

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	TKK補-Ⅲ-2 改22
提出年月日	平成30年9月6日

東海第二発電所 劣化状況評価
(中性子照射脆化)

補足説明資料

平成30年9月6日

日本原子力発電株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は、営業秘密
又は防護上の観点から公開できません。

目次

1. 概要	1
2. 基本方針	1
3. 評価対象と評価手法	4
(1) 評価対象	4
(2) 評価手法	4
4. 代表機器の技術評価	5
(1) 関連温度に基づく評価	5
(2) 上部棚吸収エネルギー評価	30
(3) 加圧熱衝撃評価	31
(4) 現状保全	42
(5) 総合評価	44
(6) 高経年化への対応	44
5. まとめ	45
(1) 審査基準適合性	45
(2) 保守管理に関する方針として策定する事項	45
別紙 1 関連温度の計算過程	51
別紙 2 各監視試験結果のばらつきについて	56
別紙 3 圧力-温度制限曲線の算出根拠	58
別紙 4 耐圧・漏えい検査における原子炉冷却材温度の制限範囲	67
別紙 5 上部棚吸収エネルギーの計算過程	68
別紙 6 重大事故等時における原子炉圧力容器内温度及び圧力の挙動	71

表 28 上部棚吸収エネルギー予測値

	初期値 (J)	2016年11月時点 (J)	運転開始後60年時点 (J)	許容値 (J)
母材	202	111*	111*	68
溶接金属	188	152	151	
熱影響部	205	113*	112*	

*：試験片の長手軸方向（T方向）が主加工方向に平行な方向（L方向）から採取した結果であり、JEAC4201 SA-3440により0.65倍で補正

(3) 加圧熱衝撃評価

a. 供用状態C及びDの評価

JEAC4206 解説-附属書A-3120より、供用状態C及びDで健全性評価上最も問題となるのは、加圧された原子炉圧力容器内部が急激に冷却されることで容器内面に高い引張応力が発生するPTS事象であることから、PTS評価を実施する。

工事計画審査資料「東海第二発電所 原子炉圧力容器の脆性破壊説明書に係る補足説明資料」（補足-150-1）では、破壊靱性評価として原子炉圧力容器内の温度低下及び圧力上昇の挙動について整理しているが、PTS評価の観点で温度低下挙動について検討し評価する。

① 構造及び事故時の挙動

東海第二は炉心から蒸気を発生させる沸騰水型軽水炉（BWR）であり、原子炉運転時に飽和圧力・温度の関係にあることから、蒸気温度の低下に伴い原子炉圧力は低下するため、高圧（高い応力がかかった状態）のまま低温になることはない。

また、設計上、非常用炉心冷却系（ECCS）の冷却水は直接原子炉圧力容器の炉壁に接しない構造となっており、原子炉圧力容器は急速に冷却されることはない。具体的には、図9に示すとおり、低圧注水系（LPCI）について冷水を注水する低圧注水ノズルにはサーマルスリーブが設けられており、冷水はサーマルスリーブを経て炉心シュラウド内に注水される構造である。

また、重大事故等時に作動する低圧代替注水系（常設、可搬型）及び代替循環冷却系についても、いずれも残留熱除去系配管に接続され低圧注水ノズルより炉心シュラウド内に注水される構造である。

高圧炉心スプレイ系（HPCS）及び低圧炉心スプレイ系（LPCS）といった炉心スプレイ系についても、炉心シュラウド内に設置された炉心スプレイスパージャーヘッダーよりシュラウド内に注水される構造となっている。

これらECCS作動による冷水注水に伴って原子炉圧力（温度）が低下する際の挙動について、加圧状態から急速な冷却がないことを検証する具体例として、炉心損傷

防止対策の有効性評価解析結果による低圧系及び高圧系作動における冷水注水時の原子炉压力容器内圧力及び水位の時間変化を図 10 及び図 11 に示す。ここで、BWR では原子炉運転時に飽和圧力・温度の関係にあることから、原子炉压力容器内温度は圧力条件での飽和蒸気温度としており、温度低下挙動は圧力低下挙動から類推できる。

低圧注水系については、シュラウド内への注水は原子炉圧力が十分低下してから行われる。高圧炉心スプレイ系については、炉心スプレイスパージャーヘッダーより原子炉圧力が高い状態でシュラウド内に注水されるが、原子炉水位の回復を要求機能としていることから原子炉圧力（温度）の挙動は緩やかである。

なお、常用系である原子炉隔離時冷却系についても、上鏡スプレイノズルより炉内構造物上部に冷水が注水される構造となっており、冷水が炉壁に接することはない、注水に伴い原子炉圧力（温度）が低下することはない。

以上より、原子炉加圧状態で炉壁が急速に冷却されることはないと言える。

② 評価

JEAC4206 より、設計基準事故時に原子炉压力容器内の温度低下挙動（温度低下率）が一番厳しいとされている「原子炉冷却材喪失」における PTS 評価を実施する。国内 BWR-5 プラントの供用状態 D における、原子炉压力容器の水位、圧力及び温度の想定を表 29 に、原子炉压力容器の PTS 評価*1 を図 12 に示す。

評価にあたっては JEAC4206 附属書 C「供用状態 C, D における加圧水型原子炉压力容器の炉心領域部に対する非延性破壊防止のための評価方法」を参考としているが、最大仮想欠陥を以下のとおり想定することで保守的な評価を実施している。

- ・最大仮想欠陥（軸方向半楕円欠陥）を附属書 C-3310「最大仮想欠陥」の深さ 10 mm、長さ 60 mm よりも大きくなるように、附属書 A-3223「最大仮想欠陥」の深さは板厚の 1/4、長さは板厚の 1.5 倍を想定

PTS 評価の結果、中性子照射脆化を考慮し関連温度移行量が増加しても、静的平面ひずみ破壊靱性値 (K_{Ic}) は応力拡大係数 (K_I) に対して、十分な裕度がある。プラント毎に関連温度初期値、関連温度移行量（脆化量）に差異はあるが、十分な裕度があることから、東海第二の関連温度初期値や関連温度移行量を考慮しても、 K_{Ic} は K_I を上回ると言える。

*1：梶田他、「沸騰水型原子炉压力容器の過渡事象における加圧熱衝撃の評価」、日本保全学会第 10 回学術講演会、2013. 7

③ 結論

東海第二の構造、事故時の挙動及び中性子照射脆化を考慮した設計基準事故時の PTS 評価より、静的平面ひずみ破壊靱性値は応力拡大係数を十分上回るものと判断する。

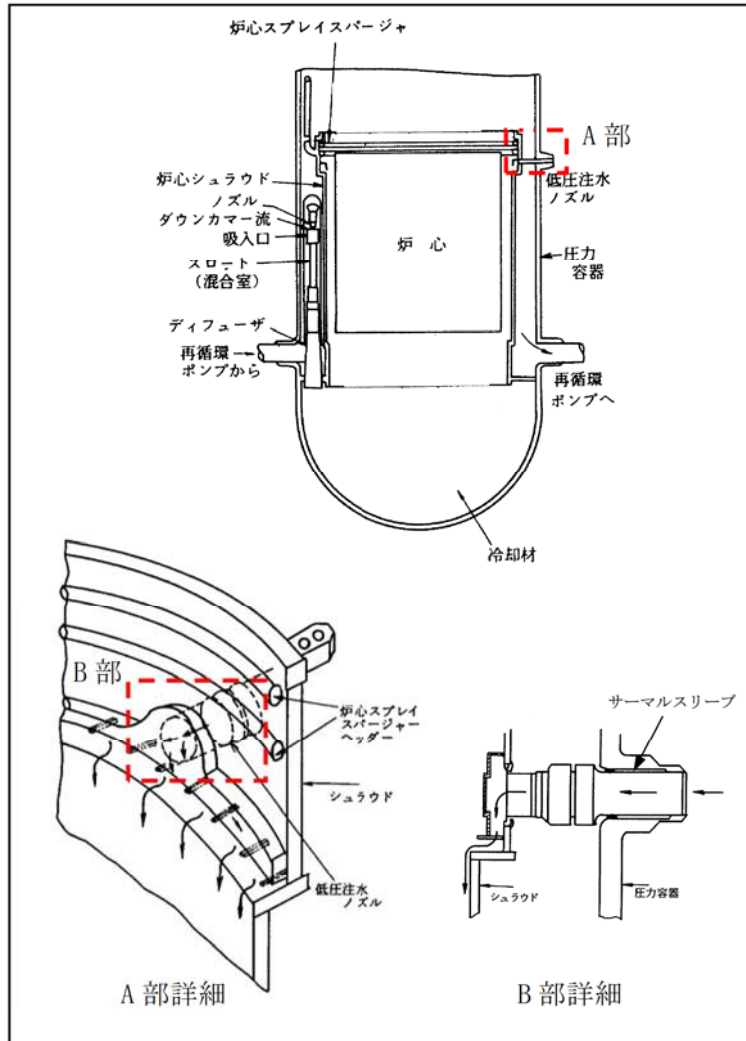
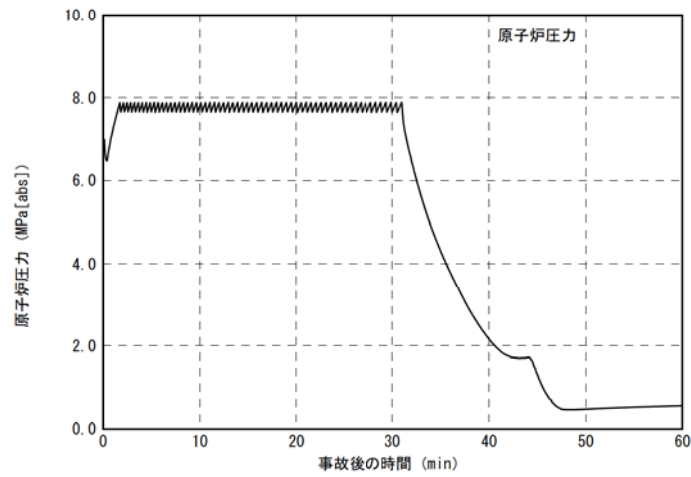
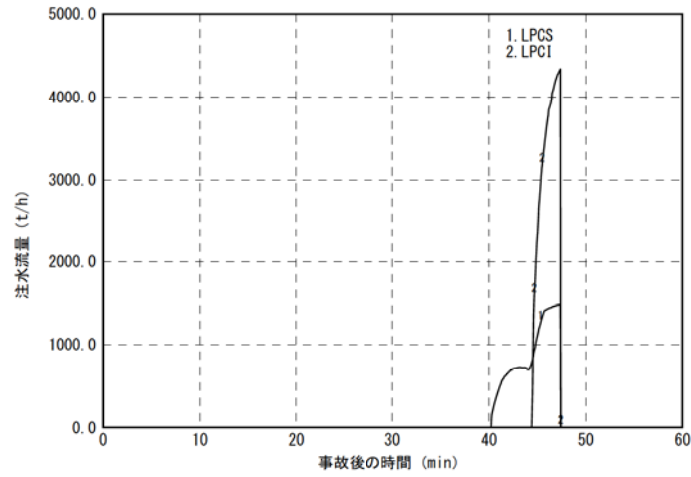


