

別添 7

添 付 書 類 十

変更後における発電用原子炉施設において事故が発生した場合
における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備
に関する説明書

下記項目の記述及び関連図面等を次のとおり変更，追加又は削除する。

〔その 2－新型 8×8 燃料が装荷され，新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料が装荷されるまでのサイクル〕

4. 重大事故及び仮想事故（削除）

〔その 3－新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料が装荷され，高燃焼度 8×8 燃料が装荷されるまでのサイクル〕

4. 重大事故及び仮想事故（削除）

〔その 4－高燃焼度 8×8 燃料が装荷されたサイクル以降 9×9 燃料が装荷されるまでのサイクル〕

4. 重大事故及び仮想事故（削除）

〔その 5－9×9 燃料が装荷されたサイクル以降〕

「第 3.4.2－2 表 主蒸気管破断時の核分裂生成物放出量（事故）」を「第 3.4.2－2 表 主蒸気管破断時の核分裂生成物放出量」に，「第 3.4.2－4 表 主蒸気管破断時の実効線量（事故）」を「第 3.4.2－4 表 主蒸気管破断時の実効線量」に，「第 3.4.4－1 表 原子炉冷却材喪失時の核分裂生成物放出量（事故）」を「第 3.4.4－1 表 原子炉冷却材喪失時の核分裂生成物放出量」に，「第 3.4.4－2 表 原子炉冷却材喪失時のエネルギー群別 γ 線積算線源強度（事故）」を「第 3.4.4－2 表 原子炉冷却材喪失時のエネルギー群別 γ 線積算線源強度」に，「第 3.4.4－3 表 原子炉冷却材喪失時の実効線量（事故）」を「第 3.4.4－3 表 原子炉冷却材喪失時の実効線量」に，「第 3.4.2－4 図 主蒸気管破断（事故）時の希ガスの大気放出過

程（ γ 線 0.5MeV 換算値）」を「第 3.4.2-4 図 主蒸気管破断時の希ガスの大気放出過程（ γ 線 0.5MeV 換算値）」に，「第 3.4.2-5 図 主蒸気管破断（事故）時のハロゲン等の大気放出過程」を「第 3.4.2-5 図 主蒸気管破断時のハロゲン等の大気放出過程」に，「第 3.4.4-1 図 原子炉冷却材喪失（事故）時の希ガスの大気放出過程（ γ 線 0.5MeV 換算値）」を「第 3.4.4-1 図 原子炉冷却材喪失時の希ガスの大気放出過程（ γ 線 0.5MeV 換算値）」に，「第 3.4.4-2 図 原子炉冷却材喪失（事故）時のよう素の大気放出過程」を「第 3.4.4-2 図 原子炉冷却材喪失時のよう素の大気放出過程」に変更する。

3. 事故解析

3.4 環境への放射性物質の異常な放出

3.4.1 放射性気体廃棄物処理施設の破損

3.4.1.3 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

3.4.1.3.2 線量の評価

(1) 評価前提

3.4.2 主蒸気管破断

3.4.2.4 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

3.4.2.4.2 線量の評価

(1) 評価前提

3.4.3 燃料集合体の落下

3.4.3.3 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

3.4.3.3.2 線量の評価

(1) 評価前提

(3) 評価結果

3.4.4 原子炉冷却材喪失

3.4.4.3 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

3.4.4.3.2 線量の評価

(1) 評価前提

3.4.5 制御棒落下

3.4.5.3 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

3.4.5.3.2 線量の評価

(1) 評価前提

(3) 評価結果

第 3.4.1－2 表 放射性気体廃棄物処理施設の破損時の実効線量

第 3.4.3－2 表 燃料集合体の落下時の実効線量

第 3.4.5－2 表 制御棒落下時の実効線量

4. 重大事故及び仮想事故

〔その 5－9×9 燃料が装荷されたサイクル以降〕

3. 事故解析

3.4 環境への放射性物質の異常な放出

3.4.1 放射性気体廃棄物処理施設の破損

3.4.1.3 核分裂生成物の放出量及び線量の評価⁽¹⁷⁾⁽¹⁸⁾⁽³³⁾

3.4.1.3.2 線量の評価

(1) 評価前提

大気中に放出される希ガスは換気空調系の作動を考慮するので排気筒から放出されるものとする。放出された希ガスによるγ線空気カーマは、添付書類六の「5.5.3 大気拡散の計算に使用する気象条件」に記述する相対線量に希ガスの全放出量を乗じて求める。

3.4.2 主蒸気管破断

3.4.2.4 核分裂生成物の放出量及び線量の評価⁽¹⁷⁾⁽¹⁸⁾⁽³³⁾

3.4.2.4.2 線量の評価

(1) 評価前提

大気中へ放出される核分裂生成物は、タービン建屋から地上放散するものとし、これによる実効線量の計算は、次の仮定に基づいて行う。

- a. 主蒸気隔離弁閉止前に放出された核分裂生成物を含む冷却材は、高温低湿状態の外気中で完全蒸発し、半球状の蒸気雲を形成するものとする。
- この場合、蒸気雲が小さいほど実効線量が高くなり、外気条件として温度が高く、相対湿度が低いほど蒸気雲は小さくなる。本評価では、蒸気雲の大きさを求めるに当たり、温度として 33℃、相対湿度として 40%を用いる。

b. この半球状の蒸気雲は、短時間放出を考慮して風下方向に 1m/s の速度で移動するものとする。

c. 主蒸気隔離弁閉止後、主蒸気隔離弁を通して大気中へ放出される核分裂生成物による非居住区域境界外での地表空気中濃度は、添付書類六の「5.5.3 大気拡散の計算に使用する気象条件」に記述する相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。

また、非居住区域境界外での希ガス、ハロゲン等による γ 線空気カーマは、添付書類六の「5.5.3 大気拡散の計算に使用する気象条件」に記述する相対線量に希ガス及びハロゲン等の全放出量を乗じて求める。

3.4.3 燃料集合体の落下

3.4.3.3 核分裂生成物の放出量及び線量の評価⁽¹⁷⁾⁽¹⁸⁾⁽³³⁾

3.4.3.3.2 線量の評価

(1) 評価前提

大気中へ放出される核分裂生成物は、排気筒から放出されるものとし、これによる実効線量の計算は、次の仮定に基づいて行う。

a. 非居住区域境界外での地表空気中濃度は、添付書類六の「5.5.3 大気拡散の計算に使用する気象条件」に記述する相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。

b. 非居住区域境界外での希ガスによる γ 線空気カーマは、添付書類六の「5.5.3 大気拡散の計算に使用する気象条件」に記述する相対線量に希ガスの全放出量を乗じて求める。

(3) 評価結果

上記の評価方法に基づき非居住区域境界外での実効線量を評価した結果は、第 3.4.3-2 表のとおり約 $1.8 \times 10^{-2} \text{mSv}$ である。

上記の値から判断して、本事故による周辺の公衆に与える放射線被ばく
のリスクは十分に小さいものと考えられる。

3.4.4 原子炉冷却材喪失

3.4.4.3 核分裂生成物の放出量及び線量の評価⁽¹⁷⁾⁽¹⁸⁾⁽³³⁾

3.4.4.3.2 線量の評価

(1) 評価前提

大気中へ放出される核分裂生成物は、排気筒から放出されるものとし、
これによる実効線量並びに原子炉建屋内の核分裂生成物からの直接線及び
スカイシャイン線による実効線量の計算は、次の仮定に基づいて行う。

- a. 非居住区域境界外での地表空气中濃度は、添付書類六の「5.5.3 大
気拡散の計算に使用する気象条件」に記述する相対濃度に核分裂生成物
の全放出量を乗じて求める。
- b. 非居住区域境界外での希ガスによる γ 線空気カーマは、添付書類六の
「5.5.3 大気拡散の計算に使用する気象条件」に記述する相対線量に
希ガスの全放出量を乗じて求める。
- c. 直接線及びスカイシャイン線による実効線量は、原子炉建屋内の核分
裂生成物による γ 線積算線源強度を用い、原子炉建屋の遮蔽効果を考慮
して求める。

3.4.5 制御棒落下

3.4.5.3 核分裂生成物の放出量及び線量の評価⁽¹⁷⁾⁽¹⁸⁾⁽³³⁾

3.4.5.3.2 線量の評価

(1) 評価前提

大気中へ放出される核分裂生成物は、排気筒から放出されるものとし、

これによる実効線量の計算は、次の仮定に基づいて行う。

- a. 非居住区域境界外での地表空気中濃度は、添付書類六の「5.5.3 大気拡散の計算に使用する気象条件」に記述する相対濃度に核分裂生成物の全放出量を乗じて求める。
- b. 非居住区域境界外での希ガスによる γ 線空気カーマは、添付書類六の「5.5.3 大気拡散の計算に使用する気象条件」に記述する相対線量に希ガスの全放出量を乗じて求める。

(3) 評価結果

上記の評価方法に基づき非居住区域境界外での実効線量を評価した結果は、第3.4.5-2表のとおり約 3.2×10^{-3} mSvである。

上記の値から判断して、本事故による周辺の公衆に与える放射線被ばくのリスクは十分に小さいものと考えられる。

第3.4.1-2表 放射性気体廃棄物処理施設の破損時の実効線量

実 効 線 量 (mSv)
約 5.3×10^{-2}

第3.4.3-2表 燃料集合体の落下時の実効線量

実 効 線 量 (mSv)
約1.8×10^{-2}

第3.4.5－2表 制御棒落下時の実効線量

実 効 線 量 (mSv)
約 3.2×10^{-3}

〔その 2－新型 8 × 8 燃料が装荷され，新型 8 × 8 ジルコニウムライナ燃料が装荷されるまでのサイクル〕

「4. 重大事故及び仮想事故」の記述及び関連図面等を削除する。

〔その 3－新型 8 × 8 ジルコニウムライナ燃料が装荷され，高燃焼度 8 × 8 燃料が装荷されるまでのサイクル〕

「4. 重大事故及び仮想事故」の記述及び関連図面等を削除する。

〔その 4－高燃焼度 8×8 燃料が装荷されたサイクル以降 9×9 燃料が装荷されるまでのサイクル〕

「4. 重大事故及び仮想事故」の記述及び関連図面等を削除する。

〔その 5－9×9 燃料が装荷されたサイクル以降〕

「4. 重大事故及び仮想事故」の記述及び関連図面等を削除し、以下のとおり、「4. 重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故」を追加する。

4. 重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故

4.1 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力

重大事故等が発生した場合又は大規模損壊が発生した場合における、当該事故等に対処するために必要な体制を整備する。

4.1.1 重大事故等対策

4.1.1.1 重大事故等対処設備

重大事故等対処設備において、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えるために必要な手順等を適切に整備する。

想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備の運搬、又は他の設備における被害状況の把握のため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう実効性のある運用管理を行う。

4.1.1.2 復旧作業

重要安全施設の取替え可能な機器、部品等について、適切な予備品への取替えのために必要な機材等を確保する。

上記予備品等を、外部事象の影響を受けにくい場所に、位置的分散などを考慮して保管する。

想定される重大事故等が発生した場合において、設備の復旧作業のため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう実効性のある運用管理を行う。

4.1.1.3 支援

発電所内であらかじめ用意された手段（重大事故等対処設備，予備品，燃料等）により，事故発生後 7 日間は事故収束対応を維持できるよう管理を行う。

関係機関と協議・合意の上，外部からの支援計画を定める。

発電所外であらかじめ用意された手段により，事故発生後 6 日間までに支援を受けられるよう管理を行う。

4.1.1.4 手順書の整備，訓練の実施及び体制の整備

重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう，あらかじめ以下の項目についての手順書を適切に整備し，訓練を行うとともに，人員を確保するなどの必要な体制を適切に整備する。

- (1) 緊急停止失敗時に原子炉を未臨界にするための手順等
- (2) 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に原子炉を冷却するための手順等
- (3) 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
- (4) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための手順等
- (5) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
- (6) 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
- (7) 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等
- (8) 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等
- (9) 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等
- (10) 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等
- (11) 使用済燃料プールの冷却等のための手順等
- (12) 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
- (13) 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等

- (14) 電源の確保に関する手順等
- (15) 事故時の計装に関する手順等
- (16) 中央制御室の居住性等に関する手順等
- (17) 監視測定等に関する手順等
- (18) 緊急時対策所の居住性等に関する手順等
- (19) 通信連絡に関する手順等

4.1.2 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応

大規模損壊が発生した場合を想定し、以下の項目についての手順書を適切に整備する。

また、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材を適切に整備する。

- (1) 大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動
- (2) 大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策
- (3) 大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策
- (4) 大規模損壊発生時における使用済燃料プールの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策
- (5) 大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策

4.2 重大事故等対策の有効性評価に関する基本方針

4.2.1 基本的考え方

本原子炉施設の重大事故等対策の有効性評価の目的は、以下のとおりである。

(1) 炉心損傷防止対策の有効性の確認

本原子炉施設が、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものであり、本原子炉施設の炉心損傷防止対策の有効性があることを確認する。

(2) 格納容器破損防止対策の有効性の確認

本原子炉施設が、重大事故が発生した場合において、格納容器の破損及び敷地外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたものであり、本原子炉施設の格納容器破損防止対策の有効性があることを確認する。

(3) 使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性の確認

本原子炉施設が、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、使用済燃料プール内に貯蔵されている燃料体の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものであり、本原子炉施設の使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性があることを確認する。

(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の確認

本原子炉施設が、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものであり、本原子炉施設の運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性があることを確認する。

4.2.1.1 炉心損傷防止対策の有効性評価に関する基本方針

(1) 評価事象

評価する事故シーケンスグループは、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則の解釈」に基づき，運転時の異常な過渡変化及び事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないように設計することを求められる構築物，系統及び機器がその安全機能を喪失した場合であって，炉心の著しい損傷に至る可能性があると想定する事故シーケンスグループであり，以下のものとする。

a．必ず想定する事故シーケンスグループ

- (a) 高圧・低圧注水機能喪失
- (b) 高圧注水・減圧機能喪失
- (c) 全交流動力電源喪失
- (d) 崩壊熱除去機能喪失
- (e) 原子炉停止機能喪失
- (f) L O C A時注水機能喪失
- (g) 格納容器バイパス（インターフェイスシステム L O C A）

b．個別プラント評価により抽出した事故シーケンスグループ

内部事象に関する確率論的リスク評価（以下「P R A」という。）及び外部事象に関する P R A（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施し，その結果，a．の事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが抽出された場合には，想定する事故シーケンスグループとして追加する。なお，「有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループ」については，a．の事故シーケンスグループと炉心損傷頻度又は影響度の観点から同程度であるか等から総合的に判断する。

上記の想定する事故シーケンスグループごとに、炉心の著しい損傷に至る重要な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定し、評価対象とする。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下とする。

- (a) 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。
- (b) 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。
- (c) 炉心損傷防止に必要な設備容量（流量又は逃がし弁容量等）が大きい。
- (d) 事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。

(2) 評価項目

想定する事故シーケンスグループのうち著しい炉心損傷後の格納容器の機能に期待できるものにあつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。また、想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シーケンス及び格納容器バイパス）にあつては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。

「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目をおおむね満足することを確認することをいう。

- a. 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。

「炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。

- (a) 燃料被覆管の最高温度が 1,200℃以下であること。
- (b) 燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15%以下であること。
- b. 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力である 8.62MPa[gage]の 1.2 倍の圧力 10.34MPa[gage]を下回ること。
- c. 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力である 0.31MPa[gage]又は限界圧力（最高使用圧力の 2 倍）である 0.62MPa[gage]⁽¹⁾を下回ること。
- d. 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度であるドライウェル 171℃、サプレッション・チェンバ 104℃又は限界温度である 200℃⁽¹⁾を下回ること（格納容器の健全性に影響を与えない短時間の超過を除く。）。

4.2.1.2 格納容器破損防止対策の有効性評価

(1) 評価事象

評価する格納容器破損モードは、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」に基づき、以下のものとする。

- a. 必ず想定する格納容器破損モード
 - (a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
 - (b) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
 - (c) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
 - (d) 水素燃焼
 - (e) 格納容器直接接触（シェルアタック）
 - (f) 溶融炉心・コンクリート相互作用

b. 個別プラント評価により抽出した格納容器破損モード

内部事象に関する P R A 及び外部事象に関する P R A（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施し，その結果， a . の格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードが抽出された場合には，想定する格納容器破損モードとして追加する。

上記の想定する格納容器破損モードごとに，評価結果を厳しくするシーケンスを選定し，評価対象とする。

(2) 評価項目

想定する格納容器破損モードに対して，格納容器の破損及び敷地外への放射性物質の異常な水準の放出を防止する対策に有効性があることを確認する。

「有効性があることを確認する」とは，以下の評価項目をおおむね満足することを確認することをいう。

a . 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力である 0.31MPa[gage] 又は限界圧力（最高使用圧力の 2 倍）である 0.62MPa[gage]を下回ること。

b . 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度であるドライウエル 171℃，サプレッション・チェンバ 104℃又は限界温度である 200℃を下回ること（格納容器の健全性に影響を与えない短時間の超過を除く。）。

c . 放射性物質の総放出量は，放射性物質による環境への汚染の視点も含め，環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。

d . 原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は 2.0MPa [gage] 以下に低減されていること。

e. 急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。

f. 格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。

「格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること」とは、以下の要件を満たすこと。

(a) 格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して 13vol%以下又は酸素濃度が 5vol%以下であること。

g. 可燃性ガスの蓄積，燃焼が生じた場合においても，a. の要件を満足すること。

h. 格納容器の床上に落下した溶融炉心が床面を拡がり原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。

i. 溶融炉心による侵食によって，格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。

4.2.1.3 使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 評価事象

評価する事象は，「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則の解釈」に基づき，使用済燃料プール内に貯蔵されている燃料体の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する以下の想定事故 1 及び想定事故 2 とする。

a. 想定事故 1

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより，使用済燃料プール内の水の温度が上昇し，蒸発により水位が低下する事故。

b. 想定事故 2

サイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な喪失が発

生し、使用済燃料プールの水位が低下する事故。

(2) 評価項目

想定事故 1 及び想定事故 2 に対して、使用済燃料プールに貯蔵されている燃料体の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。

「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を満足することを確認することをいう。

- a. 燃料有効長頂部が冠水していること。
- b. 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。
- c. 未臨界が維持されていること。

4.2.1.4 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

(1) 評価事象

評価する事故シーケンスグループは、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」に基づき、運転停止中の原子炉において燃料体の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故シーケンスグループであり、以下のものとする。

- a. 必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループ
 - (a) 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）
 - (b) 全交流動力電源喪失
 - (c) 原子炉冷却材の流出
 - (d) 反応度の誤投入

- b. 個別プラント評価により抽出した運転停止中事故シーケンスグループ

停止時に関する P R A（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施し、その結果、a. の運転停止中事故シーケンスグループに含

まれな有意な頻度又は影響をもたらす運転停止中事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する運転停止中事故シーケンスグループとして追加する。

上記の想定する運転停止中事故シーケンスグループごとに、燃料損傷に至る重要な事故シーケンスを選定し、評価対象とする。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下とする。

- (a) 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。
- (b) 燃料損傷回避に必要な設備容量（流量等）が大きい。
- (c) 運転停止中事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。

(2) 評価項目

想定する運転停止中事故シーケンスグループに対して、運転停止中の原子炉内燃料体の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。

「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を満足することを確認することをいう。

- a. 燃料有効長頂部が冠水していること。
- b. 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。
- c. 未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界，又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）。

4.2.2 個別プラント評価による事故シーケンスグループの抽出

4.2.2.1 炉心損傷防止対策の有効性評価に係る事故シーケンスグループの抽出

炉心損傷防止対策の有効性評価に係る事故シーケンスグループの抽出を目的に、出力運転時の内部事象及び外部事象（地震及び津波）に対して、P R Aの知見等を活用して事故シーケンスグループの抽出を行い、「4.2.1.1(1) a. 必ず想定する事故シーケンスグループ」との包含関係の確認を実施する。

出力運転時の内部事象P R Aで対象とする各起因事象から炉心損傷に至ることを防止するための緩和手段の組合せ等をイベントツリーで分析し、炉心損傷に至る各事故シーケンスの抽出の上、事故シーケンスグループの分類を実施する。評価するプラント状態は、重大事故等対策の有効性を確認する観点から、各種重大事故等対策を考慮しないものとする。

評価結果は第4.2.2-1図～第4.2.2-4図のとおりであり、評価により抽出された事故シーケンスグループは、「4.2.1.1(1) a. 必ず想定する事故シーケンスグループ」に含まれており、新たに追加すべき事故シーケンスグループはない。

外部事象である地震及び津波については、建屋・構築物や大型機器の損傷等の大規模又は広範囲な影響によって炉心損傷に至る事故シーケンスについても取り扱っているが、これらの外部事象特有の起因事象については、地震及び津波それぞれについて階層イベントツリーを用いて評価を行うとともに、フロントラインイベントツリーを用いて事故シーケンスグループの分類を実施する。評価するプラント状態は、重大事故等対策の有効性を確認する観点から、各種重大事故等対策を考慮しないものとする。

