWt (約105%)
	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI-ANS-5.1-1979 (燃焼度 33GWd/t)	May-Witt の式
	格納容器圧力	5kPa[gage]	約 5kPa[gage] (0.05kg/cm ² g)
	ドライウエル雰囲気温度	57℃	57℃
	格納容器体積（ドライウエル）	5,700m ³	5,700m ³
	格納容器体積 （ウェットウエル）	空間部：4,100m ³ 液相部：3,300m ³	空間部：4,100m ³ 液相部：3,300m ³
	サプレッション・プール水位	6.983m (通常水位-4.7cm)	通常運転水位
サプレッション・プール水温度	32℃	35℃	
条 操 件 作	格納容器除熱	—	事象発生15分後に 残留熱除去系（格納容器スプレイ冷 却系）による 格納容器除熱開始