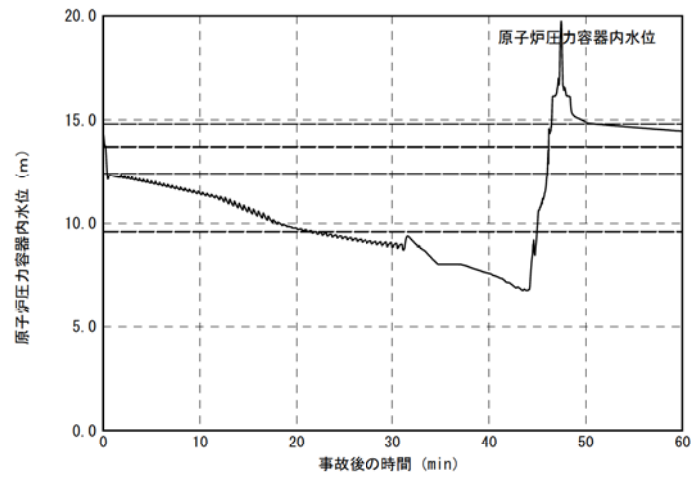
図9 炉心スプレイ系及び低圧注水系における注水先



(原子炉圧力の時間変化)

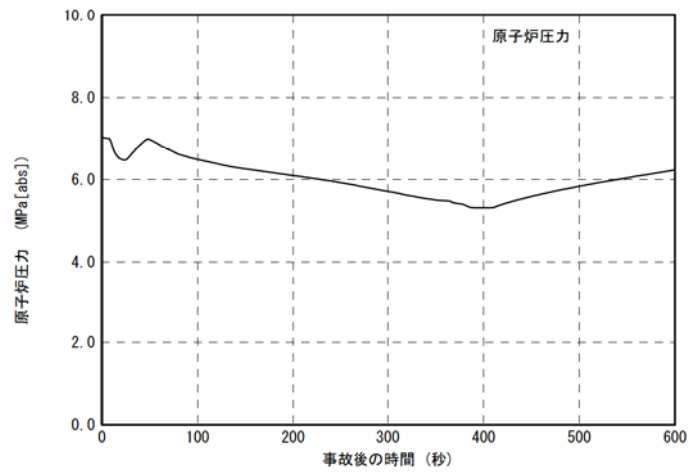


(低圧注水系注水流量の時間変化)

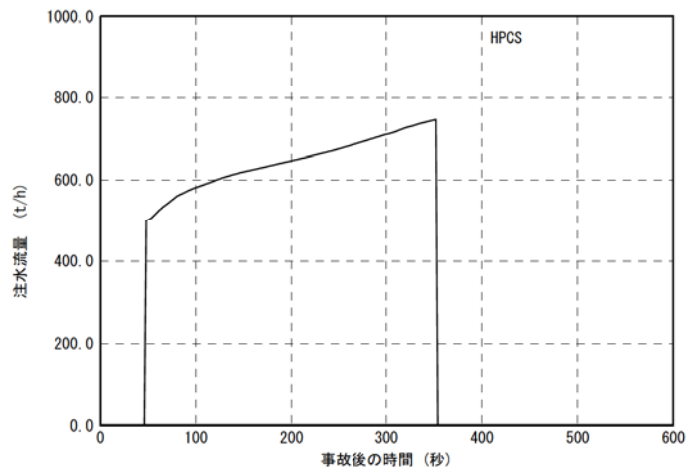


(原子炉水位の時間変化)

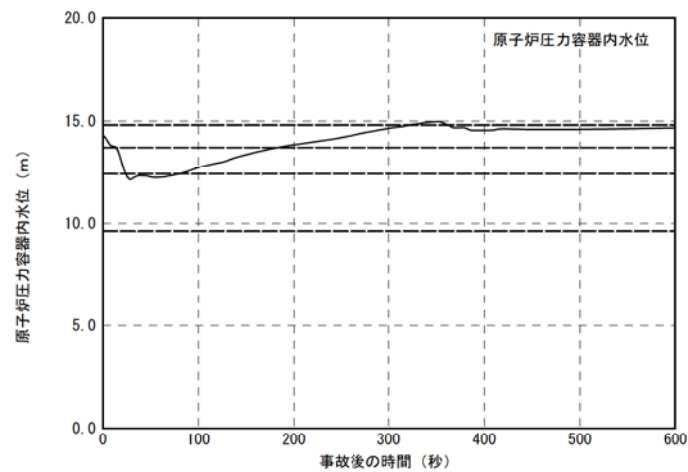
図 10 有効性評価解析結果による原子炉圧力、低圧炉心注水系流量及び原子炉圧力容器内水位の時間変化 (炉心損傷防止対策：高圧注水減圧機能喪失 (TQUX))



(原子炉圧力の時間変化)



(高圧炉心スプレイ系注水流量の時間変化)



(原子炉水位の時間変化)

図 11 原子炉圧力，高圧炉心スプレイ系注水流量及び原子炉水位の時間変化
(炉心損傷防止対策：崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系機能喪失）)

表 29 供用状態 D における原子炉压力容器の水位，圧力及び温度の想定（BWR-5）

想定事象	原子炉冷却材喪失（再循環系配管の完全破断）	
概要	原子炉压力容器の再循環出口ノズルから冷却材が流出し，ECCS が作動	
ECCS 作動後	水位	再循環出口ノズル
	圧力	格納容器内圧力まで低下
	温度	飽和蒸気温度

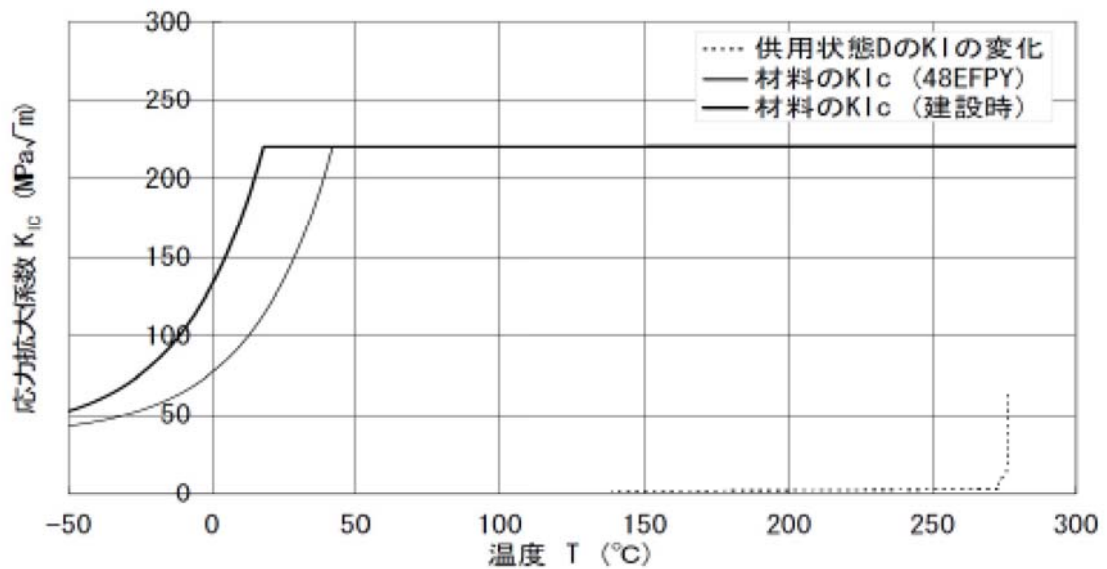


図 12 供用状態 D における原子炉压力容器の PTS 評価（BWR-5）

b. 重大事故等時の評価

a. で述べたとおり，PTS 事象は原子炉圧力容器が加圧された状態で冷水注入により急激に冷却されて発生する事象であるため，重大事故等時における原子炉圧力容器内の温度変化の観点で挙動を確認し，設計基準事故時に温度低下率が一番厳しい「原子炉冷却材喪失」よりも厳しい事象がないことをもって，重大事故等時における PTS 評価においても静的平面ひずみ破壊靱性値は応力拡大係数を十分上回ると評価する。

前述のとおり，BWR では原子炉運転時に飽和圧力・温度の関係にあることから，原子炉圧力容器内温度は圧力条件での飽和蒸気温度としており，温度低下挙動は圧力低下挙動から類推できる。

重大事故等時について，炉心損傷防止対策の有効性評価における重大事故シーケンス及び格納容器破損防止対策の有効性評価における評価事故シーケンスを抽出し，設計基準事故時と比較し PTS 事象の影響を確認した結果を表 30 に示す。