評価結果を第4.2.2-5図～第4.2.2-8図に示す。原子炉建屋等が該当する建物・構築物の損傷や、非常用炉心冷却系の性能を上回る原子炉冷却材の

流出を仮定した冷却材喪失（E x c e s s i v e－L O C A）については、緩和設備に期待するモデル化は困難と判断し、炉心損傷に直結する起因事象として整理する。また、計装・制御機能喪失及び直流電源機能喪失については、炉心損傷の起因となると同時に、緩和設備の広範な喪失につながる可能性があるため、炉心損傷に直結する起因事象として整理する。ただし、これらの事故シーケンスについても、注水機能や電源機能等の安全機能の喪失、又は複数の安全機能の喪失を経て炉心損傷に至るものであり、抽出された事故シーケンスグループは、内部事象と同様に、「4.2.1.1(1) a. 必ず想定する事故シーケンスグループ」に含まれており、新たに追加すべき事故シーケンスグループはない。

以上より、新たに追加すべき事故シーケンスグループは抽出されないことが確認された。

4.2.2.2 格納容器破損防止対策の有効性評価に係る格納容器破損モードの抽出

格納容器破損防止対策の有効性評価に係る格納容器破損モードの抽出を目的に、出力運転時の内部事象及び外部事象（地震及び津波）に対して、P R Aの知見等を活用して格納容器破損モードの抽出を行い、「4.2.1.2(1) a. 必ず想定する格納容器破損モード」との包含関係の確認を実施する。

格納容器破損に至るまでを評価するP R Aで使用する格納容器イベントツリーで分析し、格納容器破損モードを抽出の上、格納容器破損モードの分類を実施する。評価するプラント状態は、重大事故等対策の有効性を確認する観点から、各種重大事故等対策を考慮しないものとする。また、格納容器隔離失敗については、炉心損傷防止対策の有効性評価において格納容器バイパス（インターフェイスシステムL O C A）を想定する事故シーケンスグループ

ブに含めていることから、ここでは想定する格納容器破損モードには含めないものとする。

評価結果は第4.2.2-9図及び第4.2.2-10図のとおりであり、評価により抽出された格納容器破損モードは、「4.2.1.2(1) a. 必ず想定する格納容器破損モード」に含まれており、新たに追加すべき格納容器破損モードはない。また、「4.2.1.2(1) a. 必ず想定する格納容器破損モード」のうち、水素燃焼については、可燃性ガスの発生を考慮して窒素ガスで置換することで格納容器を不活性化しているため、また、格納容器直接接触（シェルアタック）については、本原子炉施設の格納容器では格納容器下部内から熔融炉心が拡がらない形状となっているため、本原子炉施設の格納容器イベントツリーにおいては考慮する必要がない格納容器破損モードとしている。

外部事象については、炉心損傷に至る事故シーケンスのグループ化において、外部事象特有の事故シーケンスグループが抽出されていないことから、内部事象及び外部事象のどちらを起因としても、炉心損傷後に想定される物理現象の発生や格納容器破損に至るまでの事象進展は同様である。よって、外部事象を考慮した場合においても、内部事象評価にて抽出された格納容器破損モードに対して追加すべきものはない。

以上より、新たに追加すべき格納容器破損モードは抽出されないことが確認された。

4.2.2.3 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に係る事故シーケンスグループの抽出

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に係る事故シーケンスグループの抽出を目的に、原子炉の停止状態を評価するP R A（以下「停止時P R A」という。）の知見を活用して事故シーケンスグループの抽

出を行い、「4.2.1.4(1) a. 必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループ」との包含関係の確認を実施する。

停止時PRAで使用するイベントツリーで分析し、燃料損傷に至る各事故シーケンスを抽出の上、事故シーケンスグループの分類を実施する。評価するプラント状態は、重大事故等対策の有効性を確認する観点から、各種重大事故等対策を考慮しないものとする。

評価結果は第4.2.2-11図のとおりであり、評価により抽出された事故シーケンスグループは、「4.2.1.4(1) a. 必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループ」に含まれており、新たに追加すべき事故シーケンスグループはない。なお、「4.2.1.4(1) a. 必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループ」のうち、反応度の誤投入については、複数の人的過誤や機器故障が重畳しない限り発生せず、また、仮に発生した場合においても、その影響は局所的であり、大規模な燃料損傷に至ることはないと考えられることから、本原子炉施設の停止時PRAにおいては考慮する必要がない事故シーケンスグループとしている。

以上より、新たに追加すべき運転停止中事故シーケンスグループは抽出されないことが確認された。

4.2.3 解析に当たって考慮する事項

4.2.3.1 有効性評価の範囲

有効性評価においては、原則として事象が収束し、安定状態に導かれる時点までを評価することとし、「炉心損傷防止対策の有効性評価」においては、原子炉が安定停止状態（高温停止状態又は冷温停止状態）に導かれる時点まで、「格納容器破損防止対策の有効性評価」においては、原子炉及び格納容器が安定状態に導かれる時点まで、「使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価」においては、使用済燃料プールの水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に導かれる時点まで、「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」においては、原子炉が安定状態に導かれる時点までを評価する。また、少なくとも外部支援がないものとして7日間評価し、7日間より短い期間で安定状態に至った場合は、その状態を維持できることを示す。

燃料の種類については、代表的に9×9燃料（A型）を評価対象とする。

「3. 事故解析」においては、熱水力特性が燃料の種類によらずほぼ同じであり、また、炉心全体及び局所的な核的特性が混在炉心ゆえに厳しくなることはない⁽²⁾ため、代表的に9×9燃料（A型）のみ及び9×9燃料（B型）のみで構成された炉心について、解析条件を厳しく与え、評価を行っているが、燃料の種類の違いによって解析結果に大きな差異は確認されていない。これらの結果を考慮して、また、本原子炉施設の重大事故対策（設備、手順等）の有効性を確認するという重大事故等対策の有効性評価の目的を踏まえて、評価対象の燃料の種類は1つとし、代表的に9×9燃料（A型）について評価を行う。

4.2.3.2 有効性評価の共通解析条件

(1) 事故対処設備の適用条件

- a. 設備の容量は設計値を使用する。また，作動設定点等について計装上の誤差は考慮しない。
- b. 故障又は待機除外を想定した設備を除き，設備の機能を期待することの妥当性が示される場合には，その機能を期待する。
- c. 故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しない。

(2) 外部電源

外部電源の有無の影響を考慮する。

(3) 重大事故等対処設備の作動条件

- a. 炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策，使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策及び運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の実施時間は訓練実績等に基づき設定する。
 - (a) 炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策，使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策及び運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の実施に係る事象の診断時間は，計装の利用可否を考慮し，訓練実績等に基づき設定する。
 - (b) 操作現場への接近時間は，接近経路の状況（経路の状態，温度，湿度，照度及び放射線量）を踏まえ，訓練実績等に基づき設定する。
 - (c) 現場での操作時間については，操作現場の状況（現場の状態，温度，湿度，照度及び放射線量）を踏まえ，訓練実績等に基づき設定する。
- b. 重大事故等対処設備の作動条件，容量及び時間遅れを，設計仕様に基づき設定する。
- c. 炉心損傷防止対策，格納容器破損防止対策，使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策及び運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の

実施に必要なサポート機能（電源，補助冷却水等）の確保に必要な時間は，現場での操作時間に含めて考慮する。

d．重大事故等対処設備の作動条件において，作動環境等の不確かさがある場合は，その影響を考慮する。

e．重大事故等対処設備について，単一故障は仮定しない。

f．重大事故等対策に関連する操作手順については，「4.1.1 重大事故等対策」の体制，手順書等に基づくものとする。

4.2.3.3 評価に使用するモデル及びパラメータ

- (1) 有効性評価に当たっては最適評価手法を適用する。
- (2) 実験等を基に検証され，適用範囲が適切なモデルを用いる。
- (3) 不確かさが大きいモデルを使用する場合又は検証されたモデルの適用範囲を超える場合には，感度解析結果等を基にその影響を適切に考慮する。

4.2.4 有効性評価に使用する計算コード

有効性評価に使用する計算コードの一覧をそれぞれ第 4.2.4-1 表～第 4.2.4-3 表に示す。表中のコードの概要を以下に示す。

(1) S A F E R ⁽³⁾ ⁽⁴⁾

長期間熱水力過渡変化解析コード S A F E R は，長期間の原子炉内熱水力過渡変化を解析するコードであり，原子炉圧力容器に接続する各種一次系配管の破断事故を取り扱うことができる。本コードは，原子炉内を 9 ノードに分割し，原子炉圧力及び各ノードの水位変化を計算する。また，各種の非常用炉心冷却系の性能特性を入力することにより，それらの性能を評価することができる。炉内冷却材量の評価に当たっては上部タイ・プレート及び炉心入口オリフィス等での気液対向流制限現象（以下「C C F L」

という。），及び炉心上部プレナムにおけるサブクール域の局在化により冷却材が炉心下部プレナムに落下する現象（C C F Lブレイクダウン）を考慮することができる。

また、本コードでは、平均出力燃料集合体及び高出力燃料集合体に対して燃料ペレット燃料被覆管等の温度計算を行う。燃料被覆管の温度計算においては、その冷却状態に応じた熱伝達係数、燃料棒間の輻射及び燃料棒とチャンネル・ボックスの輻射を考慮することができる。

また、燃料被覆管と冷却水又は水蒸気との化学反応（以下「ジルコニウム－水反応」という。）を Baker-Just の式によって計算し、表面の酸化量を求める。さらに、燃料棒内の圧力を計算することによって、燃料被覆管のふくれと破裂の有無を評価し、破裂が起きた場合には、燃料被覆管の内面に対してもジルコニウム－水反応を考慮する。

本コードの入力は、原子炉出力、原子炉圧力等の初期条件、原子炉の幾何学的形状及び水力学的諸量、燃料集合体及び炉心に関するデータ、プラント過渡特性パラメータ、非常用炉心冷却系の特性、想定破断の位置及び破断面積等であり、出力として、原子炉圧力、原子炉水位、燃料被覆管最高温度、燃料被覆管酸化量等が求められる。

(2) M A A P ⁽⁵⁾ ⁽⁶⁾

シビアアクシデント総合解析コードM A A Pは、炉心損傷を伴う事故シーケンスについて、炉心損傷、原子炉圧力容器破損、格納容器破損、放射性物質の環境放出に至るまでのプラント内の熱水力及び放射性物質挙動を解析するコードである。炉心損傷後の原子炉内及び格納容器内を一次系、ドライウェル、ウェットウェルに分割し、重大事故等時に想定される炉心のヒートアップ、燃料被覆管の酸化・破損、炉心損傷、熔融炉心移行挙動と冷却性、水素と水蒸気の生成、熔融炉心・コンクリート相互作用、格納

容器内過圧・過温，放射性物質の放出と移行／沈着挙動等の諸現象がモデル化され，また，種々の注水設備や冷却設備の特性や制御系がモデル化できるため，自動トリップや運転員操作等によるシステム応答を含む，重大事故等時のプラント挙動の評価が可能である。

本コードの入力は，原子炉出力，原子炉圧力，格納容器圧力，格納容器温度等の初期条件，原子炉の幾何学的形状及び水力学的諸量，燃料集合体及び炉心に関するデータ，格納容器自由空間体積，流路面積及び流路抵抗，注水設備，減圧設備及び冷却設備の特性，想定破断の位置及び破断面積等であり，出力として，原子炉圧力，原子炉水位，燃料温度，熔融炉心温度，格納容器圧力，格納容器温度，コンクリート侵食量，放射性物質の格納容器内の分布等が求められる。

(3) R E D Y ⁽⁷⁾ ⁽⁸⁾ ⁽⁹⁾

プラント動特性解析コードR E D Yは，炉心，原子炉压力容器，原子炉压力容器内部構造物，原子炉再循環系，主蒸気管，タービン系，格納容器等のプラント全体を模擬し，6 群の遅発中性子及び反応度フィードバックを含む一点近似動特性，燃料棒の熱的動特性及び冷却材の熱水力学的挙動を計算する。

本コードの入力は，原子炉出力，炉心流量等の初期条件，原子炉，主蒸気管，格納容器等のデータ，核データ，燃料棒データ，各種制御系データ等であり，出力として，原子炉出力，原子炉圧力，炉心流量，原子炉水位，格納容器圧力／サブプレッション・チェンバの温度等の時間変化が求められる。

(4) S C A T ⁽⁸⁾ ⁽⁹⁾ ⁽¹⁰⁾ ⁽¹¹⁾

単チャンネル熱水力解析コードS C A Tは，単一チャンネルを模擬し，これを軸方向一次元に多ノード分割する。各ノードについて，燃料棒には

半径方向だけの熱伝導方程式を適用して冷却材への熱伝達を計算し、チャンネル内冷却材には、質量、運動量及びエネルギー保存則を適用して冷却材の熱水力学的挙動を計算する。

本コードの入力は、燃料集合体の幾何学的形状、軸方向出力分布等の炉心データ、燃料集合体出力、チャンネル入口流量等の初期条件、燃料集合体出力、チャンネル入口流量等の過渡変化のデータ等であり、出力として、沸騰遷移相関式に基づく限界出力比（CPR）、各ノードでの冷却材流量、クオリティ等の時間変化が求められる。

また、沸騰遷移後の燃料被覆管－冷却材間の熱伝達評価式とリウエット時刻評価を行う相関式を適用し、沸騰遷移後の燃料被覆管温度が求められる。

(5) A P E X ⁽¹²⁾ ⁽¹³⁾

反応度投入事象解析コードA P E Xは、熱的現象を断熱としており、炉心平均出力の過渡変化を炉心一点近似による動特性方程式で表し、出力の炉心空間分布を二次元（R－Z）拡散方程式で表す。炉心各部分のエンタルピの上昇は、出力分布に比例するものとし、炉心平均エンタルピがある程度上昇する間（エンタルピ・ステップ）は、出力分布は一定としている。また、投入反応度としては、制御棒価値、スクラム反応度及びドップラ反応度を考慮するが、このドップラ反応度は、二次元拡散計算による出力分布を考慮して求められる。

本コードの入力は、炉心の幾何学的形状、各種中性子断面積、拡散係数、ドップラ係数、炉心動特性パラメータ等の核データ、制御棒反応度の時間変化等であり、出力として、中性子束分布、エンタルピ分布及び炉心平均出力の時間変化が求められる。

第 4.2.4-1 表 解析に使用する計算コード一覧表
(炉心損傷防止対策の有効性評価)

解 析 項 目		使用計算コード
炉心損傷防止対策の有効性評価	高圧・低圧注水機能喪失	S A F E R, M A A P
	高圧注水・減圧機能喪失	S A F E R, M A A P
	全交流動力電源喪失	S A F E R, M A A P
	崩壊熱除去機能喪失	S A F E R, M A A P
	原子炉停止機能喪失	R E D Y, S C A T
	L O C A 時注水機能喪失	S A F E R, M A A P
	格納容器バイパス (インターフェイスシステム L O C A)	S A F E R

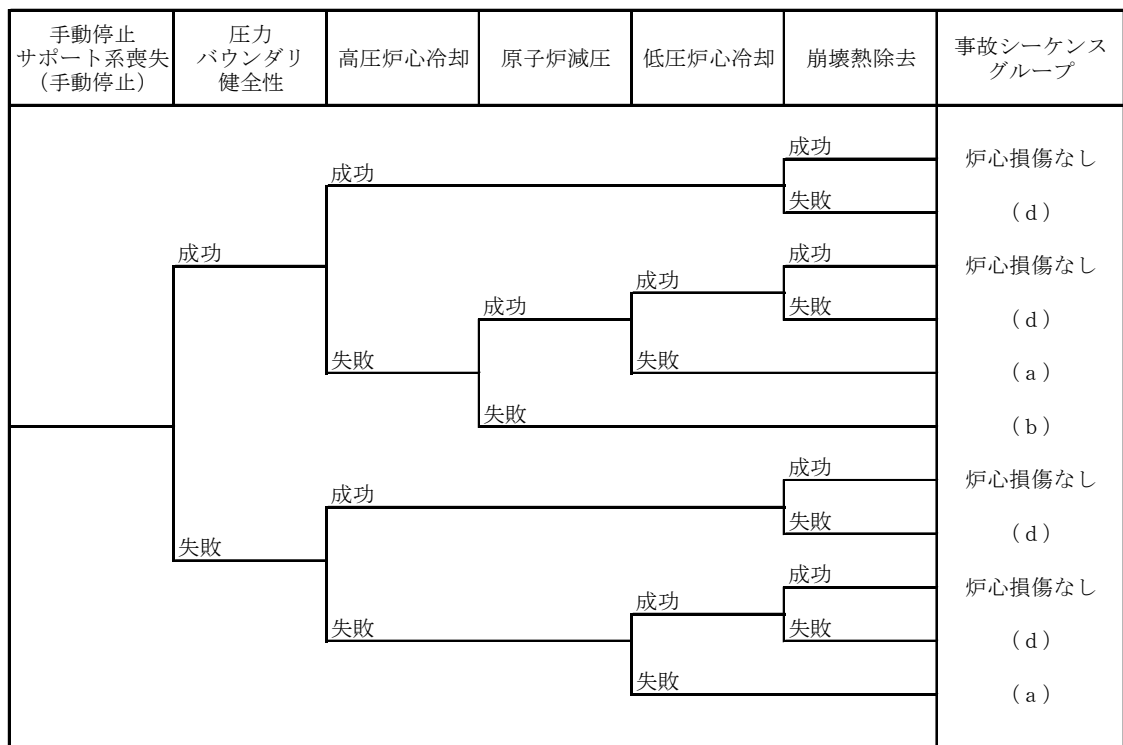
第 4.2.4-2 表 解析に使用する計算コード一覧表
(格納容器破損防止対策の有効性評価)

解 析 項 目		使用計算コード
格納容器破損防止対策の有効性評価	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	M A A P
	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	M A A P
	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	M A A P
	水素燃焼	M A A P
	格納容器直接接触（シェルアタック）	—
	溶融炉心・コンクリート相互作用	M A A P

第 4.2.4-3 表 解析に使用する計算コード一覧表

(使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価,
 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)

解 析 項 目		使用計算コード
使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価	想定事故 1	—
	想定事故 2	—
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	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）	—
	全交流動力電源喪失	—
	原子炉冷却材の流出	—
	反応度の誤投入	A P E X, S C A T



(a) 高圧・低圧注水機能喪失 (b) 高圧注水・減圧機能喪失

(d) 崩壊熱除去機能喪失

第 4.2.2-2 図 炉心損傷に至る事故シーケンスのグループ化

(内部事象 P R A イベントツリー(2))

サポート系 喪失 (自動停止※)	原子炉停止	圧力 バウンダリ 健全性	高圧炉心 冷却	原子炉減圧	低圧炉心 冷却	崩壊熱除去	事故シーケンス グループ																
	成功	成功	成功	成功	成功	成功	炉心損傷なし																
						失敗	(d)																
						成功	成功	成功	成功	成功	炉心損傷なし												
										失敗	(d)												
										成功	成功	成功	成功	成功	(a)								
														失敗	(b)								
														成功	成功	成功	成功	成功	炉心損傷なし				
																		失敗	(d)				
																		成功	成功	成功	成功	成功	炉心損傷なし
																						失敗	(d)
成功	成功	成功	成功	成功	(a)																		
				失敗	(e)																		

※サポート系喪失において、原子炉自動停止に至る事象のうち、直流電源喪失については別途評価

サポート系喪失 (直流電源喪失)	原子炉停止	交流電源	圧力バウンダリ 健全性	高圧炉心冷却	事故シーケンス グループ		
	成功	成功		成功	サポート系喪失 (自動停止)へ (c) , (d)		
				失敗			
			成功	成功			
				失敗			
		失敗	成功				
			失敗				
		失敗					

(a) 高圧・低圧注水機能喪失 (b) 高圧注水・減圧機能喪失 (c) 全交流動力電源喪失

(d) 崩壊熱除去機能喪失 (e) 原子炉停止機能喪失

第 4.2.2-3 図 炉心損傷に至る事故シーケンスのグループ化

(内部事象 P R A イベントツリー(3))

冷却材喪失事象	原子炉停止	高圧炉心冷却	原子炉減圧	低圧炉心冷却	崩壊熱除去	事故シーケンスグループ
	成功	成功	成功	成功	炉心損傷なし	
				失敗	(d)	
		失敗		成功	炉心損傷なし	
				失敗	(d)	
	失敗	成功		失敗	(f)	
		失敗		失敗	(f)	
	失敗			(e)		
インターフェイスシステムLOCA						事故シーケンスグループ
						(g)

(d) 崩壊熱除去機能喪失 (e) 原子炉停止機能喪失 (f) LOCA時注水機能喪失

(g) 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)

第 4.2.2-4 図 炉心損傷に至る事故シーケンスのグループ化

(内部事象PRAイベントツリー(4))