その結果，原子炉圧力容器内温度の低下の観点で厳しい重大事故等時のシーケンスとして LOCA 時注水機能喪失が抽出されるが，設計熱サイクルで想定している「原子炉冷却材喪失」に包絡されることを確認した。

また，格納容器破損防止対策の有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）及び水素燃焼においても，「原子炉冷却材喪失」に包絡されることを確認した。

応力拡大係数は，圧力又は熱応力の観点で温度変化が大きいほうが，大きい値となる。上述のとおり，重大事故等時に想定される最大の温度変化率は，「原子炉冷却材喪失」に包絡されている。

したがって，設計基準事故時と同様，重大事故等時においても静的平面ひずみ破壊靱性値は応力拡大係数を十分上回るものと判断する。

重大事故等時における原子炉圧力容器内温度の挙動を別紙 6 に整理した。

なお，重大事故等時における破壊靱性に対する評価の観点で，原子炉圧力容器内の圧力が上昇する挙動の観点で厳しいシーケンスとして，原子炉停止機能喪失が抽出されるが，設計熱サイクルで想定している「過大圧力」に包絡される。ここで，「過大圧力」の圧力条件（9.31 MPa）については，(1) e. 運転上の制限に関する評価（別紙 3）において，炉心臨界時及び耐圧・漏えい試験時の圧力・温度制限曲線を設定するパラメータとして評価している。

参考として，別紙 6 に原子炉圧力容器内圧力の挙動についても併せて整理した。

表 30 (1/2) 重大事故シーケンスに対する PTS 事象の影響確認

	重要事故 シーケンス等	事象の概要	確認結果
1	高圧・低圧注水機能 喪失（給水喪失） [TQUV]	給水喪失により、原子炉水位は徐々に低下して炉心が露出する。 その後、逃がし安全弁（自動減圧機能）7 弁を手動開放させ、低圧代替注水系（常設）により注水する。	原子炉圧力容器内温度低下挙動は、原子炉減圧後（逃がし安全弁の手動開放）に低圧代替注水系（常設）により低圧注水ノズルから注水される過程で確認されるが、温度低下率は「原子炉冷却材喪失」に包絡されるため、 K_{1c} は K_1 を上回る。
2	高圧注水・減圧機能 喪失（給水喪失） [TQUX]	給水喪失により、原子炉水位は徐々に低下して炉心が露出する。 その後、過渡時自動減圧機能による自動減圧が行われ、低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系により注水される。	原子炉圧力容器内温度低下挙動は、原子炉減圧後（過渡時自動減圧機能による自動減圧）に低圧炉心スプレイ系により炉心スプレイスパージャーヘッダー、及び低圧注水系により低圧注水ノズルから注水される過程で確認されるが、温度低下率は「原子炉冷却材喪失」に包絡されるため、 K_{1c} は K_1 を上回る。
3	全交流動力電源喪失 [TB（津波浸水による最終ヒートシンク喪失を含む）]	全交流動力電源喪失、又は全電源喪失により原子炉水位は低下し、原子炉隔離時冷却系、又は高圧代替注水系が運転開始して原子炉水位が維持される。 その後、可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系（可搬型）の準備が完了した時点で、逃がし安全弁（自動減圧機能）7 弁を手動開放させ、低圧代替注水系（可搬型）により注水する。	原子炉圧力容器内温度低下挙動は、原子炉減圧後（逃がし安全弁の手動開放）に低圧代替注水系（可搬型）により低圧注水ノズルから注水される過程で確認されるが、温度低下率は「原子炉冷却材喪失」に包絡されるため、 K_{1c} は K_1 を上回る。
4	崩壊熱除去機能喪失 （取水機能喪失） [TW]	全交流動力電源喪失により原子炉水位は低下し、原子炉隔離時冷却系が運転開始して原子炉水位が維持される。 その後、逃がし安全弁（自動減圧機能）7 弁を手動開放させ、低圧代替注水系（常設）により注水する。	原子炉圧力容器内温度低下挙動は、原子炉減圧後（逃がし安全弁の手動開放）に低圧代替注水系（常設）により低圧注水ノズルから注水される過程で確認されるが、温度低下率は「原子炉冷却材喪失」に包絡されるため、 K_{1c} は K_1 を上回る。
5	崩壊熱除去機能喪失 （残留熱除去系機能喪失）[TW]	給水喪失により原子炉水位は低下し、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が運転開始して原子炉水位が維持される。 その後、逃がし安全弁（自動減圧機能）7 弁を手動開放させ、低圧代替注水系（常設）により注水する。	原子炉圧力容器内温度低下挙動は、原子炉減圧後（逃がし安全弁の手動開放）に低圧代替注水系（常設）により低圧注水ノズルから注水される過程で確認されるが、温度低下率は「原子炉冷却材喪失」に包絡されるため、 K_{1c} は K_1 を上回る。

表 30 (2/2) 重大事故シーケンスに対する PTS 事象の影響確認

	重要事故 シーケンス等	事象の概要	確認結果
6	LOCA 時注水機能喪失 (中小破断) [SE]	外部電源喪失及び LOCA 発生により原子炉水位は徐々に低下して炉心が露出する。 その後、逃がし安全弁 (自動減圧機能) 7 弁を手動開放させ、低圧代替注水系 (常設) による注水を開始する。	原子炉压力容器内温度低下挙動は、原子炉減圧後 (逃がし安全弁の手動開放) に低圧代替注水系 (常設) により低圧注水ノズルから注水される過程で確認されるが、温度低下率は「原子炉冷却材喪失」に包絡されるため、 K_{Ic} は K_I を上回る。
7	格納容器バイパス (残留熱除去系配管破断) [ISLOCA]	ISLOCA 時は、残留熱除去系配管からの漏えいを想定し、破断口からの原子炉冷却材流出による水位低下により、原子炉隔離時冷却系が運転開始して原子炉水位が維持される。 その後、逃がし安全弁 (自動減圧機能) 7 弁を手動開放させ、低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系 (常設) による注水を開始する。	原子炉压力容器内温度低下挙動は、原子炉減圧後 (逃がし安全弁の手動開放) に低圧炉心スプレイ系により炉心スプレイスパージャーヘッダー、及び低圧代替注水系 (常設) により低圧注水ノズルから注水される過程で確認されるが、温度低下率は「原子炉冷却材喪失」に包絡されるため、 K_{Ic} は K_I を上回る。
8	原子炉停止機能喪失 [ATWS]	主蒸気隔離弁誤閉止の発生後、原子炉スクラムに失敗する。主蒸気隔離弁が閉止されると原子炉圧力が上昇し、原子炉圧力高信号で再循環系がトリップする。主蒸気隔離弁の閉止により、タービン駆動給水ポンプはトリップするが、電動駆動給水ポンプが自動起動して給水が継続される。	— (原子炉は臨界状態であり、高温高圧状態を維持される事象であるため確認不要)
8	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	大破断 LOCA により原子炉水位は低下し、炉心が損傷・溶融する。 その後、低圧代替注水系 (常設) や代替循環冷却系による注水を開始し、溶融炉心を冷却することで、原子炉压力容器は破損しない。	原子炉压力容器内温度低下挙動は、LOCA 後に低圧代替注水系 (常設) や代替循環冷却系により低圧注水ノズルから注水される過程で確認されるが、温度低下率は「原子炉冷却材喪失」に包絡されるため、 K_{Ic} は K_I を上回る。
9	水素燃焼		
10	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱、原子炉压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	原子炉压力容器が破損するシーケンスである。	— (確認不要)

- ・原子炉圧力容器内温度の低下挙動

原子炉圧力容器内温度の低下挙動の観点で厳しいのは、約 8 分で約 294 °C から約 138 °C まで低下する LOCA 時注水機能喪失シーケンスであるが、設計熱サイクルで想定している「原子炉冷却材喪失」（15 秒で 276 °C から 138 °C まで低下）に包絡される。

- ・格納容器破損防止対策の有効性評価における格納容器破損モード

当該評価事故シーケンスである格納容器過圧・過温破損及び水素燃焼の起因事象はいずれも大破断 LOCA である。事故発生後初期の事象進展の概要を、図 11 に示す。大破断 LOCA により原子炉圧力容器内の水はほぼ流出した状態となり、炉心は一部溶融する。その後は事故発生約 25 分後に低圧代替注水系（常設）により注水が開始され、事故発生約 65 分後には原子炉水位ジェットポンプ上端到達を判断、その後はジェットポンプ上端での水位が維持される。

また、大破断 LOCA により原子炉圧力容器内部は低圧状態となり、原子炉圧力容器に対する圧力荷重はほとんど影響しないため、注水開始後の原子炉圧力容器下部の水温の低下挙動を、設計熱サイクルで想定している「原子炉冷却材喪失」における原子炉圧力容器内の温度低下挙動と比較する。

当該評価事故シーケンスの解析結果より、注水開始直前の原子炉圧力容器下部の水温は約 132 °C であり、注水開始後に水温は低下し、約 15 秒で原子炉圧力容器下部の水温は約 94 °C まで低下する。その後、緩やかに約 83 °C まで低下する。

次に、設計熱サイクルで想定している「原子炉冷却材喪失」においては、原子炉圧力容器内温度が 276 °C から 15 秒間で 138 °C まで低下することを想定している。このことから、当該評価事故シーケンスにおける原子炉圧力容器内温度の低下挙動は、「原子炉冷却材喪失」に包絡される。

なお、低圧代替注水系（常設）による注水開始後は原子炉水位の上昇によりジェットポンプ上端からオーバーフローした水が原子炉圧力容器と接触することとなるが、冷却水はシュラウド内に注水され、炉心部の下降・通過時に加熱された後にジェットポンプ上端からオーバーフローするため、原子炉圧力容器と接触する際は水温が上昇した状態であり、原子炉圧力容器の脆性破壊は生じないものと考えられる。（図 13 参照）。このときの壁面温度は、約 293 °C から 30 分間で約 272 °C まで低下となり、「原子炉冷却材喪失」に包絡される。

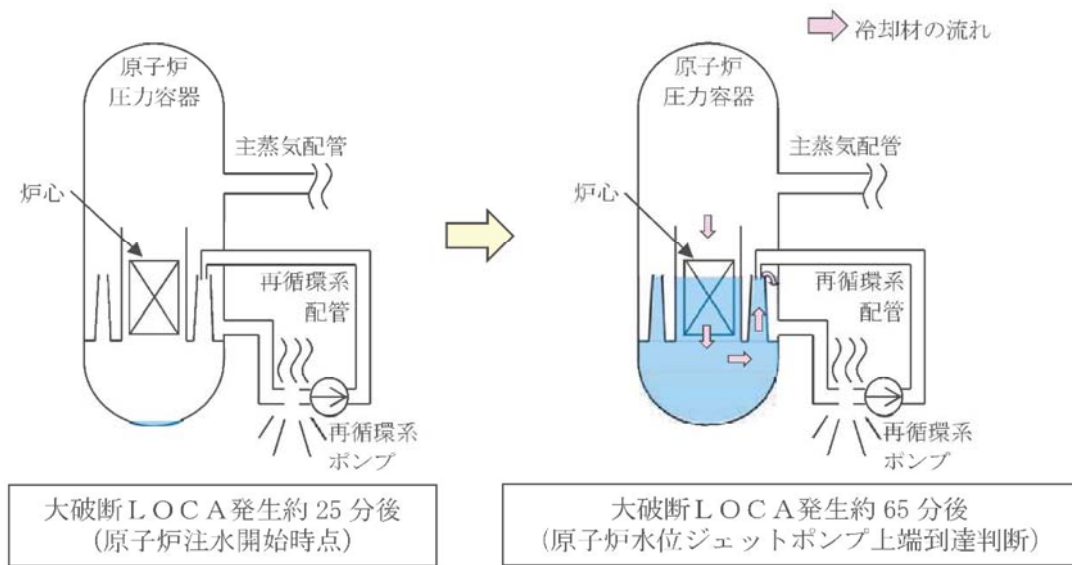


図 13 事故発生後初期の事象進展概要図 (格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」及び「水素燃焼」)

(4) 現状保全

原子炉圧力容器に対しては、定期事業者検査のクラス1機器供用期間中検査として、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2002」（第21回～第23回）、「同規格 JSME S NA1-2008」（以下、「維持規格」という）（第24回）に基づく検査を実施しており、超音波探傷検査及び漏えい検査を実施し判定基準を満足していることを確認している。

【超音波探傷検査】

B-A 原子炉圧力容器の炉心外周域耐圧部分の溶接継手

- ・ 第21回定期事業者検査：1継手
- ・ 第22回定期事業者検査：3継手
- ・ 第23回定期事業者検査：3継手
- ・ 第24回定期事業者検査：2継手

B-D 容器に完全溶込み溶接された管台（管台内面の丸みの部分を含む）

- ・ 第23回定期事業者検査：低圧注水管台（Cノズル）
- ・ 第24回定期事業者検査：低圧注水管台（Aノズル）
- ・ 第25回定期事業者検査：低圧注水管台（Bノズル）

また、運転期間延長認可申請に際して実施した特別点検において、原子炉圧力容器炉心領域部の母材及び溶接部に対して超音波探傷検査を実施した結果、中性子照射脆化による脆性破壊の起点となるような有意な欠陥は確認されていないことから、脆化を考慮しても問題ないものとする。

なお、製造時の溶接においてできた融合不良と評価しているものが一部あるが、日本機械学会「発電用原子力設備規格 溶接規格（2007年版，2012年版（2013年追補を含む。））（JSME S NB1-2007，2012/2013）」の判定基準を満足し、「維持規格」に基づく評価を行い割れ等の有害な欠陥でないことを確認した。加えて、建設時に実施した放射線透過検査，超音波探傷検査及び過去の供用期間中検査のデータとの比較・検証を行い，異常のないことを確認した。

さらに，特別点検に合わせて実施した低圧注水ノズルコーナー部の超音波探傷検査においても，中性子照射脆化による脆性破壊の起点となるような有意な欠陥は確認されなかった。

炉心領域部の中性子照射による機械的性質の変化については、「設計・建設規格」及び JEAC4201 に基づいて，計画的に監視試験を実施し破壊靱性の将来の変化を予測している。表 31 に監視試験実施実績を示す。第4回監視試験においては，運転開始後

30年を経過する日（2008年11月28日）から10年以内（5年2ヶ月）となる2014年2月（2011年3月11日よりプラント停止中）に監視試験片を取り出している。

第5回監視試験の取出時期は、今後の原子炉の運転時間・照射量を勘案して、運転期間50年を迎える前の適切な時期に実施する。第3回試験済試験片セットは炉内に再装荷しており、また、第4回にて試験した試験済試験片セットは、今後再装荷することとしている。第3回、第4回のどちらの試験片でも対応可能であることから、次回取出前までに決定することとしている。

今後、第5回及び第6回の監視試験を実施するに当たっては、「共同研究報告書 運転期間延長許認可制度に対応したRPV監視試験方法の開発に関する研究」において再生試験片の製作方法を開発中である。2016年度に非照射材を用いた確認試験が完了し、現在、照射材を用いた確認試験を実施している段階であり2019年度に完了予定であることから、将来的に2回分の監視試験片を確保することは可能である。

表 31 監視試験実施実績

監視試験実績		JEAC4201の規定	取出時期の考え方
回数	取出時期		
第1回	1981.9	(電力自主)	—
第2回	1986.2	6EFPY, 又は監視試験片の中性子照射量 ($E>1$ MeV) が, 5×10^{18} n/cm ² ($E>1$ MeV) を超える時期あるいは最大のリードファクタを示す監視試験片の ΔRT_{NDT} が28℃と予測される時期のうち, いずれか早い方。	第2回の取出時期は, 5.4EFPYと計画していた。
第3回	1998.1	15EFPY, 又は監視試験片の中性子照射量 ($E>1$ MeV) が, 相当運転期間に原子炉圧力容器が内面で受ける中性子照射量 ($E>1$ MeV) に到達する時期のうち, いずれか早い方。	第3回の取出時期は, 15EFPYと計画していた。
第4回	2014.2	監視試験片の中性子照射量 ($E>1$ MeV) が, 相当運転期間に原子炉圧力容器が内面で受ける中性子照射量 ($E>1$ MeV) の1倍以上2倍以下であること。ただし, 先行試験結果に基づき変更してもよい。	第4回の取出時期は, 32EFPYと計画していた。 東海第二は長期停止に伴い, 原子炉圧力容器鋼材の中性子照射脆化の現状を把握することとし, 23.71EFPYで取り出した。

(5) 総合評価

技術評価結果から、胴（炉心領域部）の中性子照射脆化が機器の健全性に影響を与える可能性はないと考えられる。今後も適切な時期に監視試験を実施し、破壊靱性の変化を把握するとともに、JEAC4201の脆化予測式に基づき、耐圧・漏えい試験温度を管理していくことにより、健全性を確保していくことは可能であるとする。

炉心領域部の機械的性質の予測は監視試験により把握可能であり、また有意な欠陥のないことを超音波探傷検査及び漏えい検査により確認していることから、保全内容として適切である。

(6) 高経年化への対応

中性子照射脆化については、JEAC4201に基づき計画的に監視試験を実施し、定期的に超音波探傷検査及び漏えい検査を実施していく。

また、監視試験結果、炉心領域及び低圧注水ノズルの各構成材料の関連温度評価結果から、JEAC4206に基づき漏えい検査温度を設定していく。

なお、技術評価の結果から胴（炉心領域部）の中性子照射脆化が原子炉の安全性に影響を及ぼす可能性はないものとするが、今後の原子炉の運転時間・照射量を勘案して適切な時期に第5回監視試験を実施する。

5. まとめ

(1) 審査基準適合性

「2. 基本方針」で示した要求事項について技術評価を行った結果、すべての要求を満足しており、審査基準に適合していることを確認した。原子炉压力容器の中性子照射脆化についての要求事項との対比を表 32 に示す。

(2) 保守管理に関する方針として策定する事項

保守管理に関する方針を以下のとおり定め、運転期間延長認可申請書の添付資料三「保守管理に関する方針」にて記載するとともに、当該方針を長期保守管理方針として「東海第二発電所 原子炉施設保安規定」に定め、確実に実施していく。

東海第二発電所 保守管理に関する方針（抜粋）

機器名	保守管理に関する方針	実施時期*
原子炉压力容器	原子炉压力容器胴の中性子照射脆化については、今後の原子炉の運転時間・中性子照射量を勘案して適切な時期に第 5 回監視試験を実施する。	中長期

*：実施時期については、平成 30 年 11 月 28 日からの 5 年間を「短期」、平成 30 年 11 月 28 日からの 10 年間を「中長期」、平成 30 年 11 月 28 日からの 20 年間を「長期」とする。