地震	外部電源 喪失	建屋・ 構築物の 損傷	格納容器 バイパス	冷却材 喪失 (E-LOCA)	計装・ 制御系 喪失	直流電源 喪失	補機 冷却系 の喪失	交流電源 喪失	事故シーケンス グループ
発生なし 発生	発生なし 発生								炉心損傷なし
	発生なし 発生								過渡事象へ
	発生なし 発生								(c)
	発生なし 発生								(c)
	発生なし 発生								(c)
	発生なし 発生								(a), (b), (c), (d)
	発生なし 発生								(f)
	発生なし 発生								(g)
発生 発生	発生 発生								(a), (b), (c), (d)
	発生 発生								(a), (b), (c), (d)

(a) 高圧・低圧注水機能喪失 (b) 高圧注水・減圧機能喪失 (c) 全交流動力電源喪失

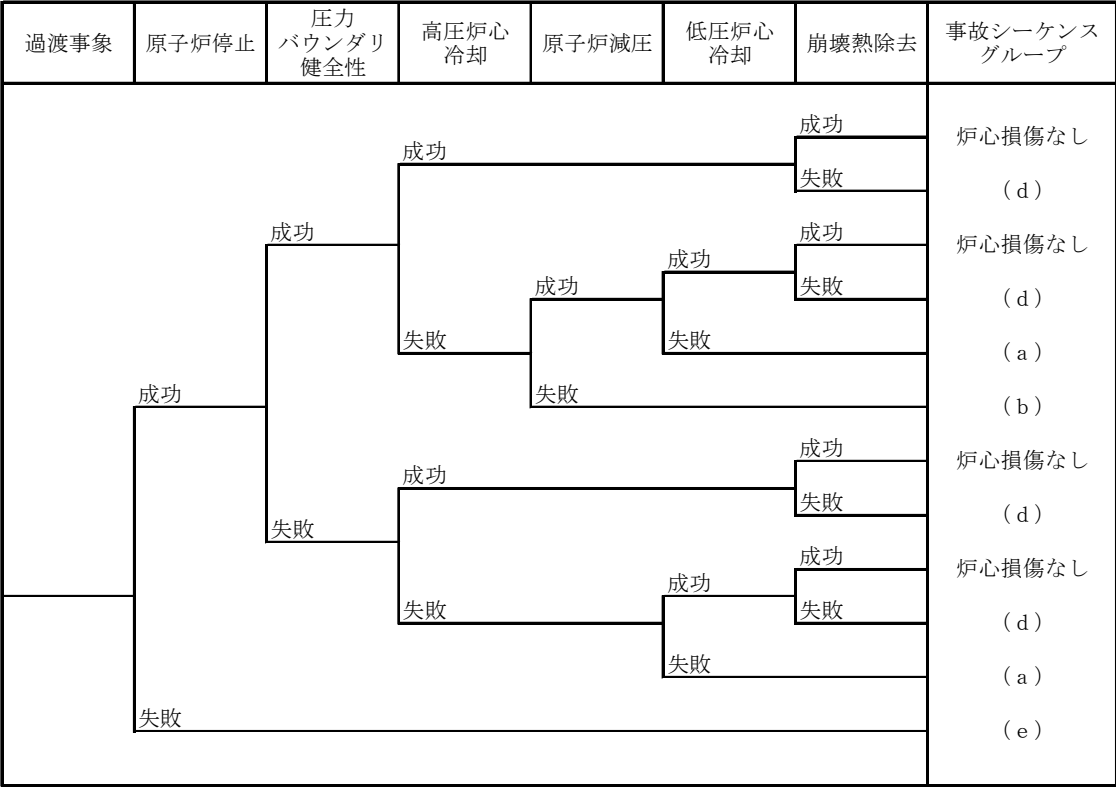
(d) 崩壊熱除去機能喪失 (f) L O C A時注水機能喪失

(g) 格納容器バイパス (インターフェイスシステム L O C A)

E - L O C A : E x c e s s i v e - L O C A

第 4.2.2-5 図 炉心損傷に至る事故シーケンスのグループ化

(地震 P R A 階層イベントツリー)



(a) 高圧・低圧注水機能喪失 (b) 高圧注水・減圧機能喪失 (d) 崩壊熱除去機能喪失
(e) 原子炉停止機能喪失

第 4.2.2-6 図 炉心損傷に至る事故シーケンスのグループ化
(地震 P R A フロントラインイベントツリー)

津波	防潮堤機能喪失	補機冷却系喪失	外部電源喪失	事故シーケンスグループ
	発生なし	発生なし		炉心損傷なし 補機冷却系喪失へ (c) (a), (b), (c), (d)
		発生	発生なし	
			発生	
	発生			

(a) 高圧・低圧注水機能喪失 (b) 高圧注水・減圧機能喪失 (c) 全交流動力電源喪失

(d) 崩壊熱除去機能喪失

第 4.2.2-7 図 炉心損傷に至る事故シーケンスのグループ化

(津波 P R A 階層イベントツリー)

補機冷却系喪失	高圧炉心冷却	原子炉減圧	低圧炉心冷却	崩壊熱除去	事故シーケンス グループ
成功					(d)
失敗					(a), (b)

(a) 高圧・低圧注水機能喪失 (b) 高圧注水・減圧機能喪失 (d) 崩壊熱除去機能喪失

第 4.2.2-8 図 炉心損傷に至る事故シーケンスのグループ化
(津波 P R A フロントラインイベントツリー)

プラント 損傷状態	格納容 器隔離	原子炉圧力容器 破損前			原子炉圧力容器 破損後		格納容器破損モード	
		原子炉 減圧	原子炉 圧力容器 注水	原子炉 圧力容器 破損	F C I	D C H		
	成功	成功	成功	無	有	無	後続事象（原子炉圧力容器健全）へ	
				有		無	後続事象（原子炉圧力容器破損）へ	
				失敗		有	(c)	
						無	後続事象（原子炉圧力容器破損）へ	
						有	(c)	
	失敗	失敗	失敗			無	後続事象（原子炉圧力容器破損）へ	
						有	(b)	
格納容器隔離失敗								

事故後期		格納容器破損モード
〔 後続事象 原子炉圧力 容器健全 〕	格納容器注水	
	ドライウエル	
成功		原子炉圧力容器内で事故収束 (a)
	失敗	

(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

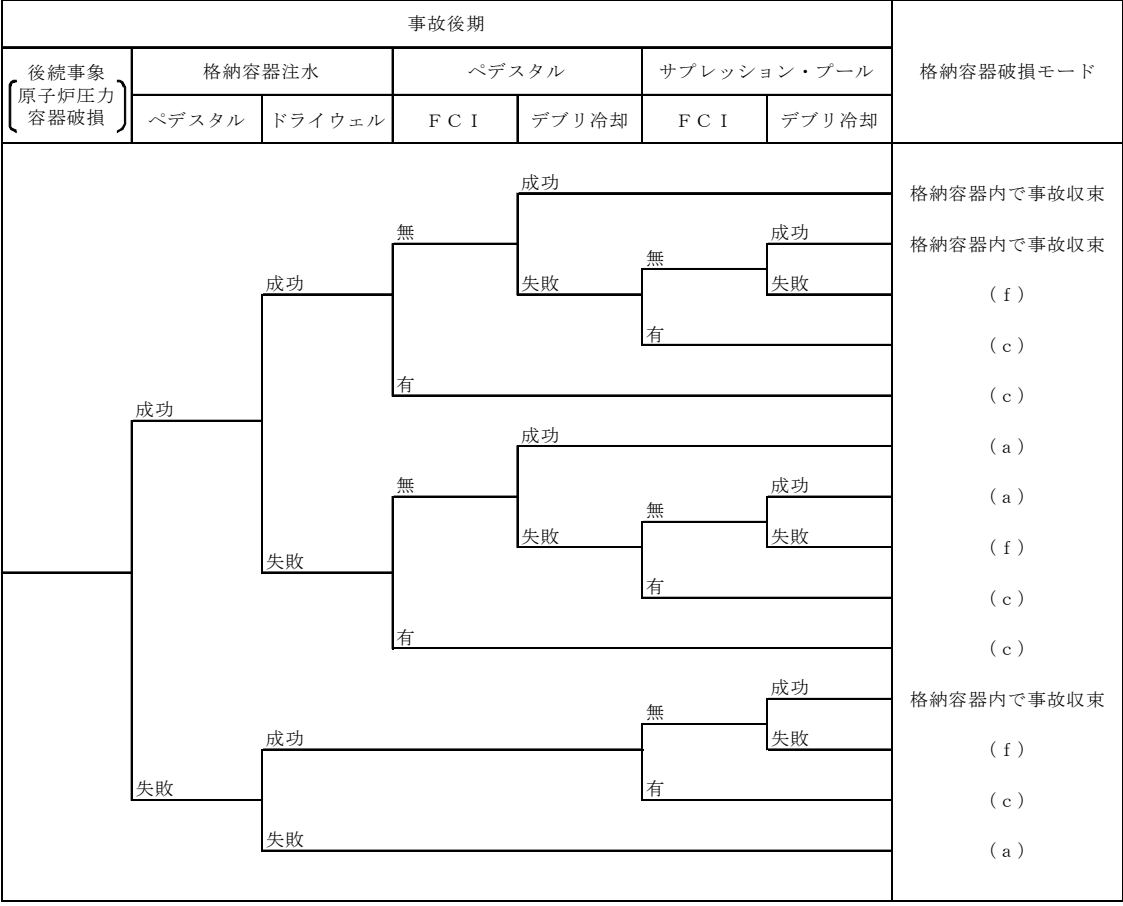
(b) 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

(c) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

D C H：格納容器雰囲気直接加熱

F C I：原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

第 4.2.2-9 図 格納容器破損に至る格納容器破損モードのグループ化
（格納容器イベントツリー(1)）



(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

(c) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

(f) 溶融炉心・コンクリート相互作用

F C I：原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

第 4.2.2－10 図 格納容器破損に至る格納容器破損モードのグループ化
（格納容器イベントツリー(2)）

外部電源喪失	直流電源	交流電源	崩壊熱除去・炉心冷却	事故シーケンスグループ
	成功	成功	成功	燃料損傷なし (a)
			失敗	
		失敗	成功	燃料損傷なし (b)
			失敗	
	失敗	成功	燃料損傷なし (b)	
		失敗		

残留熱除去系の故障	崩壊熱除去・炉心冷却	事故シーケンスグループ
	成功	燃料損傷なし (a)
	失敗	

原子炉冷却材の流出	崩壊熱除去・炉心冷却	事故シーケンスグループ
	成功	燃料損傷なし (c)
	失敗	

(a) 崩壊熱除去機能喪失 (b) 全交流動力電源喪失 (c) 原子炉冷却材の流出

第 4.2.2-11 図 運転停止時における燃料損傷に至る事故シーケンスのグループ化（停止時 P R A イベントツリー）

4.3 炉心損傷防止対策の有効性評価

4.3.1 序

本原子炉施設にて、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものであることを確認するため、炉心の著しい損傷に至る可能性があると想定する事故シーケンスグループに対して、想定される事象及び事象収束のための対策を説明し、事故シーケンスの経過の解析と結果の評価を行い、炉心損傷防止対策の有効性を確認する。

評価に用いる初期運転条件等は、特に断らない限り以下のとおりとする。

項 目	数 値 等
(1) 初期運転条件	
原子炉熱出力	3,293MW
原子炉圧力（圧力容器ドーム部）	6.93MPa [gage]
炉心流量	$48.3 \times 10^3 \text{ t/h}$
主蒸気流量	$6.42 \times 10^3 \text{ t/h}$
原子炉水位	通常運転水位
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI / ANSI-5.1-1979（燃焼度 33GWd/t）
燃料棒最大線出力密度	44.0kW/m
(2) 冷却系容量	
高圧炉心スプレイ系	$1,419 \text{ m}^3/\text{h}$ （1.38MPa [dif] において）*
低圧炉心スプレイ系	$1,419 \text{ m}^3/\text{h}$ （0.84MPa [dif] において）*
低圧注水系	$1,605 \text{ m}^3/\text{h}$ （ポンプ 1 台当たり，0.14MPa [dif] において）*
原子炉隔離時冷却系	$136 \text{ m}^3/\text{h}$ （7.86～1.04MPa [gage] において）
低圧代替注水系（常設）	$378 \text{ m}^3/\text{h}$ （ポンプ 2 台当たり，大気圧において）

(3) その他 原子炉水位低（原子炉スクラム）設定点 原子炉水位異常低下（レベル2）（高圧炉心スプレイ系起動，原子炉隔離時冷却系起動，主蒸気隔離弁閉止，再循環ポンプトリップ）設定点 原子炉水位異常低下（レベル1）（低圧炉心スプレイ系起動，低圧注水系起動）設定点 原子炉水位高（高圧炉心スプレイ系注水停止，原子炉隔離時冷却系注水停止）設定点 原子炉圧力高（再循環ポンプトリップ）設定点 格納容器圧力高（高圧炉心スプレイ系起動）設定点 逃がし安全弁設定点	セパレータ・スカート下端から +66cm（レベル3） セパレータ・スカート下端から -63cm（レベル2） セパレータ・スカート下端から -345cm（レベル1） セパレータ・スカート下端から +175cm（レベル8） 7.39MPa [gage] 13.7kPa [gage] 第1段：7.37MPa [gage] ×2 個 第2段：7.44MPa [gage] ×4 個 第3段：7.51MPa [gage] ×4 個 第4段：7.58MPa [gage] ×4 個 第5段：7.65MPa [gage] ×4 個
---	--

格納容器圧力逃がし装置操作点	0.31MPa [gage]
耐圧強化ベント系操作点	0.31MPa [gage]

*MPa [dif] :原子炉圧力容器と水源との差圧

4.3.2 高圧・低圧注水機能喪失

(1) 事象の想定及び収束

運転時の異常な過渡変化又は事故（L O C Aを除く。）の発生後，高圧注水機能が喪失し，原子炉減圧には成功するが，低圧注水機能が喪失することを想定する。

本想定事象に対しては，逃がし安全弁の手動操作により原子炉を減圧し，減圧後に低圧代替注水系（常設）により炉心を冷却することによって炉心の著しい損傷の防止を図る。

(2) 有効性評価の条件及び方法

- a．運転時の異常な過渡変化又は事故（L O C Aを除く。）のうち，水位の低下が厳しい事象である給水流量の全喪失の発生を想定する。
- b．高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の機能喪失を，低圧注水機能として低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系の機能喪失を仮定する。
- c．原子炉の減圧は，逃がし安全弁 7 弁の手動操作により実施するものとする。
- d．原子炉の減圧後に，常設低圧代替注水ポンプ 2 台を用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始するものとする。
- e．外部電源は使用できるものと仮定して，再循環ポンプは事象発生と同時にトリップせず，原子炉水位異常低下（レベル 2）信号でトリップするものとする。
- f．残留熱除去系による崩壊熱除去機能の喪失を仮定し，格納容器からの除熱は，格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系により行うものとする。
- g．格納容器雰囲気冷却のために，常設低圧代替注水ポンプ 2 台を用

いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイを実施し、サブプレッション・チェンバのベントラインが水没する前又はベント実施前まで継続するものとする。

h. 解析は、「4.2.4 有効性評価に使用する計算コード」に述べた次の解析コードを用いて行う。

(a) S A F E R : 長期間熱水力過渡変化解析コード

(b) M A A P : シビアアクシデント総合解析コード

(3) 有効性評価の結果

解析結果を第 4.3.2-1 図～第 4.3.2-5 図に示す。給水流量の全喪失後、原子炉水位は急速に低下し、原子炉水位低（レベル 3）信号が発生して原子炉はスクラムする。原子炉水位異常低下（レベル 2）信号で主蒸気隔離弁は全閉するが、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の起動に失敗し、原子炉水位異常低下（レベル 1）信号で低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系の起動に失敗する。

事象発生から約 30 分後に手動操作により逃がし安全弁 7 弁を開き原子炉を減圧し、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始する。

原子炉の減圧を開始すると、冷却材の流出により原子炉水位は低下し、炉心の一部が露出するが、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水が開始すると原子炉水位が回復し、炉心は再冠水する。この間、燃料被覆管の最高温度は約 469℃であり、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下である。原子炉圧力は、逃がし安全弁の作動により、約 7.37MPa [gage] に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差（高々約 0.3MPa）を考慮しても、最高使用圧力の 1.2 倍を下回る。

崩壊熱除去機能を喪失しているため、原子炉内で崩壊熱により発生する

蒸気が格納容器内に流入することによって、格納容器の圧力及び温度が徐々に上昇するが、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による冷却及び格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による除熱を行うことによって、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最大値は、約 0.32MPa [gage] 及び約 144℃に抑えられる。ベントは、事象発生から約 28 時間経過した時点で実施する。ベントによる非居住区域境界外での実効線量の評価結果は、事象発生からベントまでの時間が本事象より短い「4.3.4 全交流動力電源喪失」の実効線量の評価結果以下である。

以上のように、事象は収束し、原子炉は安定状態に導かれる。原子炉への注水及び格納容器からの除熱に必要な水源、燃料等は、施設内に少なくとも 7 日分保有していることから、7 日間外部からの支援がない場合を想定しても、安定停止状態を維持することができる。

(4) 対策の有効性の確認

燃料被覆管の最高温度は 1,200℃以下であり、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15% 以下であるため、「4.2.1.1(2) 評価項目」の a. は満足される。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力の 1.2 倍を下回るため、評価項目の b. は満足される。また、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、限界圧力及び限界温度を下回るため、評価項目の c. 及び d. は満足される。

以上より、本事象に対する炉心損傷防止対策の有効性は確認された。

4.3.3 高圧注水・減圧機能喪失

(1) 事象の想定及び収束

運転時の異常な過渡変化又は事故（L O C Aを除く。）の発生後，高圧注水機能が喪失し，かつ，原子炉減圧機能が喪失することを想定する。

本想定事象に対しては，過渡時自動減圧回路により原子炉を減圧し，減圧後に低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系により炉心を冷却することによって炉心の著しい損傷の防止を図る。

(2) 有効性評価の条件及び方法

- a．運転時の異常な過渡変化又は事故（L O C Aを除く。）のうち，水位の低下が厳しい事象である給水流量の全喪失の発生を想定する。
- b．高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の機能喪失を，原子炉減圧機能として原子炉の手動減圧に失敗することを仮定する。
- c．過渡時自動減圧回路による原子炉減圧は，原子炉水位異常低下（レベル1）信号から10分後に開始し，逃がし安全弁2弁により原子炉を減圧するものとする。
- d．原子炉水位異常低下（レベル1）信号により低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系が自動起動し，原子炉の減圧後に，原子炉注水を開始するものとする。
- e．外部電源は使用できるものと仮定して，再循環ポンプは事象発生と同時にトリップせず，原子炉水位異常低下（レベル2）信号でトリップするものとする。
- f．格納容器からの除熱は，残留熱除去系によって行うものとする。
- g．解析は「4.2.4 有効性評価に使用する計算コード」に述べた次の解析コードを用いて行う。

(a) S A F E R : 長期間熱水力過渡変化解析コード

(b) M A A P : シビアアクシデント総合解析コード

(3) 有効性評価の結果

解析結果を第 4.3.3-1 図～第 4.3.3-5 図に示す。給水流量の全喪失後、原子炉水位は急速に低下し、原子炉水位低（レベル 3）信号が発生して原子炉はスクラムする。原子炉水位異常低下（レベル 2）信号で主蒸気隔離弁は全閉するが、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の起動に失敗し、原子炉水位異常低下（レベル 1）信号で低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系が起動する。原子炉水位異常低下（レベル 1）信号の 10 分後に過渡時自動減圧回路により、逃がし安全弁 2 弁が開き、原子炉は減圧される。原子炉の減圧後に、低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系による原子炉注水を開始する。

原子炉の減圧を開始すると、冷却材の流出により原子炉水位は低下し、炉心の一部が露出するが、低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系による注水が始まると原子炉水位が回復し、炉心は再冠水する。この間、燃料被覆管の最高温度は約 684℃であり、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下である。原子炉圧力は、逃がし安全弁の作動により、約 7.37MPa [gage] に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差（高々約 0.3MPa）を考慮しても、最高使用圧力の 1.2 倍を下回る。

また、残留熱除去系により除熱を行うことにより、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最大値は、約 0.04MPa [gage] 及び約 86℃に抑えられる。

以上のように、事象は収束し、原子炉は安定状態に導かれる。原子炉への注水及び格納容器からの除熱に必要な水源、燃料等は、施設内に少なく

とも 7 日分保有していることから、7 日間外部からの支援がない場合を想定しても、安定停止状態を維持することができる。

(4) 対策の有効性の確認

燃料被覆管の最高温度は 1,200℃以下であり、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15%以下であるため、「4.2.1.1(2) 評価項目」の a. は満足される。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力の 1.2 倍を下回るため、評価項目の b. は満足される。また、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、限界圧力及び限界温度を下回るため、評価項目の c. 及び d. は満足される。