表 32 (1/4) 原子炉圧力容器の中性子照射脆化についての要求事項との対比

審査基準, ガイド	要求事項	技術評価結果
<p>実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準</p>	<p>加圧熱衝撃評価の結果、原子炉圧力容器の評価対象部位において静的平面ひずみ破壊靱性値が応力拡大係数を上回ること。</p>	<p>「4. (3) 加圧熱衝撃評価」に示すとおり、設計基準事故時に、中性子照射脆化を考慮した加圧熱衝撃評価の結果、原子炉圧力容器の対象部位において静的平面ひずみ破壊靱性値が応力拡大係数を上回るものと判断する。</p> <p>また、重大事故等時の原子炉圧力容器の挙動を確認した結果、設計基準事故時に包絡されることから、重大事故等時においても静的平面ひずみ破壊靱性値が応力拡大係数を上回るものと判断する。</p>
<p>実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準</p>	<p>原子炉圧力容器について供用状態に応じ以下を満たすこと。ただし、上部柵吸収エネルギーの評価の結果、68 J 以上である場合は、この限りではない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・延性亀裂進展評価の結果、評価対象部位において亀裂進展抵抗が亀裂進展力を上回ること。 ・亀裂不安定性評価の結果、評価対象部位において亀裂進展抵抗と亀裂進展力が等しい状態で亀裂進展抵抗の微小変化率が亀裂進展力の微小変化率を上回ること。 ・欠陥深さ評価の結果、原子炉圧力容器胴部の評価対象部位において母材厚さの 75 % を超えないこと。 ・塑性不安定破壊評価の結果、評価対象部位において塑性不安定破壊を生じないこと。 	<p>「4. (2) 上部柵吸収エネルギー評価」に示すとおり、上部柵吸収エネルギー予測値が、2016 年 11 月時点及び運転開始後 60 年時点のいずれの場合においても、68 J を上回っており基準を満足していることを確認した。</p>
<p>実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準</p>	<p>上記評価の結果から、運転上の制限として遵守可能な、通常の 1 次冷却系の加熱・冷却時の 1 次冷却材温度・圧力の制限範囲又は原子炉冷却材圧力バウンダリに対する供用中の漏えい若しくは水圧検査時の原子炉冷却材の最低温度が設定可能と認められること。</p>	<p>「4. (1) 関連温度に基づく評価」に示すとおり、JEAC4201 により求めた関連温度移行量の予測値と測定値は、国内脆化予測式（マージン含む）の範囲内にあることを確認した。</p> <p>最低使用温度は、$T-RT_{\text{not}}$ 26 °C を考慮すると、運転開始後 60 年時点で 53 °C となり、通常運転時及び試験時に制限範囲を遵守可能であることを確認した。</p>

表 32 (2/4) 原子炉圧力容器の中性子照射脆化についての要求事項との対比

審査基準, ガイド	要求事項	技術評価結果
<p>実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド</p>	<p>運転期間延長認可申請に伴うものとして評価を行い、その結果の記載が求められる事項は次のとおり。</p> <p>①特別点検の結果を踏まえた劣化状況評価。</p> <p>②運転開始後 30 年を経過する日から 10 年以内のできるだけ遅い時期に取り出しした監視試験片の試験結果（監視試験片の取り出し時期は、試験等に要する期間を考慮した上で、申請書の提出期限に最も近い定期事業者検査とする）。</p>	<p>「4. (4) 現状保全」に示すとおり、特別点検において、原子炉圧力容器炉心領域部の母材及び溶接部に対して超音波探傷検査を実施した結果、中性子照射脆化による脆性破壊の起点となるような有意な欠陥は確認されていない。</p> <p>また、特別点検に合わせて実施した低圧注水ノズルコーナー部の超音波探傷検査においても、中性子照射脆化による脆性破壊の起点となるような有意な欠陥は確認されていない。</p> <p>監視試験について、運転開始後 30 年を経過する日（2008 年 11 月 28 日）から 10 年以内（5 年 2 ヶ月）の 2014 年 2 月（2011 年 3 月 11 日よりプラント停止中）に取り出した監視試験片による第 4 回監視試験を実施しており、その評価結果を記載している。</p>
	<p>運転期間延長認可申請に伴い策定するものとして記載が求められる事項は次のとおり。</p> <p>②運転開始後 40 年を経過する日から 10 年以内の適切な評価が実施できる時期に監視試験片を取り出し、当該監視試験片に基づき行う監視試験の計画。</p>	<p>「4. (6) 高経年化への対応」に示すとおり、保守管理に関する方針（長期保守管理方針）に、今後の原子炉の運転時間・照射量を勘案して適切な時期に第 5 回監視試験を実施することを記載した。</p>

表 32 (3/4) 原子炉圧力容器の中性子照射脆化についての要求事項との対比

審査基準, ガイド	要求事項	技術評価結果
<p>実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド</p>	<p>(1) 高経年化技術評価の審査 ②中性子照射脆化に係る健全性評価及び追加保全策の抽出運転することができている期間の延長を行う発電用原子炉について、実施ガイド3.1⑤に規定する監視試験の実施及びその結果に基づく健全性評価等が行われているかを審査する。 (2) 長期保守管理方針の審査 ①長期保守管理方針の策定 すべて追加保全策について長期保守管理方針として策定されているかを審査する。</p>	<p>「4. (1) 関連温度に基づく評価」に示すとおり、監視試験の実施及びその結果に基づく健全性評価を行った。</p> <p>「4. (6) 高経年化への対応」に示すとおり、保守管理に関する方針（長期保守管理方針）に、今後の原子炉の運転時間・照射量を勘案して適切な時期に第5回監視試験を実施することを記載した。</p>
<p>実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド</p>	<p>3.1 高経年化技術評価の実施及び見直し ③運転開始後40年を迎えるプラントの高経年化技術評価には、当該申請に至るまでの間の間の運転に伴い生じた原子炉その他の設備の劣化の状況の把握のために実施した点検（特別点検）の結果を適切に反映すること。</p>	<p>「4. (4) 現状保全」に示すとおり、特別点検において、原子炉圧力容器炉心領域部の母材及び溶接部に対して超音波探傷検査を実施した結果、中性子照射脆化による脆性破壊の起点となるような有意な欠陥は確認されていない。 また、特別点検に合わせて実施した低圧注水ノズルコーナー部の超音波探傷検査においても、中性子照射脆化による脆性破壊の起点となるような有意な欠陥は確認されていない。</p>

表 32 (4/4) 原子炉圧力容器の中性子照射脆化についての要求事項との対比

審査基準, ガイド	要求事項	技術評価結果
<p>実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド</p>	<p>⑤抽出された高経年化対策上着目すべき経年劣化事象について、以下に規定する期間の満了日までの期間について機器・構造物の健全性評価を行うとともに、必要に応じ現状の保守管理に追加すべき保全策（以下「追加保全策」という。）を抽出すること。 中性子照射脆化に係る健全性評価及び追加保全策の抽出に当たっては以下のとおりとすること。 運転することができている期間の延長を行う発電用原子炉に係る運転開始後 40 年を迎える高経年化技術評価及び運転開始後 50 年を迎える高経年化技術評価においては、それぞれ運転開始後 30 年を経過する日から 10 年以内のできるだけ遅い時期及び運転開始後 40 年を経過する日から 10 年以内の適切な評価が実施できる時期に監視試験片を取り出し、監視試験を行うこと。</p> <p>3.2 長期保守管理方針の策定及び変更 長期保守管理方針の策定及び変更に当たっては、以下の要求事項を満たすこと。 ②運転することができている期間の延長を行う発電用原子炉に係る運転開始後 40 年を迎える高経年化技術評価に伴い策定する長期保守管理方針については、3.1⑤に規定する運転開始後 40 年を経過する日から 10 年以内の適切な評価が実施できる時期に監視試験片を取り出し、当該監視試験片に基づき監視試験を行うことを加えること。</p>	<p>「4. (4) 現状保全」に示すとおり、運転開始後 40 年を迎える高経年化技術評価においては、それぞれ運転開始後 30 年を経過する日から 10 年以内のできるだけ遅い時期に監視試験片を取り出し、監視試験を行った。 また、「4. (6) 高経年化への対応」に示すとおり、運転開始後 50 年を迎える高経年化技術評価においては、保守管理に関する方針（長期保守管理方針）に、運転開始後 40 年を経過する日から 10 年以内の適切な評価が実施できる時期に監視試験片を取り出し、監視試験を行うことを記載した。</p> <p>「4. (6) 高経年化への対応」に示すとおり、保守管理に関する方針（長期保守管理方針）に、運転開始後 40 年を経過する日から 10 年以内の適切な評価が実施できる時期に監視試験片を取り出し、監視試験を行うことを記載した。</p>

＜重大事故等時における原子炉圧力容器内温度及び圧力の挙動＞

重大事故等時における原子炉圧力容器内温度及び圧力の挙動を表 1 に、炉心損傷防止対策の有効性評価における各重大事故シーケンスと「原子炉冷却材喪失」の原子炉圧力容器内温度*の低下挙動の比較を図 1 に、参考として「原子炉停止機能喪失」と過大圧力の原子炉圧力容器内圧力の低下挙動の比較を図 2 に示す。

表 1 全ての事故シーケンスグループ及び格納容器破損モードにおける原子炉圧力容器内温度の低下挙動及び原子炉圧力容器内圧力の上昇挙動

事故シーケンスグループ等	原子炉圧力容器内温度*の低下挙動	原子炉圧力容器内圧力の上昇挙動(参考)
高圧・低圧注水機能喪失	原子炉減圧後、約 12 分で約 293 °C から約 138 °C まで低下	主蒸気隔離弁閉止後、約 4 分で約 6.37 MPa[gage] から約 7.79 MPa[gage] まで上昇
高圧注水・減圧機能喪失	原子炉減圧後、約 17 分で約 293 °C から約 150 °C まで低下	主蒸気隔離弁閉止後、約 4 分で約 6.37 MPa[gage] から約 7.79 MPa[gage] まで上昇
全交流動力電源喪失(長期 TB, 津波浸水による最終ヒートシンク喪失)	原子炉減圧後、約 15 分で約 293 °C から約 138 °C まで低下	主蒸気隔離弁閉止後、約 6 秒で約 6.87 MPa[gage] から約 8.16 MPa[gage] まで上昇
全交流動力電源喪失(TBD, TBU)	原子炉減圧後、約 15 分で約 294 °C から約 138 °C まで低下	主蒸気隔離弁閉止後、約 6 秒で約 6.87 MPa[gage] から約 8.16 MPa[gage] まで上昇
全交流動力電源喪失(TBP)	約 298 °C まで上昇後、約 188 分で約 138 °C まで低下	主蒸気隔離弁閉止後、約 6 秒で約 6.87 MPa[gage] から約 8.16 MPa[gage] まで上昇
崩壊熱除去機能喪失(取水機能喪失)	原子炉減圧後、約 13 分で約 291 °C から約 138 °C まで低下	主蒸気隔離弁閉止後、約 3 分で約 6.37 MPa[gage] から約 7.79 MPa[gage] まで上昇
崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系機能喪失)	原子炉減圧後、約 14 分で約 292 °C から約 138 °C まで低下	主蒸気隔離弁閉止後、約 11 分で約 5.20 MPa[gage] から約 7.79 MPa[gage] まで上昇
LOCA 時注水機能喪失(中小破断)	原子炉減圧後、約 8 分で約 294 °C から約 138 °C まで低下	主蒸気隔離弁閉止後、約 1 分で約 6.37 MPa[gage] から約 7.79 MPa[gage] まで上昇
格納容器パイパス(残留熱除去系配管破断)	原子炉減圧後、約 9 分で約 293 °C から約 138 °C まで低下	主蒸気隔離弁閉止後、約 2 分で約 6.38 MPa[gage] から約 7.79 MPa[gage] まで上昇
原子炉停止機能喪失	—	主蒸気隔離弁閉止後、約 5.6 秒で約 7.23 MPa[gage] から約 8.19 MPa[gage] まで上昇
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	原子炉冷却材喪失後、約 15 秒で約 132 °C から約 94 °C まで低下	原子炉冷却材喪失後、原子炉圧力容器が低圧となる事象であり、評価不要
水素燃焼		
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	原子炉圧力容器が破損するシーケンスであり、評価不要	
原子炉冷却材喪失	15 秒で 276 °C から 138 °C まで低下	—
過大圧力	—	2 秒で 7.24 MPa[gage] から 9.31 MPa[gage] まで上昇