以上より、本事象に対する炉心損傷防止対策の有効性は確認された。

4.3.4 全交流動力電源喪失

(1) 事象の想定及び収束

全交流動力電源喪失の発生後、安全機能を有する系統及び機器が機能喪失することを想定する。

本想定事象に対しては、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水によって原子炉水位を適切に維持しつつ、常設代替高圧電源装置及び低圧代替注水系（常設）の準備が完了したところで、原子炉の減圧及び低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始することによって炉心の著しい損傷の防止を図る。

(2) 有効性評価の条件及び方法

- a. 送電系統、所内主発電設備の故障等によって、外部電源が喪失するとともに、全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定する。
- b. 常設直流電源は、負荷切り離しを行わずに 8 時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り 16 時間の合計 24 時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電源供給を行えるものとする。
- c. 交流動力電源は 24 時間使用できないものとし、この期間は交流動力電源の復旧及び代替交流動力電源には期待しないものとする。交流動力電源が使用できない期間は、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水によって原子炉水位を適切に維持する。
- d. 事象発生から 24 時間経過した時点で、逃がし安全弁 7 弁により手動操作にて原子炉の減圧を行い、常設代替高圧電源装置からの電源供給により、常設低圧代替注水ポンプ 2 台を用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始するものとする。
- e. 格納容器からの除熱については、交流動力電源が期待できない期間は、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による除熱を行い、常設

代替高圧電源装置による電源供給を開始した後は、代替残留熱除去系海水系を用いた残留熱除去系による除熱を行うものとする。

f. 解析は、「4.2.4 有効性評価に使用する計算コード」に述べた次の解析コードを用いて行う。

(a) S A F E R : 長期間熱水力過渡変化解析コード

(b) M A A P : シビアアクシデント総合解析コード

g. ベント時の線量評価条件については、以下のとおりとする。

(a) 事象発生時の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 の最大濃度である $4.6 \times 10^3 \text{ Bq/g}$ に相当するものとし、その組成を拡散組成とする。

(b) 事象発生後、新たに燃料棒の破損は生じないため、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みた値である $2.22 \times 10^{14} \text{ Bq}$ とし、そのほか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。

(c) 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。

(d) 燃料棒から追加放出される核分裂生成物のうち、希ガスは全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。

(e) 原子炉圧力容器気相部の核分裂生成物については、逃がし安全弁等を通して崩壊熱相当の蒸気に同伴し、サプレッション・プール水中に

移行するものとする。この場合、希ガス及び有機よう素については、原子炉圧力容器気相部の全量が移行するものとし、無機よう素については、ベント開始までの崩壊熱相当の蒸気の発生に伴って放出されるものとする。サプレッション・プール水中に移行した無機よう素は、スクラビング等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ものとする。スクラビング等による除染係数は 10 とする。希ガス及び有機よう素については、この効果を考えないものとする。また、ベント開始までの期間について、核分裂生成物の自然減衰を考慮するものとする。

- (f) 格納容器圧力逃がし装置による除染係数は、無機よう素を 100、有機よう素を 50 とする。希ガスはこの効果を考えないものとする。
- (g) 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) は $2.9 \times 10^{-5} \text{ s/m}^3$ 、相対線量 (D/Q) は $4.0 \times 10^{-19} \text{ Gy/Bq}$ とし、耐圧強化ベント系を用いる場合は、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 $2.0 \times 10^{-6} \text{ s/m}^3$ 、相対線量 (D/Q) は $8.1 \times 10^{-20} \text{ Gy/Bq}$ とする。被ばく対象は小児とする。
- (h) 非居住区域境界外における実効線量は、次に述べる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する。

i) よう素の吸入による内部被ばく

よう素の内部被ばくによる実効線量 H_{I2} は、(4.3.4-1) 式で計算する。

$$H_{I2} = R \cdot H_{\infty} \cdot \chi/Q \cdot Q_I \cdots \cdots \cdots (4.3.4-1)$$

ここで、

R : 呼吸率 (m^3/s)

呼吸率 R は、事故期間が比較的短いことを考慮し、活動時の呼吸率 $0.31 \text{ (m}^3/\text{h)}$ を秒当たりに換算して用いる。

H_{∞} : よう素 ($I-131$) を 1Bq 吸入した場合の小児の実効線量 ($1.6 \times 10^{-7} \text{ Sv/Bq}$)

χ/Q : 相対濃度 (s/m^3)

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)

ii) 希ガスの γ 線による外部被ばく

非居住区域境界外における希ガスの γ 線外部被ばくによる実効線量 H_{γ} は、(4.3.4-2) 式で計算する。

$$H_{\gamma} = K \cdot D/Q \cdot Q_{\gamma} \cdots \cdots \cdots (4.3.4-2)$$

ここで、

K : 空気カーマから実効線量への換算係数 (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)

(3) 有効性評価の結果

解析結果を第 4.3.4-1 図～第 4.3.4-5 図に示す。全交流動力電源喪失後、給水流量の全喪失により原子炉水位は急激に低下し、原子炉水位低 (レベル 3) 信号が発生して原子炉はスクラムする。原子炉水位異常低下 (レベル 2) 信号で主蒸気隔離弁が全閉し、原子炉隔離時冷却系が自動起動して水位は維持される。

事象発生から 24 時間後に手動操作により逃がし安全弁 7 弁を開き原子炉を減圧し、常設代替高圧電源装置からの電源供給により、低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水を開始する。

減圧を開始すると、冷却材の流出により原子炉水位は低下するが、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水により、原子炉水位は燃料有効長頂部を下回ることなく、炉心は冠水維持される。燃料被覆管の最高温度は初期値を上回ることなく、また、燃料被覆管の酸化層の厚みは増加しない。原子炉圧力は、逃がし安全弁の作動により、約 7.37MPa [gage] に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差（高々約 0.3MPa）を考慮しても、最高使用圧力の 1.2 倍を下回る。

常設代替高圧電源装置からの電源供給を開始するまでは残留熱除去系による崩壊熱除去機能を喪失しているため、原子炉内で崩壊熱により発生する蒸気が格納容器内に流入することによって、格納容器の圧力及び温度は徐々に上昇するが、事象発生から約 18 時間後に格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による除熱を行うことによって、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最大値は、約 0.31MPa [gage] 及び約 161℃に抑えられる。常設代替高圧電源装置による電源供給を開始した後は、代替残留熱除去系海水系を用いた残留熱除去系による除熱を行うものとする。

サプレッション・チェンバのラインを経由した場合の格納容器圧力逃がし装置によるベント時の非居住区域境界外での実効線量の評価結果は約 0.12mSv であり、また、サプレッション・チェンバのラインを経由した場合の耐圧強化ベント系によるベント時の非居住区域境界外での実効線量の評価結果は約 0.10mSv であり、いずれの場合も周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

以上のように、事象は収束し、原子炉は安定状態に導かれる。原子炉への注水及び格納容器からの除熱に必要な水源、燃料等は、施設内に少なく

とも 7 日分保有していることから、7 日間外部からの支援がない場合を想定しても、安定停止状態を維持することができる。

(4) 対策の有効性の確認

燃料被覆管の最高温度は 1,200℃以下であり、燃料被覆管の酸化層の厚みは増加しないため、「4.2.1.1(2) 評価項目」の a. は満足される。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力の 1.2 倍を下回るため、評価項目の b. は満足される。また、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、限界圧力及び限界温度を下回るため、評価項目の c. 及び d. は満足される。

以上より、本事象に対する炉心損傷防止対策の有効性は確認された。

4.3.5 崩壊熱除去機能喪失

4.3.5.1 取水機能が喪失した場合

(1) 事象の想定及び収束

運転時の異常な過渡変化又は事故の発生後、炉心冷却には成功するが、取水機能の喪失により崩壊熱除去機能が喪失することを想定する。取水機能喪失に伴う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も想定する。

本想定事象に対しては、原子炉隔離時冷却系により炉心を冷却することによって炉心の著しい損傷の防止を図り、また、常設代替高圧電源装置により電源供給を実施し、代替残留熱除去系海水系を用いた残留熱除去系による除熱を行うことによって格納容器破損の防止を図る。

(2) 有効性評価の条件及び方法

- a. 運転時の異常な過渡変化又は事故（LOCAを除く。）のうち、水位の低下が厳しい事象である給水流量の全喪失の発生を想定する。LOCAについては、「4.3.7 LOCA時注水機能喪失」において、崩壊熱除去機能喪失及び注水機能喪失を仮定した条件で評価しているため、ここでは事象選定から除外する。
- b. 取水機能の喪失により崩壊熱除去機能が喪失すると仮定する。
- c. 外部電源は使用できないものと仮定する。また、取水機能喪失により、非常用ディーゼル発電機等についても機能が喪失し、全交流動力電源喪失に至るものと仮定する。
- d. サプレッション・プール水の初期温度は 32℃とする。
- e. サプレッション・プール水温度が 65℃に到達するまでは、原子炉隔離時冷却系により原子炉注水を行うものとする。
- f. サプレッション・プール水温度が 65℃に到達後、逃がし安全弁 7 弁

により手動操作にて原子炉の減圧を行い，常設代替高压電源装置からの電源供給により，常設低压代替注水ポンプ 2 台を用いた低压代替注水系（常設）による原子炉注水を開始するものとする。

g．格納容器雰囲気冷却するために，常設代替高压電源装置からの電源供給により，常設低压代替注水ポンプ 2 台を用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイを実施し，サブプレッション・チェンバのベントラインが水没する前又はベント実施前まで継続するものとする。

h．事象発生から 23 時間経過した時点で，代替残留熱除去系海水系を用いた残留熱除去系による除熱を行うものとする。

i．解析は，「4.2.4 有効性評価に使用する計算コード」に述べた次の解析コードを用いて行う。

(a) S A F E R：長期間熱水力過渡変化解析コード

(b) M A A P：シビアアクシデント総合解析コード

(3) 有効性評価の結果

解析結果を第 4.3.5.1-1 図～第 4.3.5.1-5 図に示す。取水機能喪失に伴う全交流動力電源喪失後，給水流量の全喪失により原子炉水位は急速に低下し，原子炉水位低（レベル 3）で原子炉はスクラムする。原子炉水位異常低下（レベル 2）で主蒸気隔離弁は全閉し，原子炉隔離時冷却系が自動起動して水位は維持される。

事象発生後約 3 時間でサブプレッション・プール水温度が 65℃に到達する。到達後，手動操作により逃がし安全弁 7 弁を開き原子炉を減圧し，常設代替高压電源装置からの電源供給により，常設低压代替注水ポンプ 2 台を用いた低压代替注水系（常設）による原子炉注水を開始する。

減圧を開始すると，冷却材の流出により原子炉水位は低下するが，低压

代替注水系（常設）による原子炉注水が開始すると回復し、原子炉水位は燃料有効長頂部を下回ることなく、炉心は冠水維持される。燃料被覆管の最高温度は初期値を上回ることなく、また、燃料被覆管の酸化層の厚みは増加しない。原子炉圧力は、逃がし安全弁の作動により、約 7.37MPa [gage] に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差（高々約 0.3MPa）を考慮しても、最高使用圧力の 1.2 倍を下回る。

崩壊熱除去機能を喪失しているため、原子炉内で崩壊熱により発生する蒸気が格納容器内に流入することによって、格納容器の圧力及び温度は徐々に上昇するが、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による冷却及び事象発生から約 23 時間経過した時点での代替残留熱除去系海水系を用いた残留熱除去系による除熱を行うことによって、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最大値は、約 0.30MPa [gage] 及び約 143℃に抑えられる。

以上のように、事象は収束し、原子炉は安定状態に導かれる。原子炉への注水及び格納容器からの除熱に必要な水源、燃料等は、施設内に少なくとも 7 日分保有していることから、7 日間外部からの支援がない場合を想定しても、安定停止状態を維持することができる。

(4) 対策の有効性の確認

燃料被覆管の最高温度は 1,200℃以下であり、燃料被覆管の酸化層の厚みは増加しないため、「4.2.1.1(2) 評価項目」の a. は満足される。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力の 1.2 倍を下回るため、評価項目の b. は満足される。また、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、限界圧力及び限界温度を下回るため、評価項目の c. 及び d. は満足される。

以上より，本事象に対する炉心損傷防止対策の有効性は確認された。

4.3.5.2 残留熱除去系が故障した場合

(1) 事象の想定及び収束

運転時の異常な過渡変化又は事故の発生後、炉心冷却には成功するが、残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失することを想定する。

本想定事象に対しては、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により炉心を冷却することによって炉心の著しい損傷の防止を図り、また、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系により格納容器からの除熱を行うことによって格納容器破損の防止を図る。

(2) 有効性評価の条件及び方法

- a. 運転時の異常な過渡変化又は事故（L O C Aを除く。）のうち、水位の低下が厳しい事象である給水流量の全喪失の発生を想定する。L O C Aについては、「4.3.7 L O C A時注水機能喪失」において、崩壊熱除去機能喪失及び注水機能喪失を仮定した条件で評価しているため、ここでは事象選定から除外する。
- b. 残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失すると仮定する。
- c. 外部電源は使用できるものと仮定して、再循環ポンプは事象発生と同時にトリップせず、原子炉水位異常低下（レベル2）の信号でトリップするものとする。
- d. サプレッション・プール水の初期温度は 32℃とする。
- e. サプレッション・プール水温度が 65℃に到達するまでは、原子炉隔離時冷却系により原子炉注水を行うものとする。
- f. サプレッション・プール水温度が 65℃に到達後、手動操作により逃がし安全弁 7 弁を開き原子炉の減圧を行い、高圧炉心スプレイ系により原子炉注水を行うものとする。
- g. 格納容器雰囲気冷却のために、常設低圧代替注水ポンプ 2 台を用

いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイを実施し、サブプレッション・チェンバのベントラインが水没する前又はベント実施前まで継続するものとする。

h. 格納容器からの除熱は、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系によって行うものとする。

i. 解析は、「4.2.4 有効性評価に使用する計算コード」に述べた次の解析コードを用いて行う。

(a) S A F E R : 長期間熱水力過渡変化解析コード

(b) M A A P : シビアアクシデント総合解析コード

(3) 有効性評価の結果

解析結果を第 4.3.5.2-1 図～第 4.3.5.2-5 図に示す。給水流量の全喪失後、原子炉水位は急速に低下し、原子炉水位低（レベル 3）信号が発生して原子炉はスクラムする。原子炉水位異常低下（レベル 2）信号で主蒸気隔離弁が全閉し、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が起動して、水位は適切に維持される。

原子炉水位は燃料有効長頂部を下回ることなく、炉心は冠水維持される。燃料被覆管の最高温度は初期値を上回ることなく、また、燃料被覆管の酸化層の厚みは増加しない。原子炉圧力は、逃がし安全弁の作動により、約 7.37MPa [gage] に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差（高々約 0.3MPa）を考慮しても、最高使用圧力の 1.2 倍を下回る。

崩壊熱除去機能を喪失しているため、原子炉内で崩壊熱により発生する蒸気が格納容器内に流入することによって、格納容器の圧力及び温度は徐々に上昇するが、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による冷却、及び格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による除熱を行うことに

よって、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最大値は、約 0.31MPa [gage] 及び約 144℃に抑えられる。ベントは、事象発生から約 30 時間経過した時点で実施する。ベントによる非居住区域境界外での実効線量の評価結果は、事象発生からベントまでの時間が本事象より短い「4.3.4 全交流動力電源喪失」の実効線量の評価結果以下である。

以上のように、事象は収束し、原子炉は安定状態に導かれる。原子炉への注水及び格納容器からの除熱に必要な水源、燃料等は、施設内に少なくとも 7 日分保有していることから、7 日間外部からの支援がない場合を想定しても、安定停止状態を維持することができる。

(4) 対策の有効性の確認

燃料被覆管の最高温度は 1,200℃以下であり、燃料被覆管の酸化層の厚みは増加しないため、「4.2.1.1(2) 評価項目」の a. は満足される。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力の 1.2 倍を下回るため、評価項目の b. は満足される。また、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、限界圧力及び限界温度を下回るため、評価項目の c. 及び d. は満足される。

以上より、本事象に対する炉心損傷防止対策の有効性は確認された。

4.3.6 原子炉停止機能喪失

(1) 事象の想定及び収束

運転時の異常な過渡変化の発生後，原子炉停止機能が喪失することを想定する。

本想定事象に対しては，代替制御棒挿入（A R I），ほう酸水注入系による炉心へのほう酸水注入及び代替原子炉再循環ポンプトリップ機能によって炉心の著しい損傷の防止を図り，また，残留熱除去系によるサブプレッション・プール水の除熱によって格納容器破損の防止を図る。

(2) 有効性評価の条件及び方法

- a．運転時の異常な過渡変化のうち，原子炉圧力の上昇が厳しい事象である主蒸気隔離弁の誤閉止の発生を想定する。
- b．原子炉停止機能としてスクラム失敗を仮定する。また，原子炉の手動スクラムには期待しないものとする。
- c．代替制御棒挿入（A R I）機能は不作動を仮定し，ほう酸水注入系による炉心へのほう酸水注入によって未臨界を確保する。
- d．外部電源は使用できるものと仮定して，再循環ポンプは事象発生と同時にトリップせず，原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下（レベル 2）の信号でトリップするものとする。
- e．主蒸気隔離弁の閉止によりタービン駆動給水ポンプの駆動蒸気が喪失するが，電動機駆動給水ポンプが自動起動するものとする。
- f．サブプレッション・プール水の初期温度は 32℃とする。
- g．格納容器からの除熱は，残留熱除去系によって行うものとする。
- h．最小限界出力比の初期値は 1.24 とする。
- i．減速材ボイド係数は第 4.3.6-1 図（減速材ボイド係数（9×9 燃料（A 型）平衡炉心））のサイクル末期時点の値を 1.25 倍した値を用い

る。

j. ドップラ係数は第 4.3.6-2 図（ドップラ係数（9×9 燃料（A 型）平衡炉心））のサイクル末期時点の値を 0.9 倍した値を用いる。

k. 原子炉停止後の崩壊熱は，11 群モデルで計算される値を用いる。

l. 解析は，「4.2.4 有効性評価に使用する計算コード」に述べた次の解析コードを用いて行う。

(a) R E D Y：プラント動特性解析コード

(b) S C A T：単チャンネル熱水力解析コード

(3) 有効性評価の結果

解析結果を第 4.3.6-3 図～第 4.3.6-8 図に示す。主蒸気隔離弁の誤閉止の発生後，主蒸気隔離弁閉のスクラム信号が発生するが，この信号による原子炉スクラムは失敗する。主蒸気流量が遮断されると原子炉圧力は上昇し，ボイド減少によって正の反応度が投入され，中性子束及び表面熱流束は上昇する。約 2.4 秒後に原子炉圧力高信号により再循環ポンプがトリップする。また，主蒸気隔離弁の閉止により駆動蒸気が喪失するため，タービン駆動給水ポンプはトリップするが，電動機駆動給水ポンプが自動起動して給水は継続される。主蒸気が遮断されているため，給水温度が低下し，給水加熱喪失の状態となり，徐々に出力は増加する傾向となる。出力増加の過程では逃がし安全弁の開閉に伴い，中性子束は変動する。

逃がし安全弁の作動により主蒸気がサブプレッション・チェンバへ流出するため，サブプレッション・プール水の温度及び格納容器圧力が上昇し，事象発生から約 62 秒後に格納容器圧力高信号で高圧炉心スプレイ系が起動して注水を開始するが，事象発生から約 92 秒後にサブプレッション・プール水温度高（49℃）に達し，その後も上昇傾向が継続する。

事象発生から約 227 秒後に復水器水位が低下し，電動機駆動給水ポンプ

は停止する。電動機駆動給水ポンプの停止により原子炉水位は低下し、原子炉水位異常低下（レベル 2）信号で原子炉隔離時冷却系が起動して、水位は回復する。その後は、原子炉隔離時冷却系及び高压炉心スプレイ系の操作により、レベル 1 付近で水位を維持する。

事象発生から約 11.5 分後に、手動操作によりほう酸水注入系による炉心へのほう酸水注入を開始する。このとき、残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却モード）も手動起動する。ほう酸水注入を開始すると、中性子束は徐々に低下し、未臨界に至る。ほう酸水注入系と残留熱除去系の起動後も、サブプレッション・プール水温度及び格納容器圧力は緩やかに上昇するが、それぞれ約 106℃、約 0.16MPa [gage] に抑えられる。

燃料被覆管の温度は、給水加熱喪失の状態によって出力が増加し、沸騰遷移が生じる期間が最も厳しく、事象発生から約 230 秒で燃料被覆管最高温度は約 859℃であり、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下である。原子炉圧力は、逃がし安全弁の作動により、約 8.12MPa [gage]（原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約 8.39MPa [gage]）以下であり、最高使用圧力の 1.2 倍を下回る。

その後は、制御棒挿入のための復旧操作を行いつつ、残留熱除去系によるサブプレッション・プール水の冷却を維持する。

以上のように、事象は収束し、原子炉は安定状態に導かれる。原子炉への注水及び格納容器からの除熱に必要な水源、燃料等は、施設内に少なくとも 7 日分保有していることから、7 日間外部からの支援がない場合を想定しても、安定停止状態を維持することができる。

(4) 対策の有効性の確認

燃料被覆管の最高温度は 1,200℃以下であり、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15%以下であるため、

「4.2.1.1(2) 評価項目」の a. は満足される。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力の 1.2 倍を下回るため、評価項目の b. は満足される。また、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、限界圧力及び限界温度を下回るため、評価項目の c. 及び d. は満足される。

以上より、本事象に対する炉心損傷防止対策の有効性は確認された。

4.3.7 L O C A時注水機能喪失

4.3.7.1 大破断 L O C A

原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の大規模な破断が発生し、その後、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失することを想定する。

本想定事象は、炉心の著しい損傷までの事象進展が早く、国内外の先進的な対策と同等のものを考慮しても、炉心損傷防止対策を有効に実施することはできないため、格納容器破損防止対策を講じて、その有効性を確認する。

4.3.7.2 中小破断 L O C A

(1) 事象の想定及び収束

原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の中小規模の破断が発生し、その後、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失し、かつ、自動減圧系が機能喪失することを想定する。

本想定事象に対しては、逃がし安全弁の手動操作により原子炉を減圧し、減圧後に低圧代替注水系（常設）により炉心を冷却することによって炉心の著しい損傷の防止を図る。

(2) 有効性評価の条件及び方法

- a. 原子炉冷却材圧力バウンダリの配管に約 3.7cm^2 の破断が生じたと想定する。
- b. 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の機能喪失を、低圧注水機能として低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系の機能喪失を仮定する。また、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。
- c. 原子炉の減圧は、逃がし安全弁 7 弁の手動操作により実施するものとする。
- d. 原子炉の減圧後に、常設低圧代替注水ポンプ 2 台を用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始するものとする。
- e. 外部電源は事象発生と同時に喪失することとし、非常用ディーゼル発電機によって電源供給を行うものとする。
- f. 残留熱除去系による崩壊熱除去機能の喪失を仮定し、格納容器からの除熱は、格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系により行うものとする。
- g. 格納容器雰囲気を冷却するために、常設低圧代替注水ポンプ 2 台を

用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイを実施し、サプレッション・チェンバのベントラインが水没する前又はベント実施前まで継続する。

h. 解析は、「4.2.4 有効性評価に使用する計算コード」に述べた次の解析コードを用いて行う。

(a) S A F E R : 長期間熱水力過渡変化解析コード

(b) M A A P : シビアアクシデント総合解析コード

(3) 有効性評価の結果

解析結果を第 4.3.7.2-1 図～第 4.3.7.2-5 図に示す。事象発生後に原子炉水位は急速に低下し、原子炉水位低（レベル 3）信号が発生して原子炉はスクラムする。原子炉水位異常低下（レベル 2）信号で主蒸気隔離弁が全閉するが、原子炉隔離時冷却系及び高压炉心スプレイ系の起動に失敗し、原子炉水位異常低下（レベル 1）信号で低压炉心スプレイ系及び低压注水系の起動に失敗する。

事象発生から約 25 分後に手動操作により逃がし安全弁 7 弁を開き、原子炉を減圧し、低压代替注水系（常設）による原子炉注水を開始する。

原子炉の急速減圧を開始すると、冷却材の流出により原子炉水位は低下し、炉心の一部が露出するが、低压代替注水系（常設）による注水が開始すると原子炉水位が回復し、炉心は再冠水する。この間、燃料被覆管の最高温度は約 573℃であり、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下である。原子炉圧力は、逃がし安全弁の作動により、約 7.37MPa [gage] に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差（高々約 0.3MPa）を考慮しても、最高使用圧力の 1.2 倍を下回る。

崩壊熱除去機能を喪失しているため、原子炉内で崩壊熱により発生する

蒸気が格納容器内に流入することによって、格納容器の圧力及び温度は徐々に上昇するが、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による冷却、及び格納容器圧力逃がし装置又は耐圧強化ベント系による除熱を行うことによって、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最大値は、約 0.32MPa [gage] 及び約 144℃に抑えられる。ベントは、事象発生から約 28 時間経過した時点で実施する。ベントによる非居住区域境界外での実効線量の評価結果は、事象発生からベントまでの時間が本事象より短い「4.3.4 全交流動力電源喪失」の実効線量の評価結果以下である。

以上のように、事象は収束し、原子炉は安定状態に導かれる。原子炉への注水及び格納容器からの除熱に必要な水源、燃料等は、施設内に少なくとも 7 日分保有していることから、7 日間外部からの支援がない場合を想定しても、安定停止状態を維持することができる。

(4) 対策の有効性の確認

燃料被覆管の最高温度は 1,200℃以下であり、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15% 以下であるため、「4.2.1.1(2) 評価項目」の a. は満足される。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力の 1.2 倍を下回るため、評価項目の b. は満足される。また、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、限界圧力及び限界温度を下回るため、評価項目の c. 及び d. は満足される。

以上より、本事象に対する炉心損傷防止対策の有効性は確認された。

4.3.8 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）

(1) 事象の想定及び収束

原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統の配管が、高圧設計部分と低圧設計部分を分離するための隔離弁の誤開等により、低圧設計部分が過圧され破断する事象を想定する。

本想定事象に対しては、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により炉心を冷却することによって炉心の著しい損傷の防止を図り、また、破断箇所を隔離することによって、格納容器外への原子炉冷却材の流出の防止を図る。

(2) 有効性評価の条件及び方法

- a. 原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統の配管において、高圧設計部分と低圧設計部分を分離するための隔離弁の誤開等によって、低圧設計部分が過圧され、破断する事象を想定する。
- b. 破断箇所は、運転中に弁の開閉試験を実施する系統のうち最も配管径が大きい低圧注水系の注水配管とし、破断面積は約 463cm^2 とする。
- c. 原子炉注水は、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により行うものとする。
- d. 外部電源は使用できるものと仮定して、再循環ポンプは事象発生と同時にトリップせず、原子炉水位異常低下（レベル2）の信号でトリップするものとする。
- e. 解析は、「4.2.4 有効性評価に使用する計算コード」に述べた次の解析コードを用いて行う。
 - (a) S A F E R：長期間熱水力過渡変化解析コード

(3) 有効性評価の結果

解析結果を第 4.3.8-1 図～第 4.3.8-3 図に示す。インターフェイスシステム L O C A 発生後、原子炉水位は急速に低下し、原子炉水位低（レベル 3）信号が発生して原子炉はスクラムする。原子炉水位異常低下（レベル 2）信号で主蒸気隔離弁が全閉し、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が起動する。

破断口から冷却材の流出により原子炉水位が低下するが、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による原子炉注水を行うことによって、原子炉水位は燃料有効長頂部を下回ることなく、炉心は冠水維持される。燃料被覆管の最高温度は初期値を上回ることなく、また、燃料被覆管の酸化層の厚みは増加しない。原子炉圧力は約 6.93MPa [gage] 以下であり、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差（高々約 0.3MPa）を考慮しても、最高使用圧力の 1.2 倍を下回る。

炉心を冠水維持しつつ、破断箇所の特定及び隔離を行う。破断箇所の隔離は、中央制御室又は現場での破断系統の原子炉冷却材圧力バウンダリ弁等の操作により実施する。

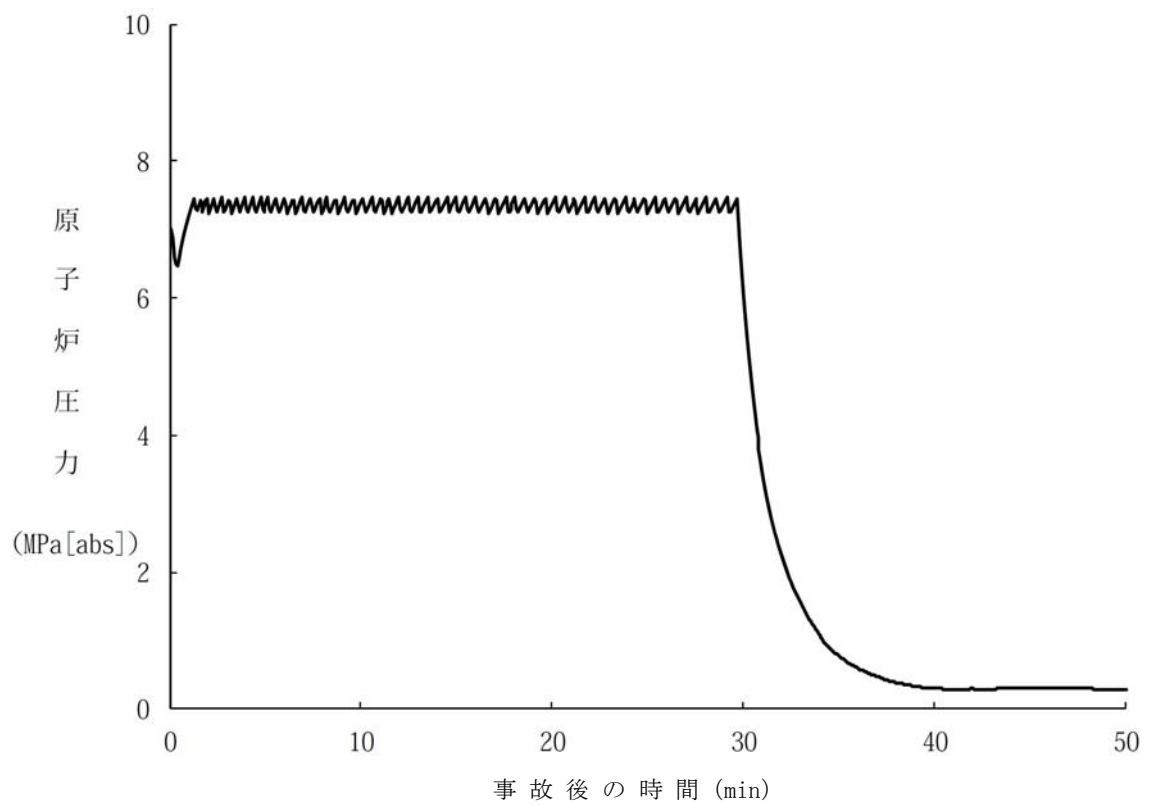
その後は、残留熱除去系を用いた除熱手順に従い、冷温停止状態に移行することができる。原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最大値は、通常停止で経験する範囲と同程度であり、限界圧力及び限界温度に対して十分低く抑えられる。

以上のように、事象は収束し、原子炉は安定状態に導かれる。原子炉への注水及び格納容器からの除熱に必要な水源、燃料等は、施設内に少なくとも 7 日分保有していることから、7 日間外部からの支援がない場合を想定しても、安定停止状態を維持することができる。

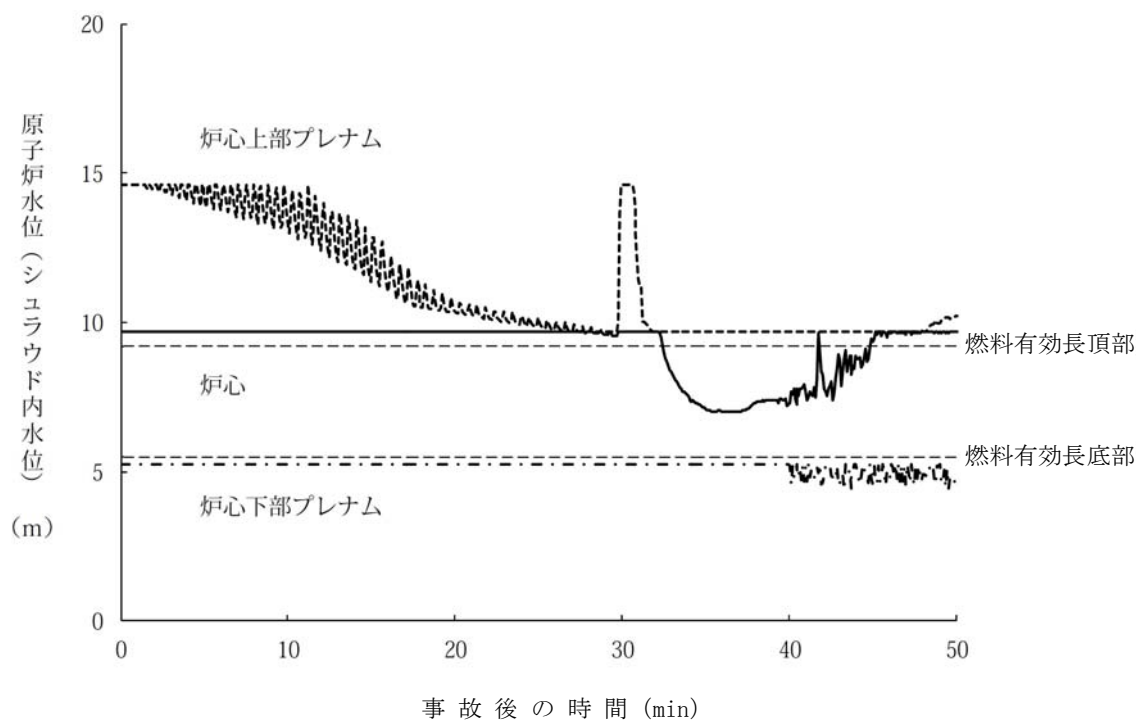
(4) 対策の有効性の確認

燃料被覆管の最高温度は 1,200℃以下であり，燃料被覆管の酸化層の厚みは増加しないため，「4.2.1.1(2) 評価項目」の a. は満足される。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は，最高使用圧力の 1.2 倍を下回るため，評価項目の b. は満足される。また，原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は，限界圧力及び限界温度を下回るため，評価項目の c. 及び d. は満足される。