*: 温度は圧力条件での飽和蒸気温度としており、温度低下挙動は圧力低下挙動から類推できる



図 1 (1/9) 高圧・低圧注水機能喪失と原子炉冷却材喪失との比較

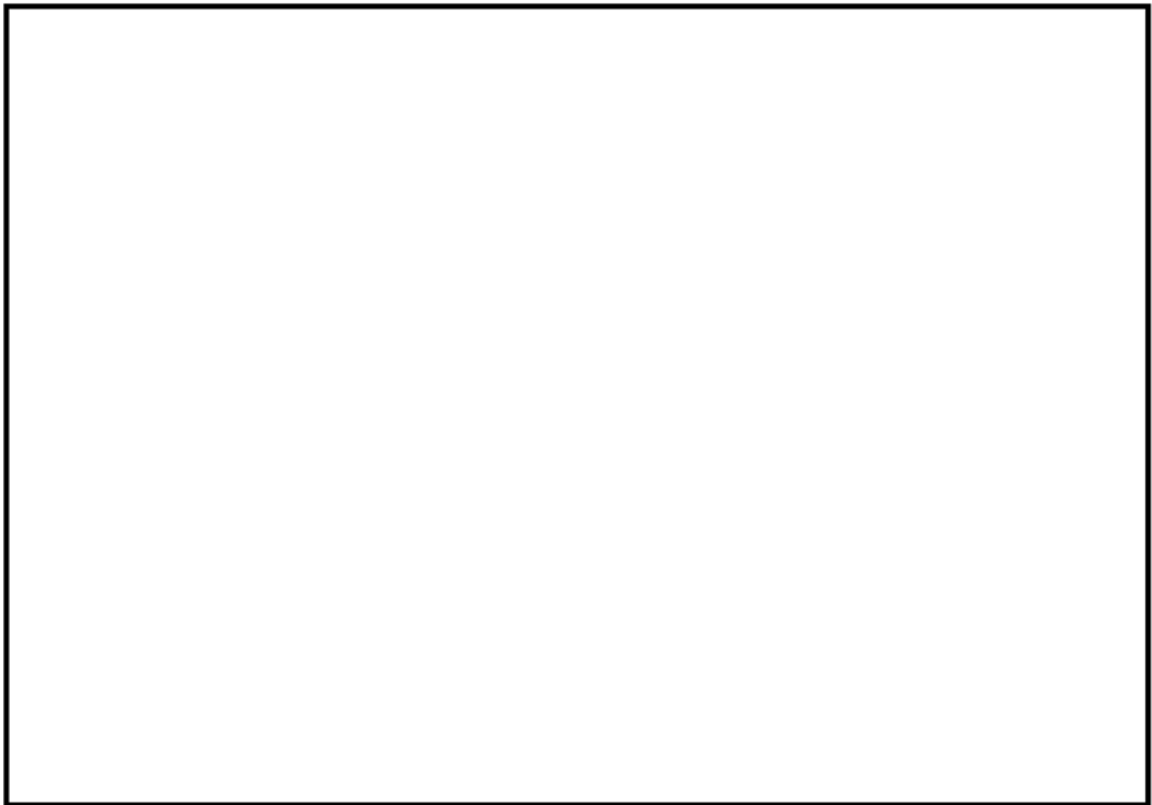


図 1 (2/9) 高圧注水・減圧機能喪失と原子炉冷却材喪失との比較

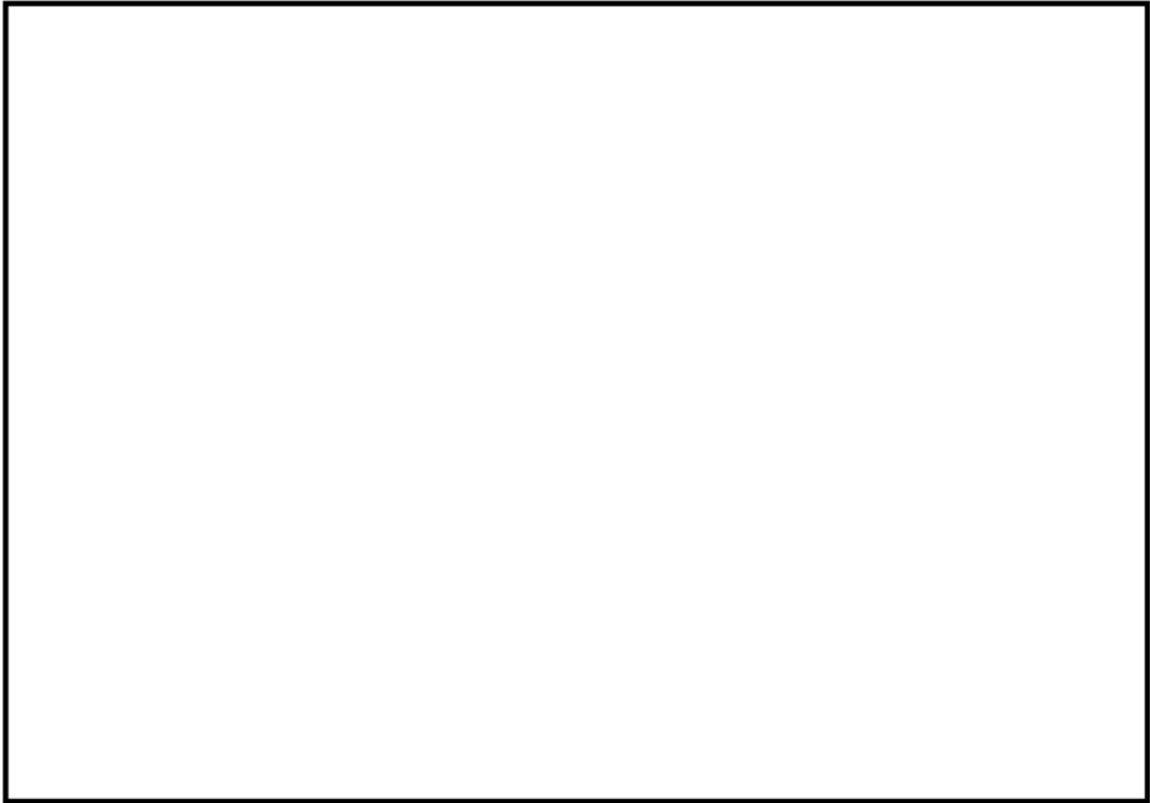


図 1 (3/9) 全交流動力電源喪失（長期 TB）と原子炉冷却材喪失との比較

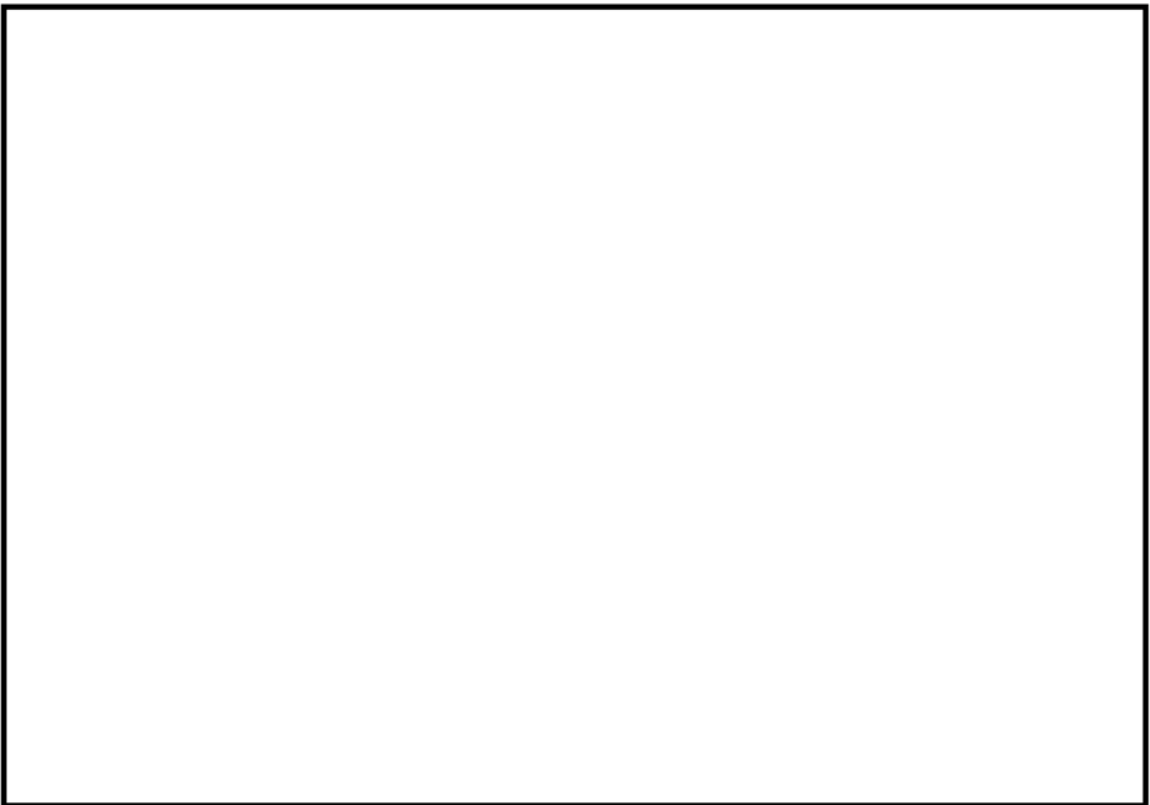


図 1 (4/9) 全交流動力電源喪失（TBD, TBU）と原子炉冷却材喪失との比較

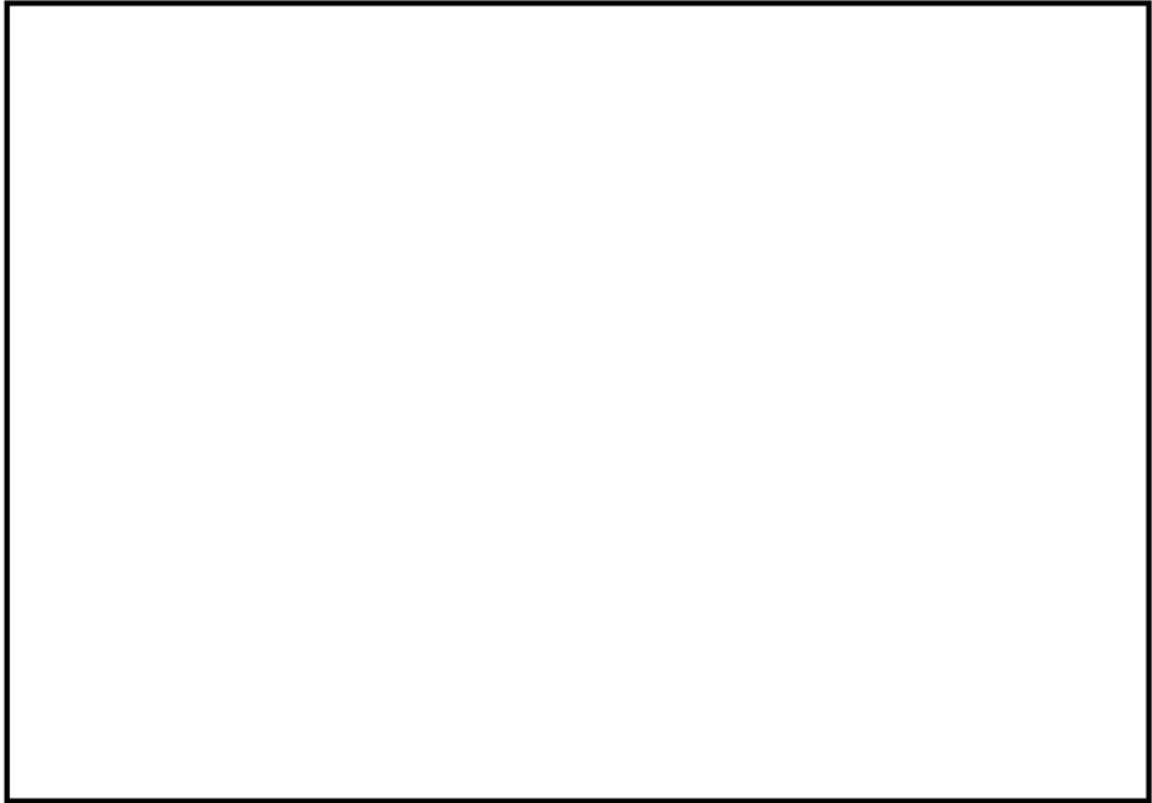


図 1 (5/9) 全交流動力電源喪失 (TBP) と原子炉冷却材喪失との比較

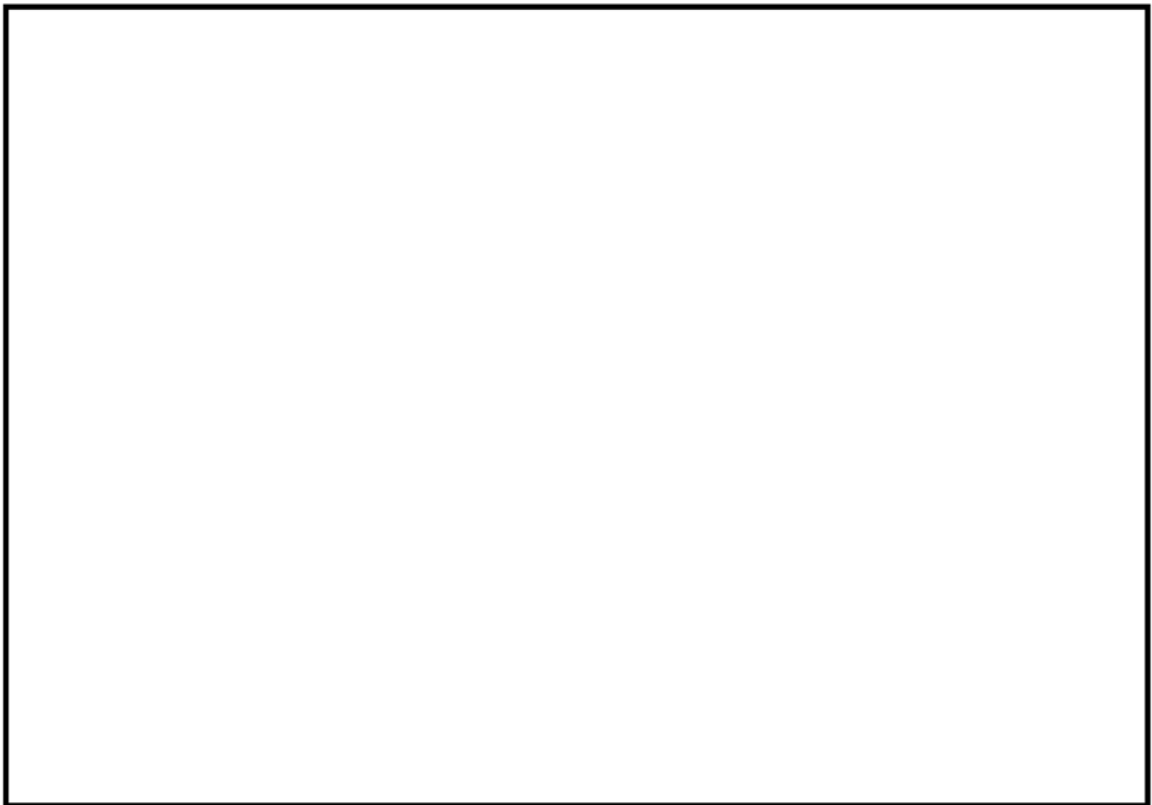


図 1 (6/9) 崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失) と原子炉冷却材喪失との比較

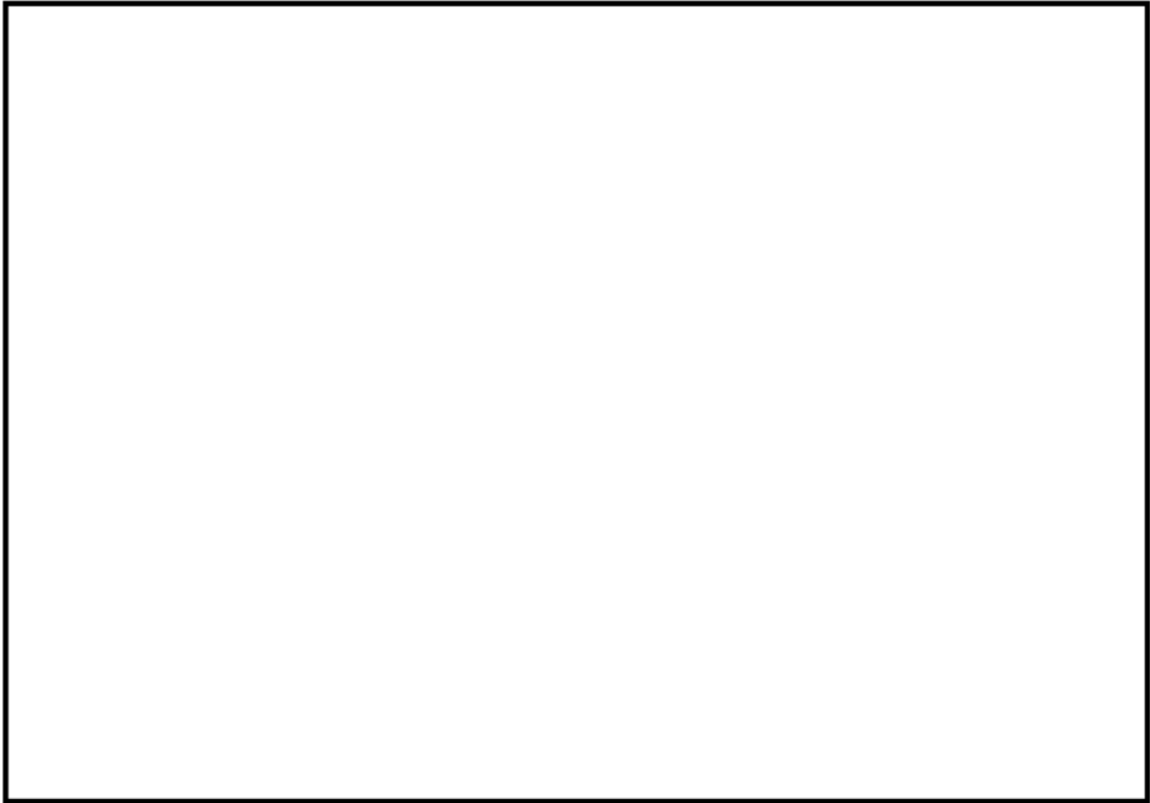


図 1 (7/9) 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系機能喪失）と原子炉冷却材喪失との比較

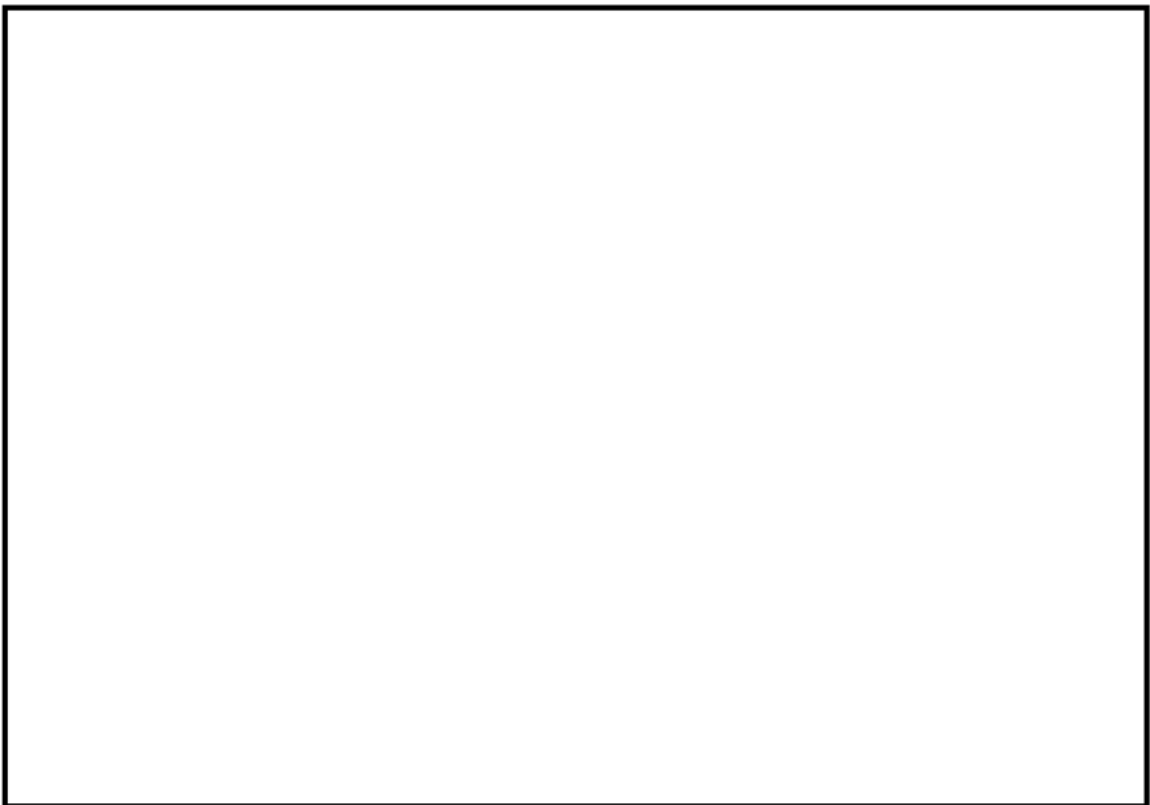


図 1 (8/9) LOCA 時注水機能喪失と原子炉冷却材喪失との比較

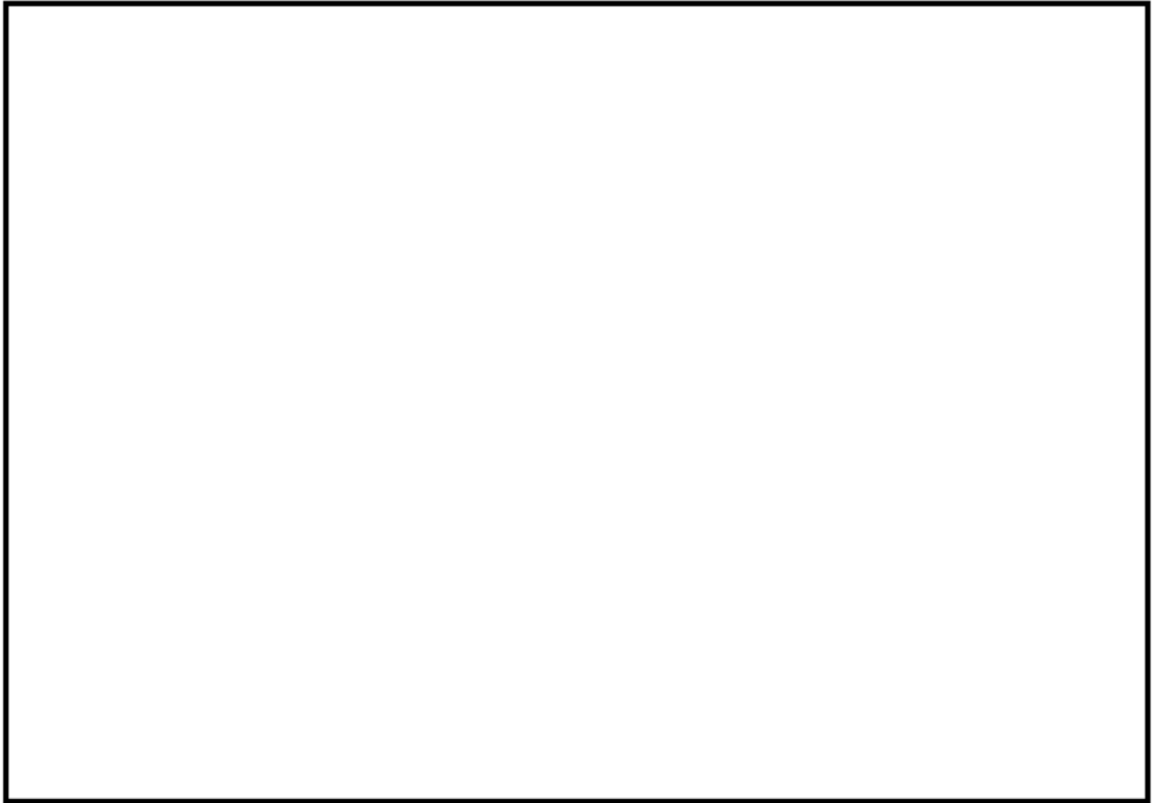


図 1 (9/9) 格納容器バイパスと原子炉冷却材喪失との比較

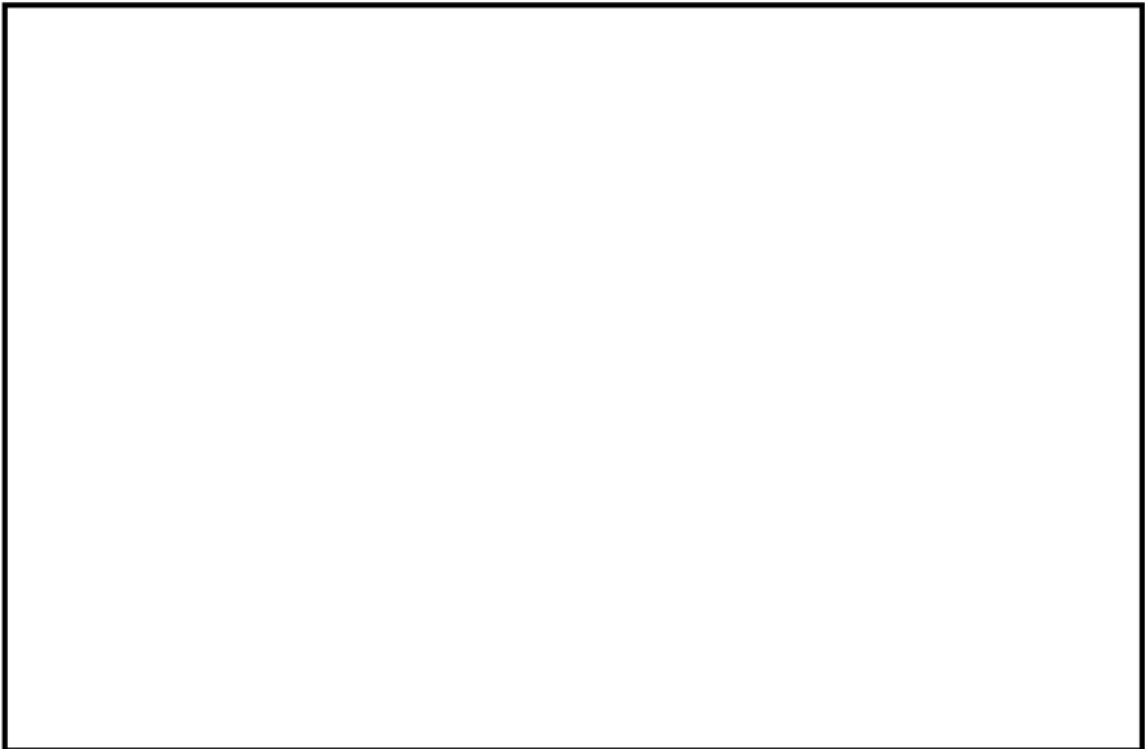


図 2 原子炉停止機能喪失と過大圧力との比較 (原子炉圧力容器内圧力の上昇挙動)