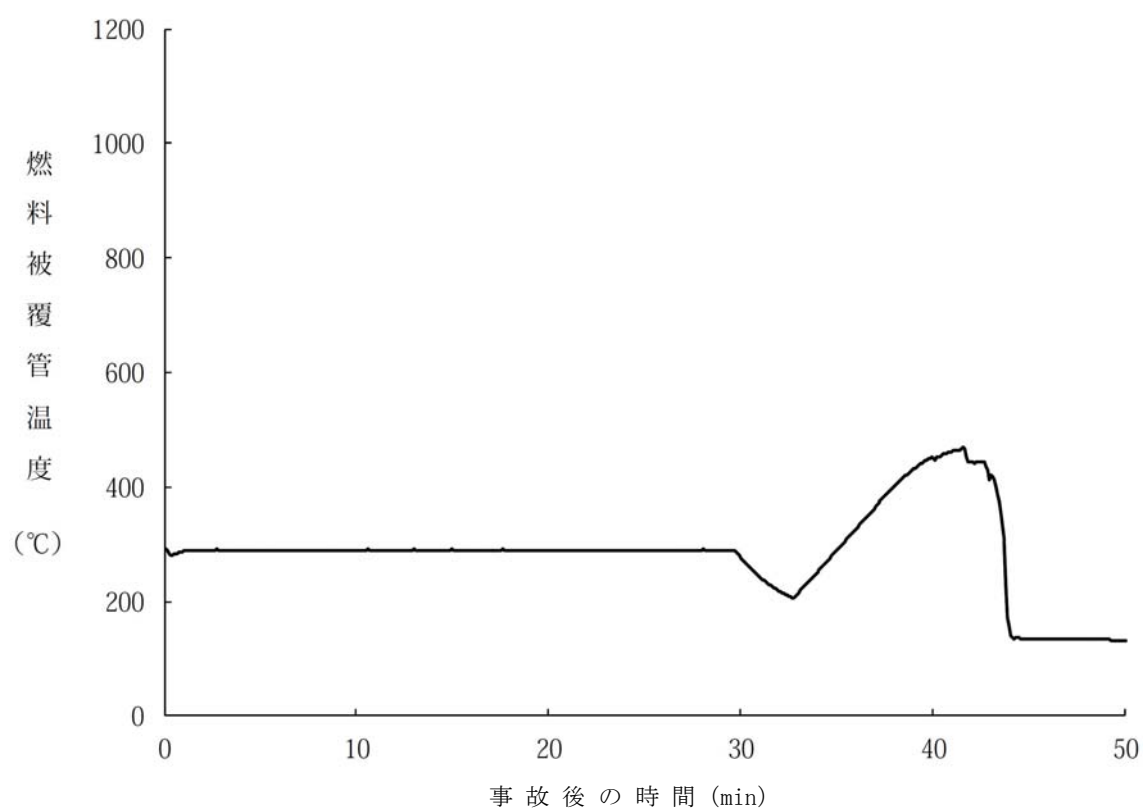
以上より，本事象に対する炉心損傷防止対策の有効性は確認された。



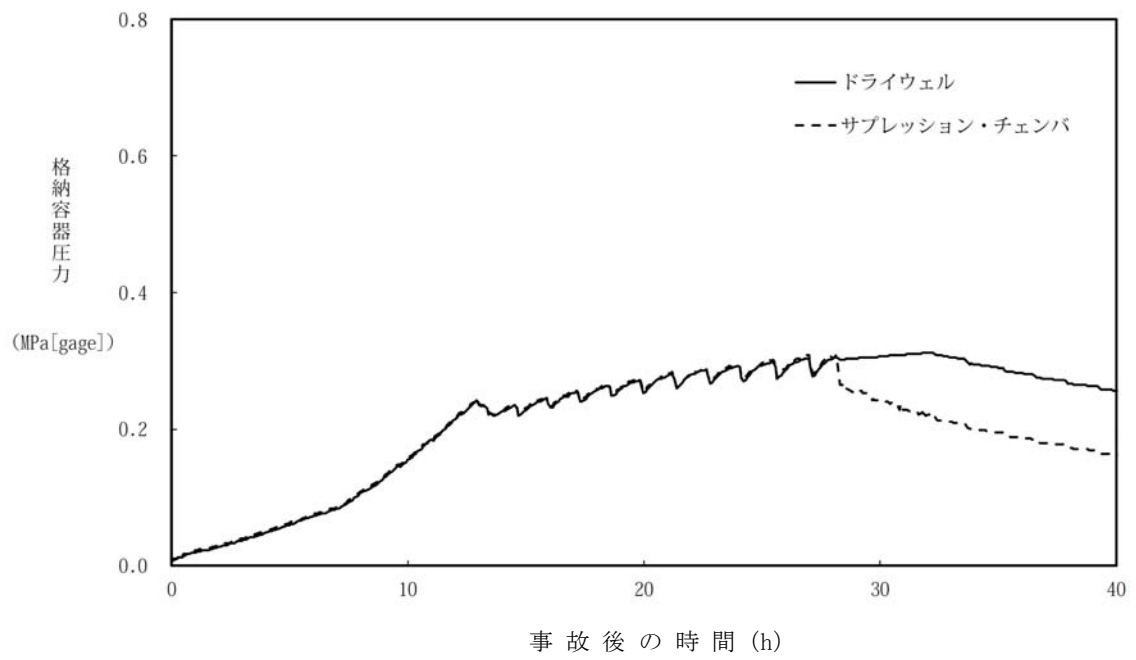
第 4.3.2-1 図 高圧・低圧注水機能喪失における原子炉圧力の変化



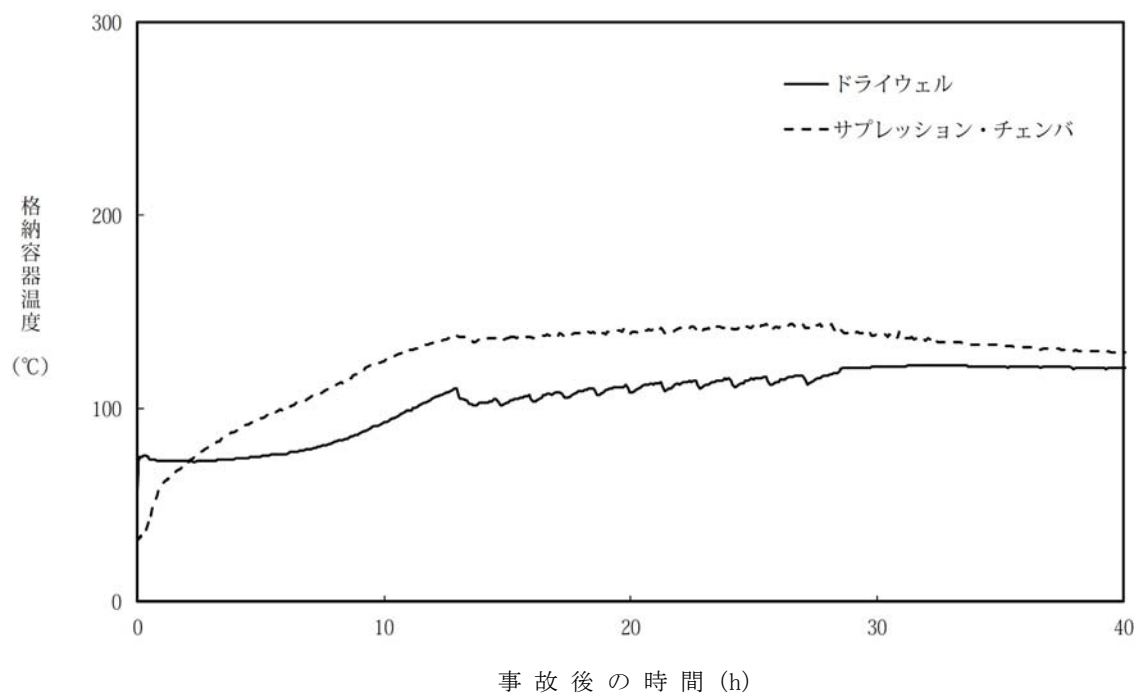
第 4. 3. 2－2 図 高圧・低圧注水機能喪失における原子炉水位の変化



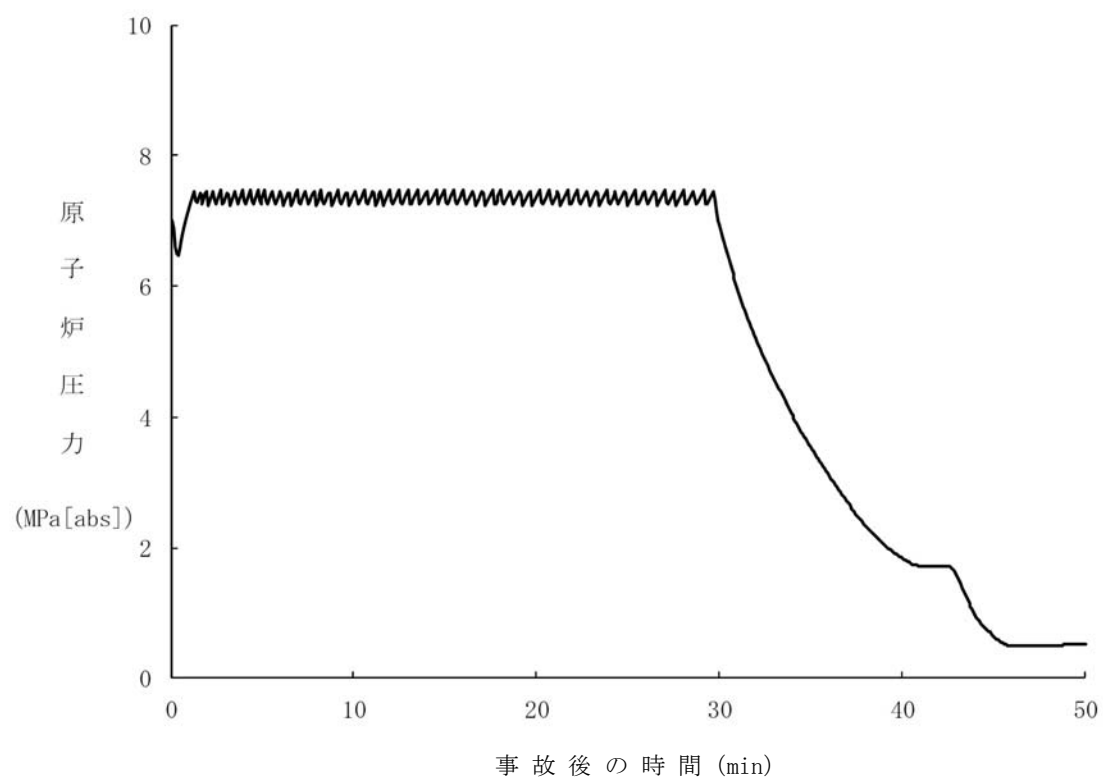
第 4.3.2-3 図 高圧・低圧注水機能喪失における燃料被覆管温度の変化



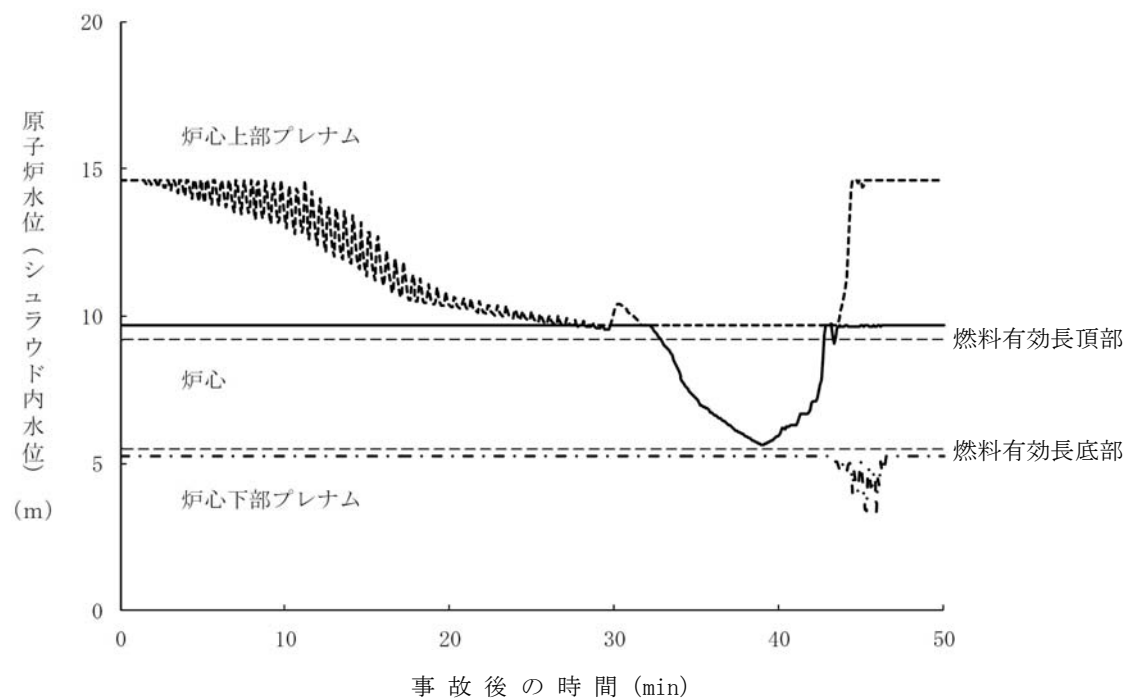
第 4. 3. 2－4 図 高圧・低圧注水機能喪失における格納容器圧力の変化



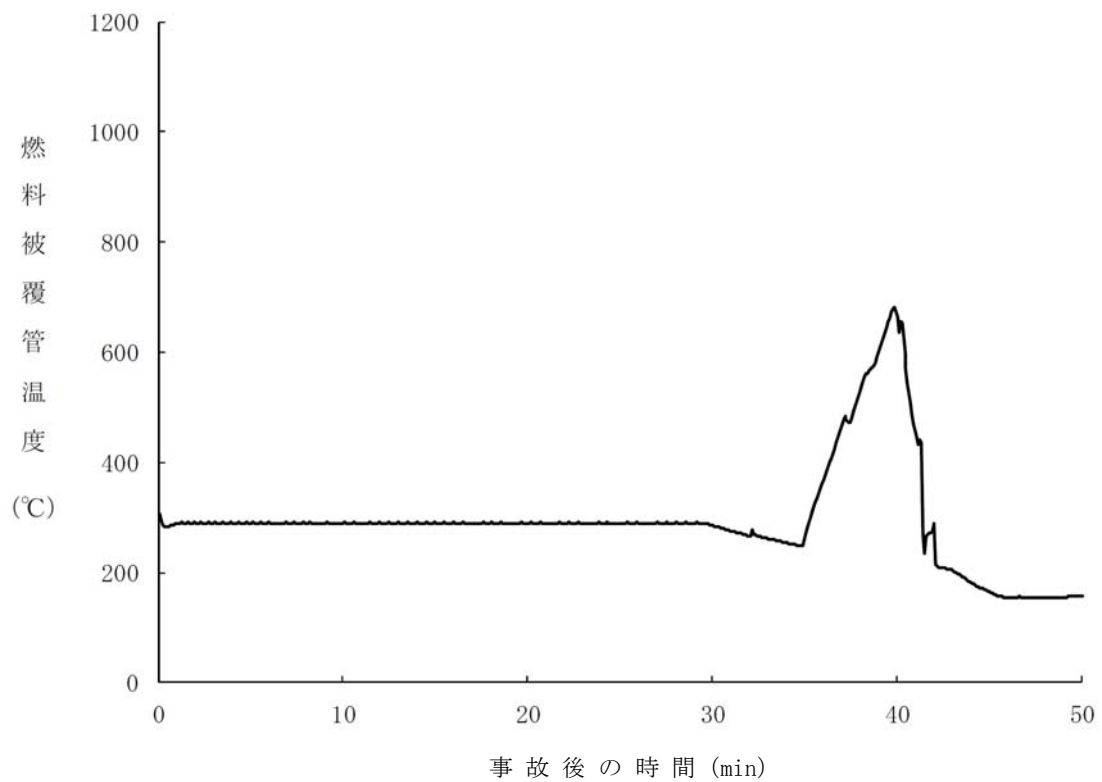
第 4.3.2-5 図 高圧・低圧注水機能喪失における格納容器温度の変化



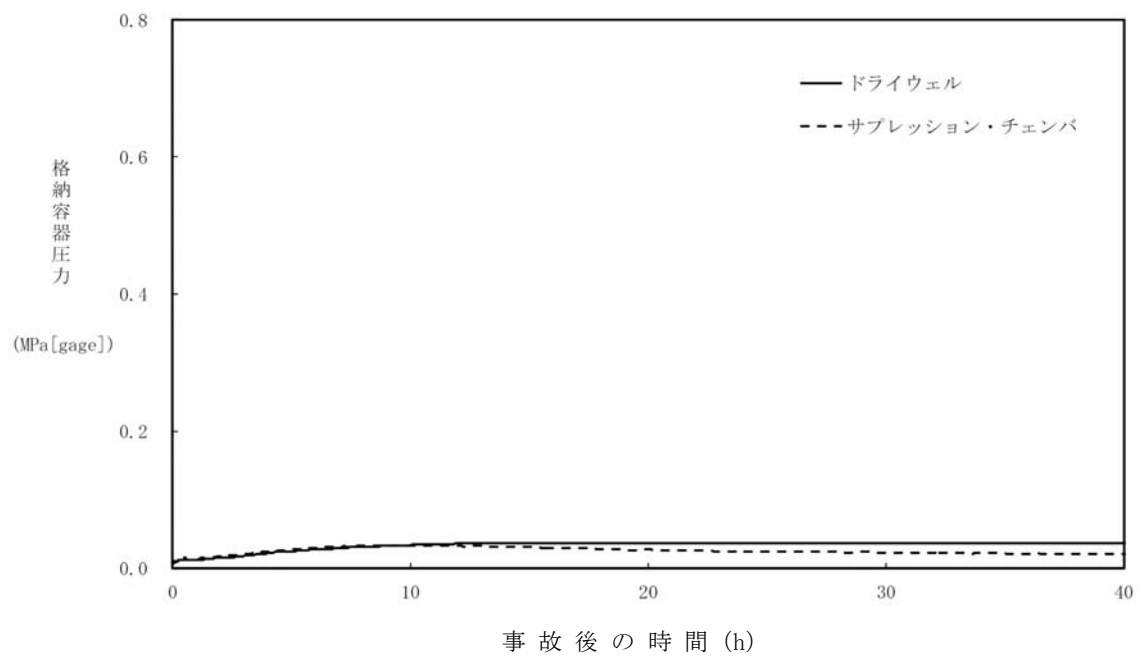
第 4.3.3-1 図 高圧注水・減圧機能喪失における原子炉圧力の変化



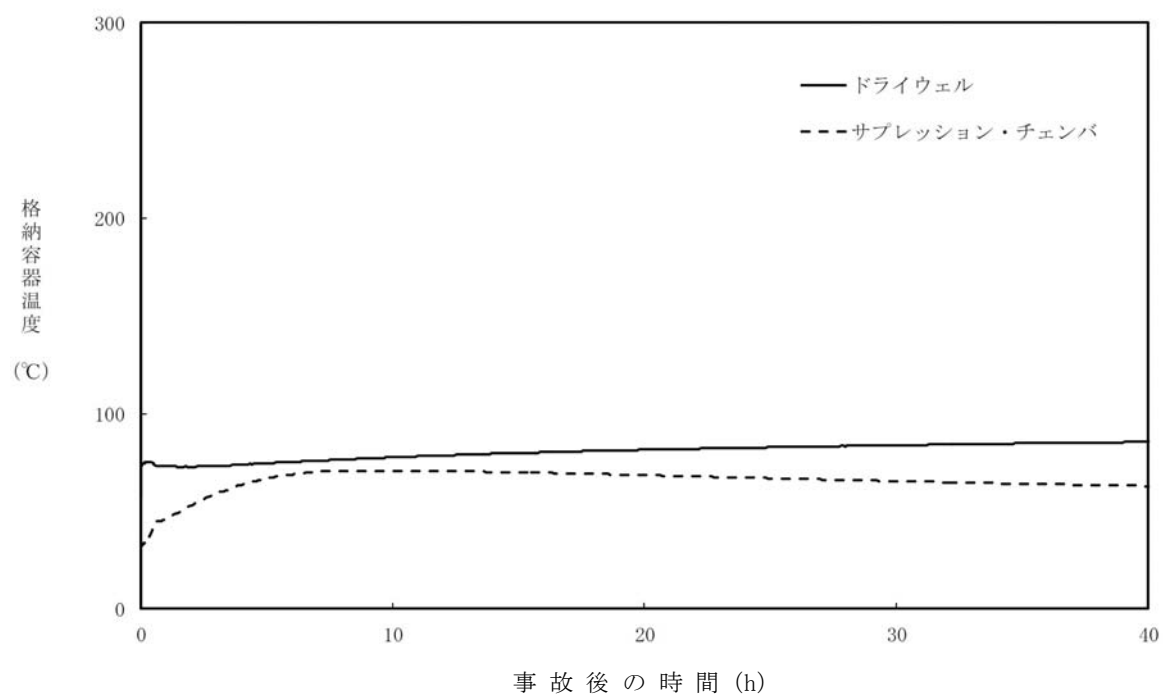
第 4.3.3-2 図 高圧注水・減圧機能喪失における原子炉水位の変化



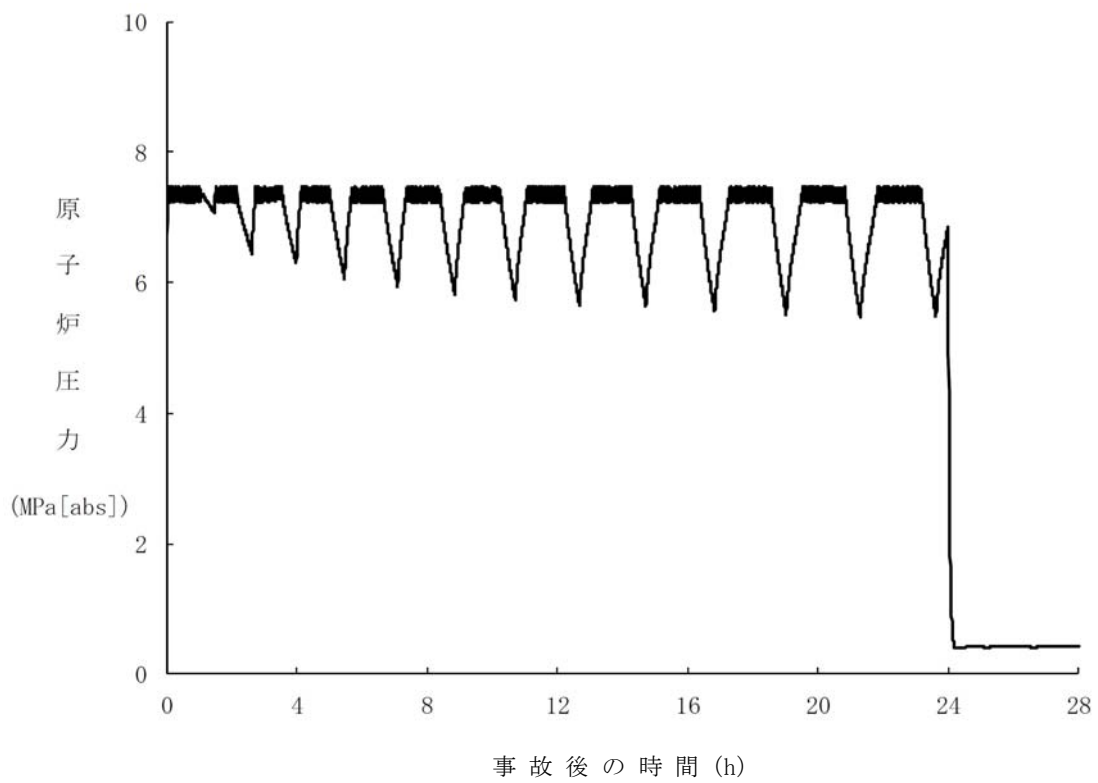
第 4.3.3-3 図 高圧注水・減圧機能喪失における燃料被覆管温度の変化



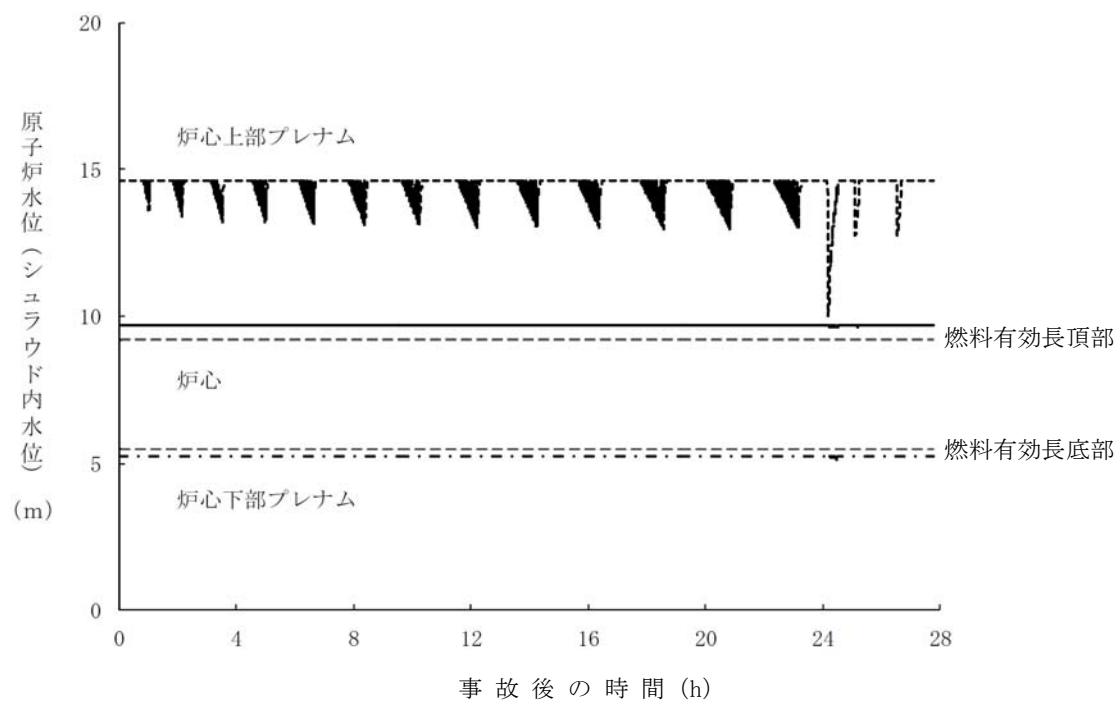
第 4.3.3-4 図 高圧注水・減圧機能喪失における格納容器圧力の変化



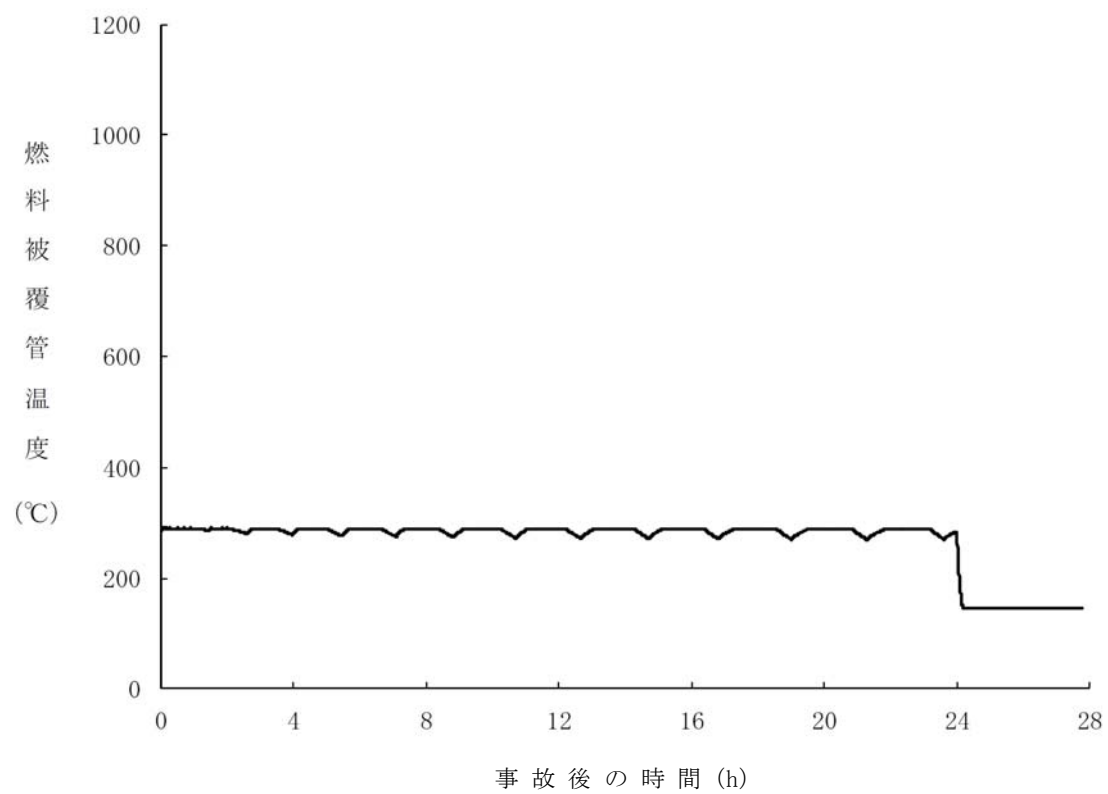
第 4. 3. 3－5 図 高圧注水・減圧機能喪失における格納容器温度の変化



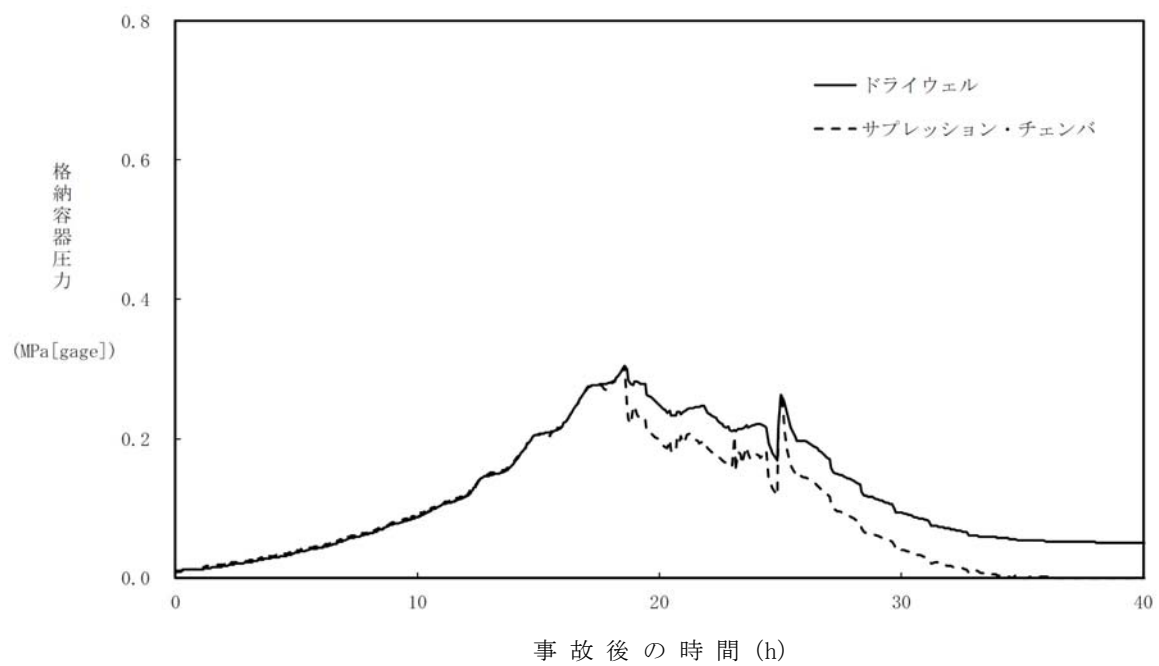
第 4. 3. 4－1 図 全交流動力電源喪失における原子炉圧力の変化



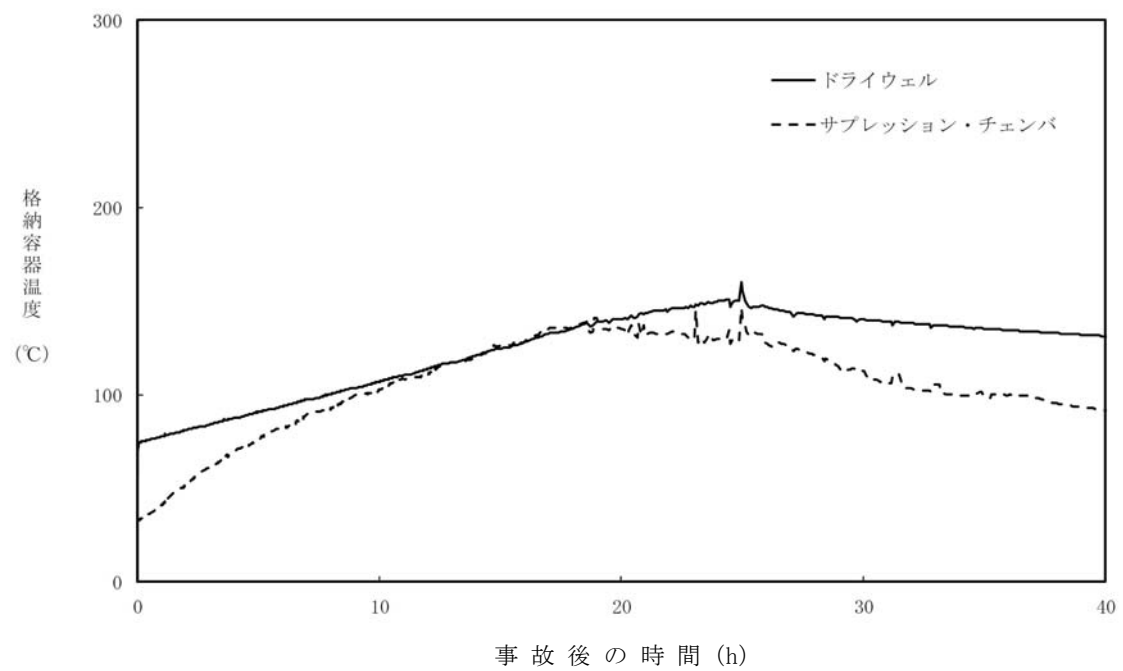
第 4.3.4-2 図 全交流動力電源喪失における原子炉水位の変化



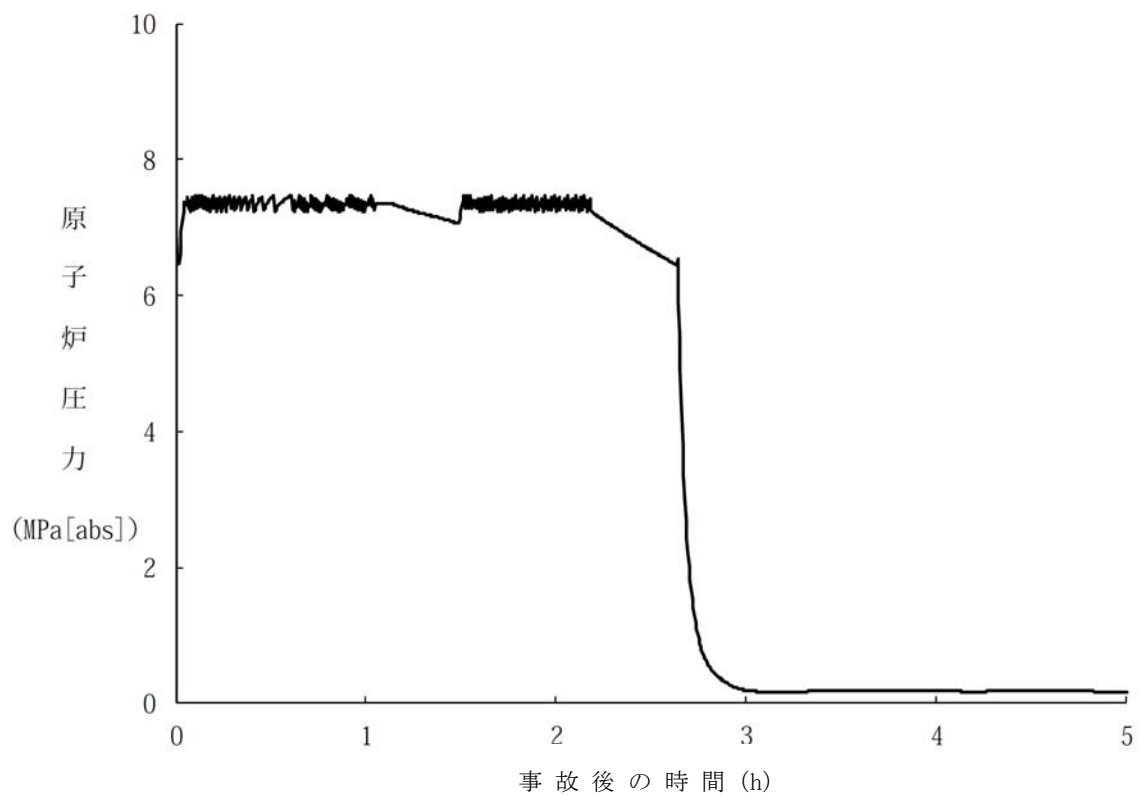
第 4.3.4-3 図 全交流動力電源喪失における燃料被覆管温度の変化



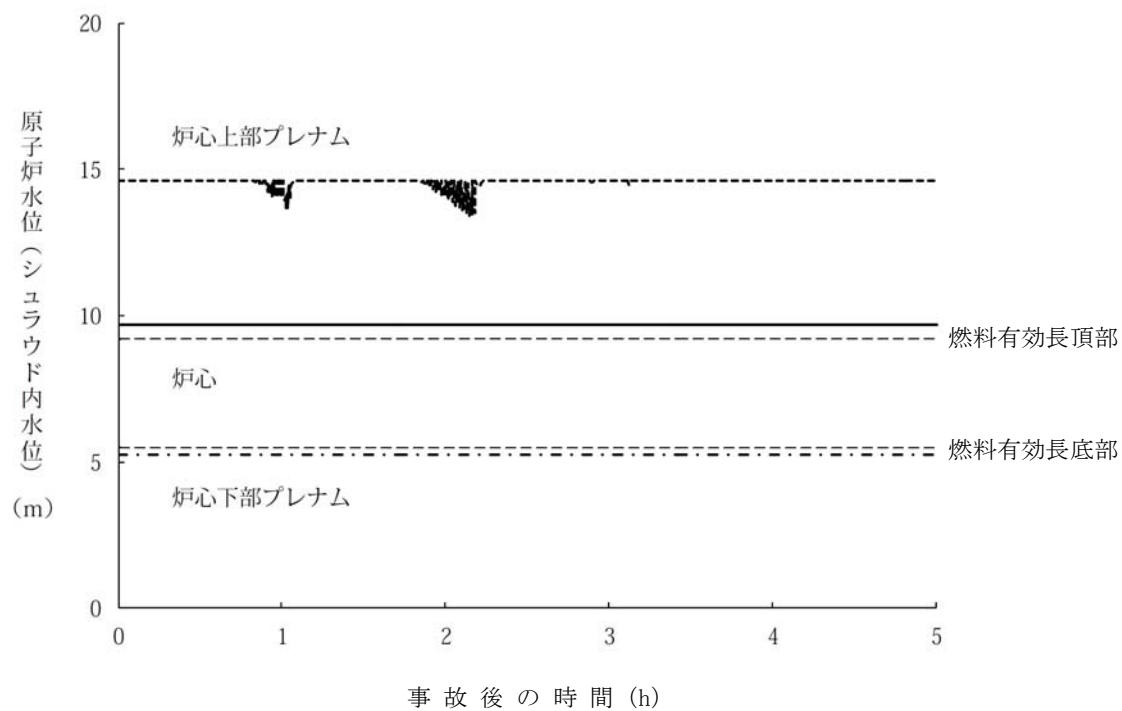
第 4.3.4-4 図 全交流動力電源喪失における格納容器圧力の変化



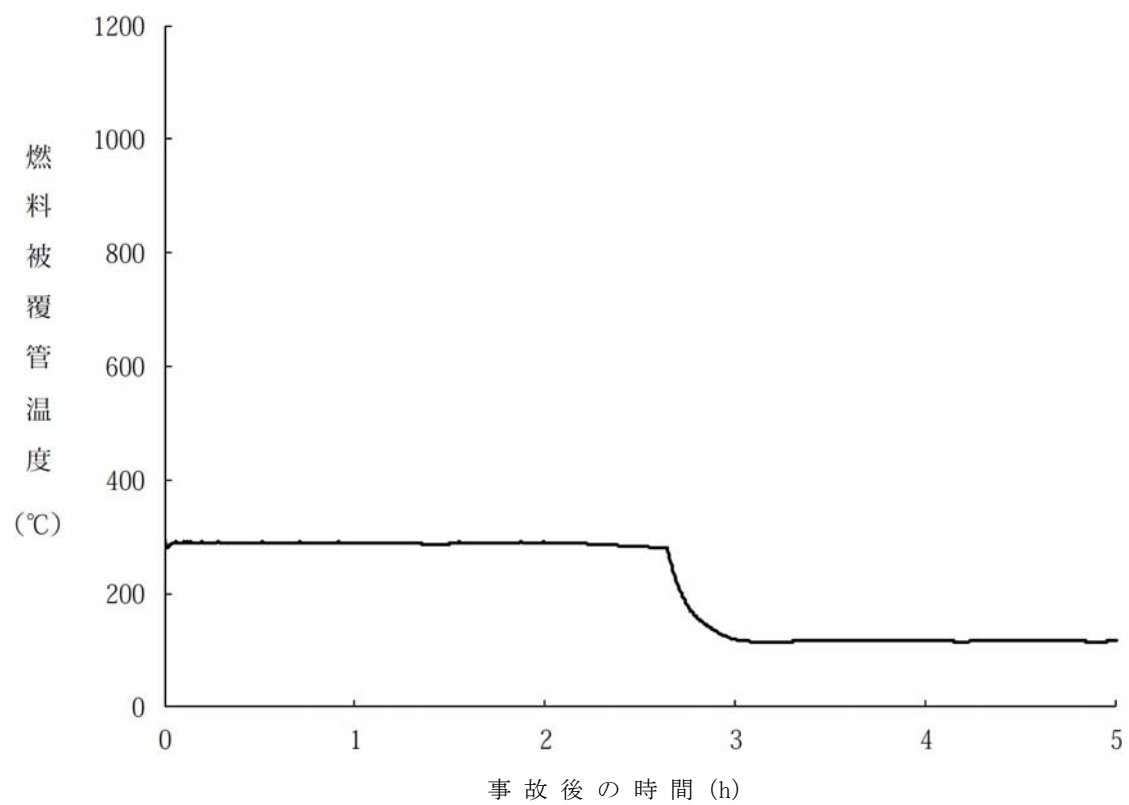
第 4.3.4-5 図 全交流動力電源喪失における格納容器温度の変化



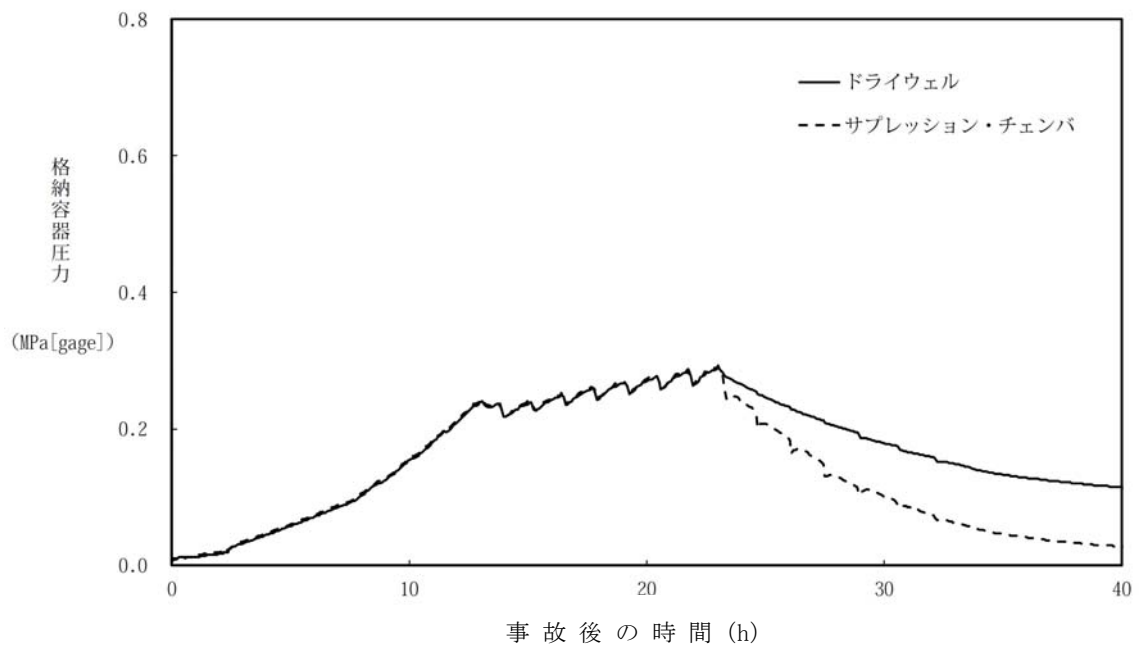
第 4.3.5.1-1 図 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）における
原子炉圧力の変化



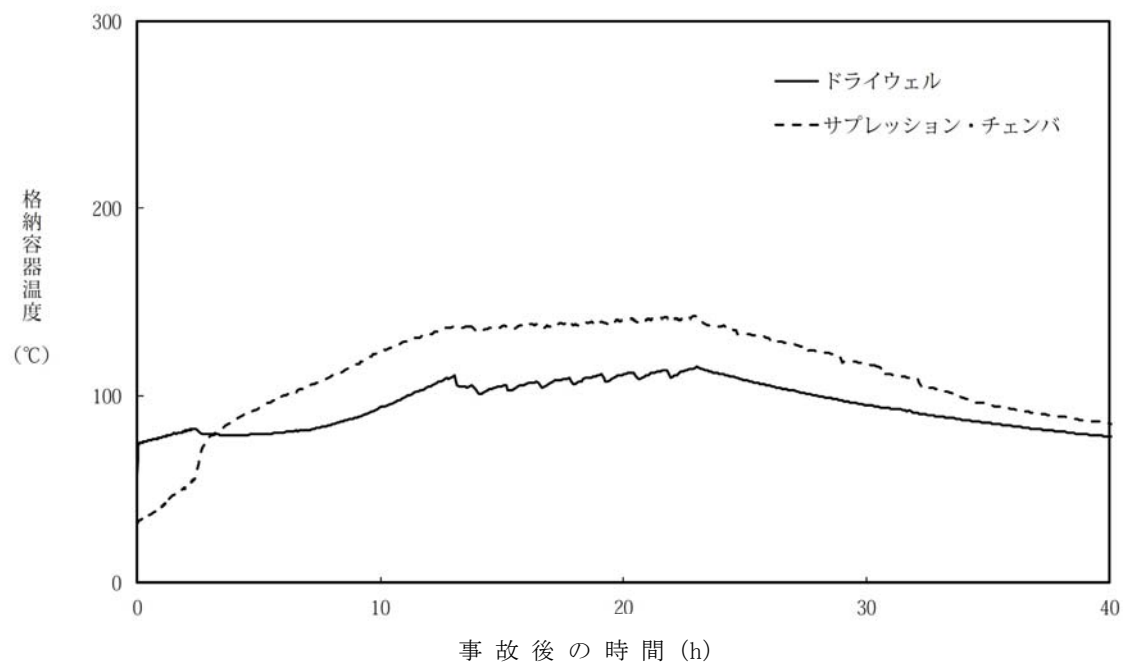
第 4.3.5.1-2 図 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）における
原子炉水位の変化



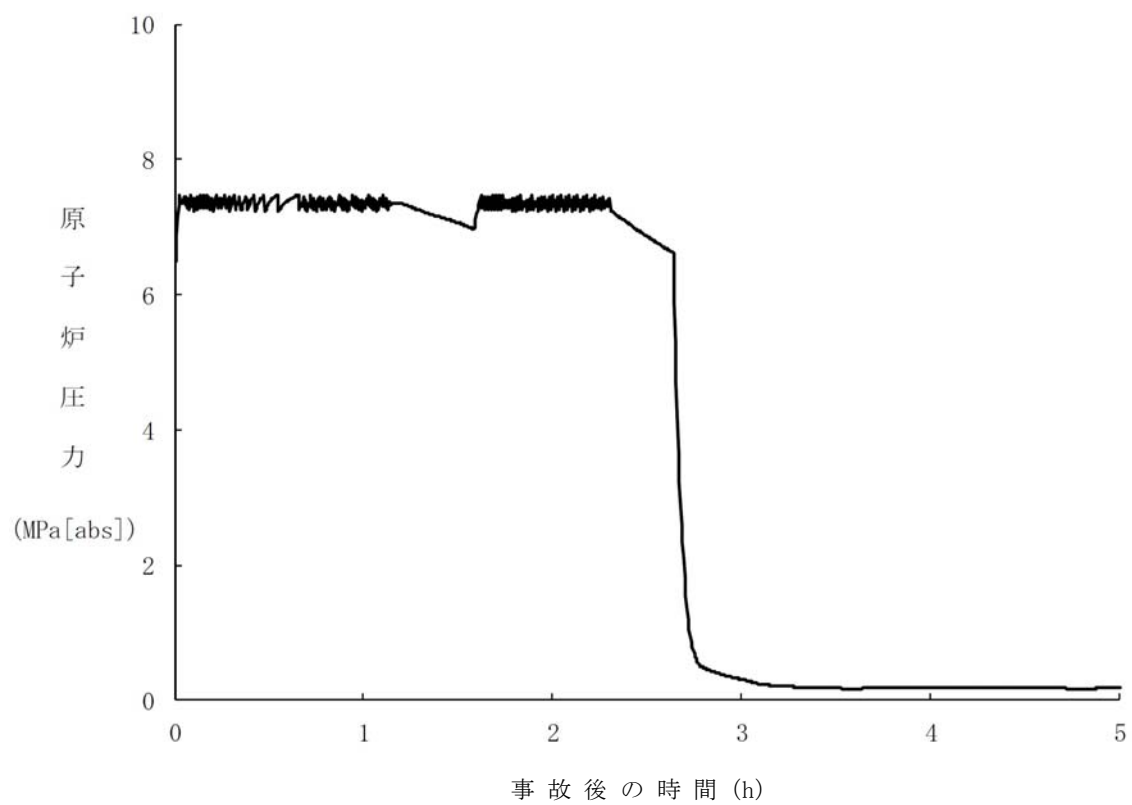
第 4.3.5.1－3 図 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）における
燃料被覆管温度の変化



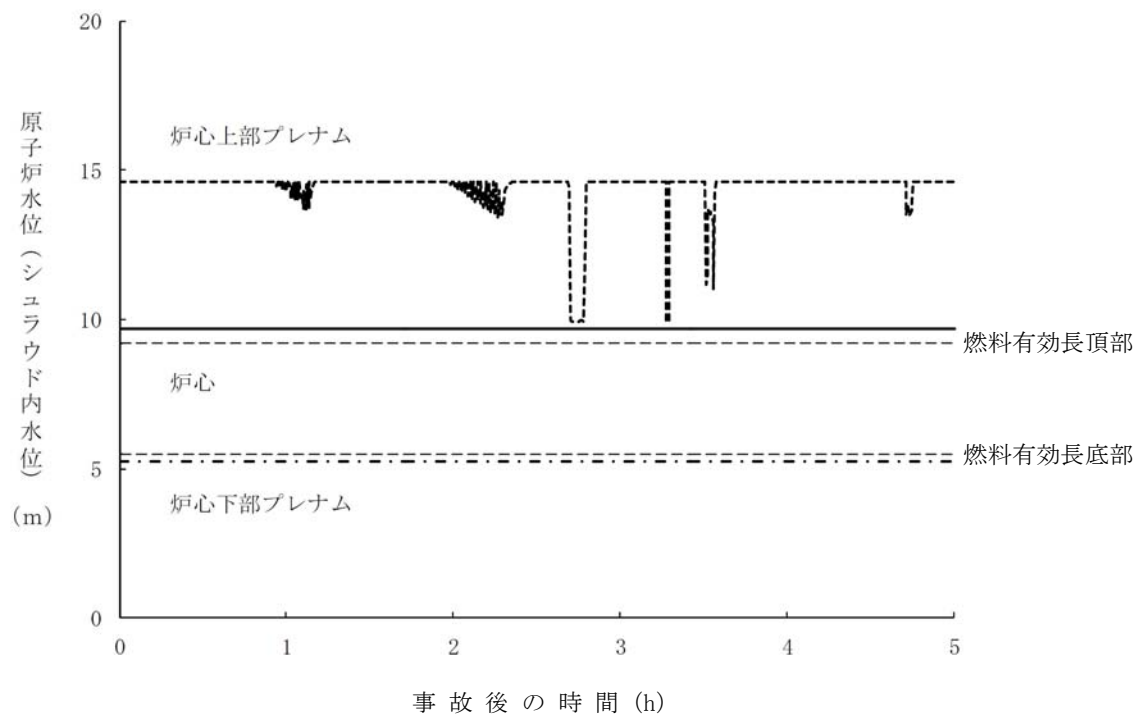
第 4.3.5.1-4 図 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）における
格納容器圧力の変化



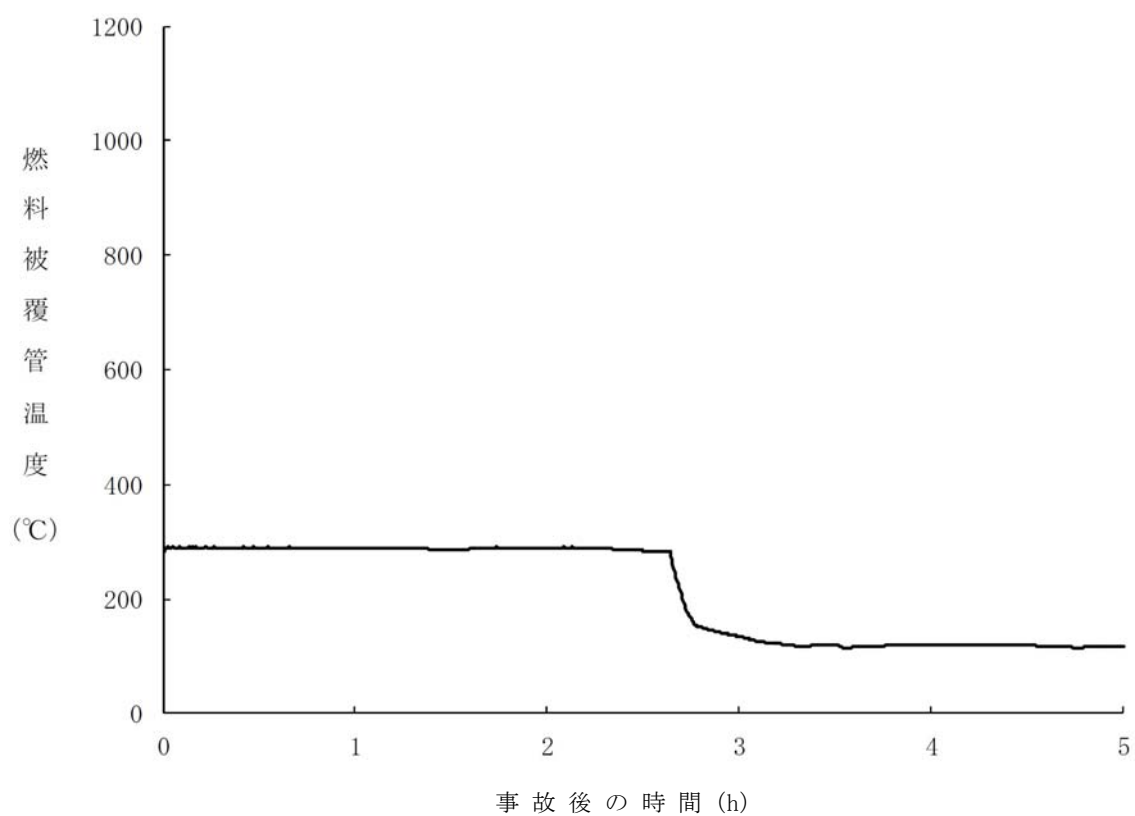
第 4. 3. 5. 1－5 図 崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）における
格納容器温度の変化



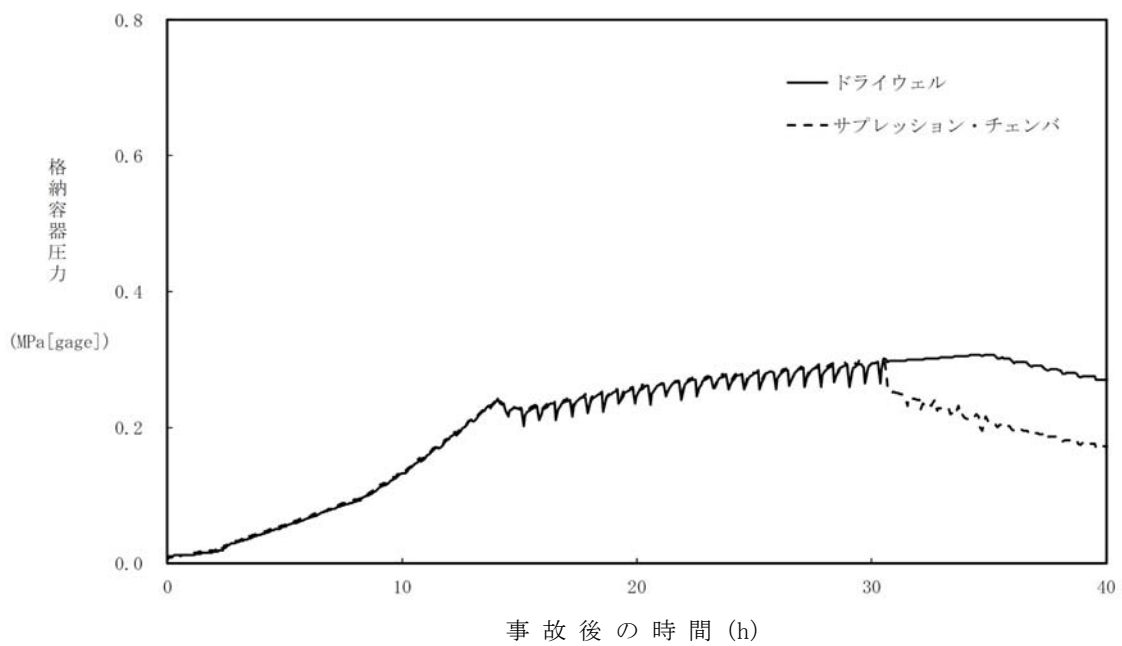
第 4.3.5.2-1 図 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）
における原子炉圧力の変化



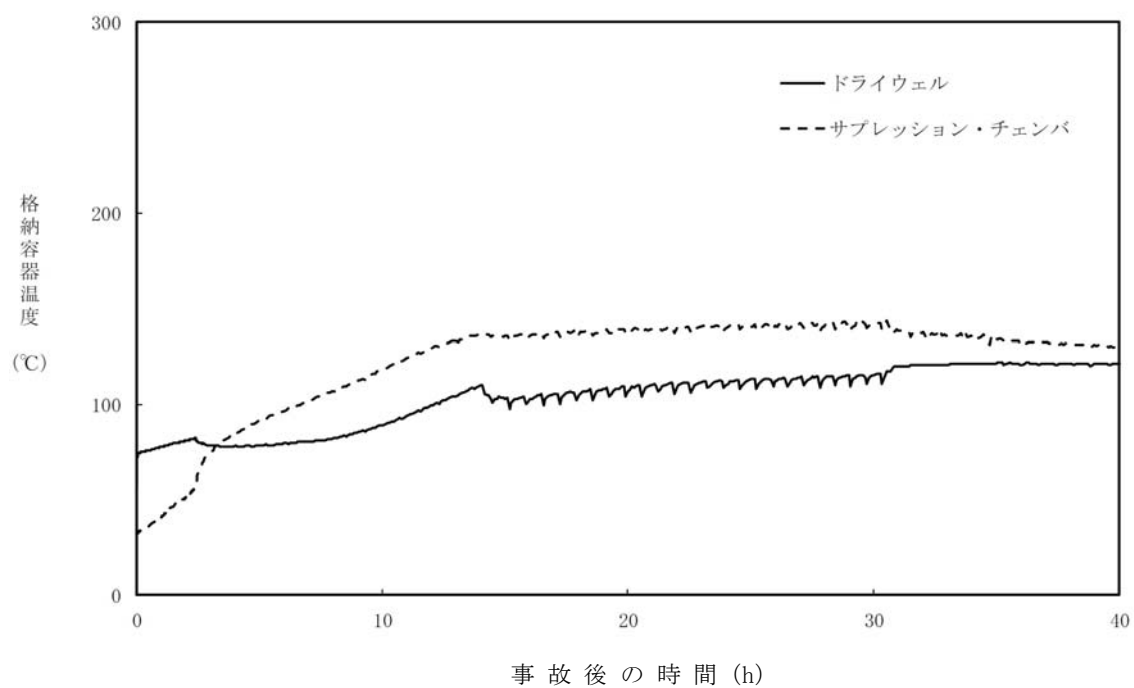
第 4.3.5.2-2 図 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）
における原子炉水位の変化



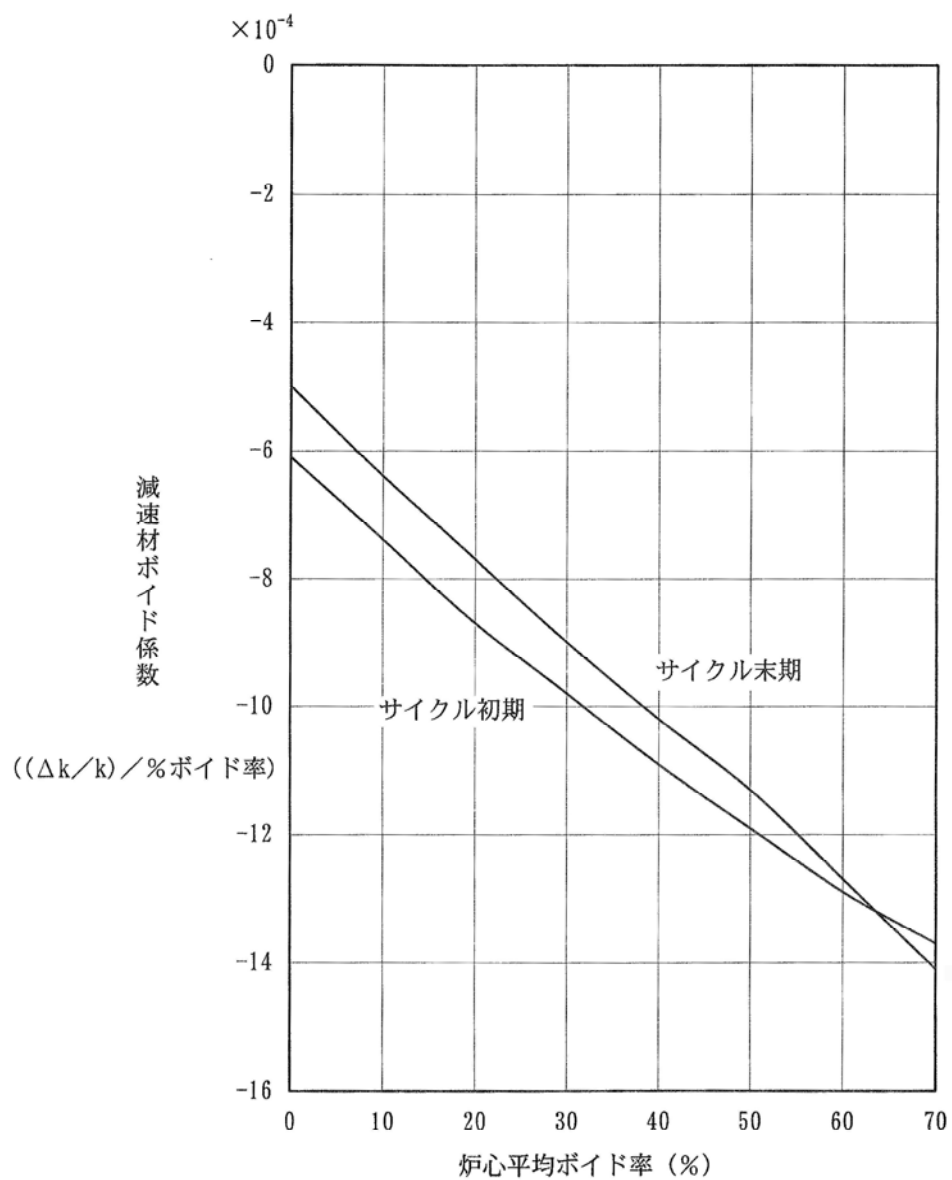
第 4.3.5.2-3 図 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）
における燃料被覆管温度の変化



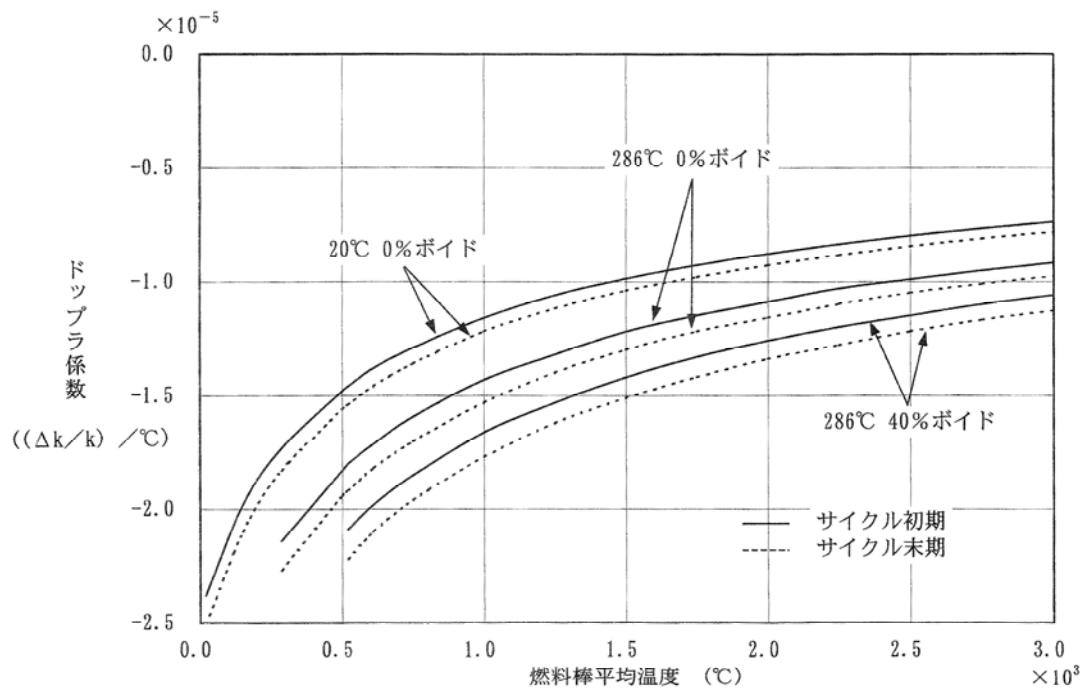
第 4.3.5.2-4 図 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）
における格納容器圧力の変化



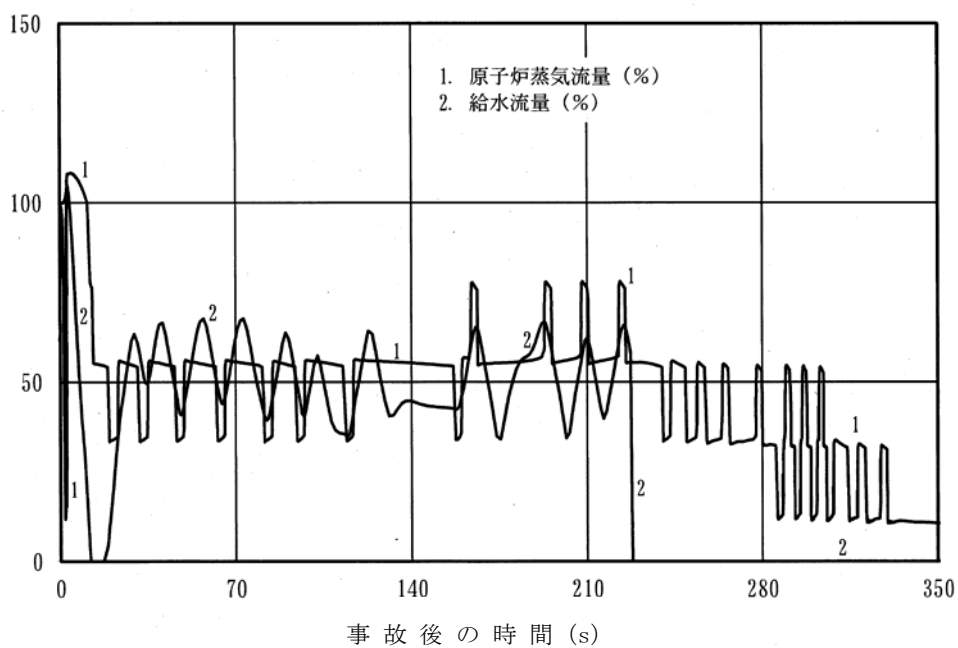
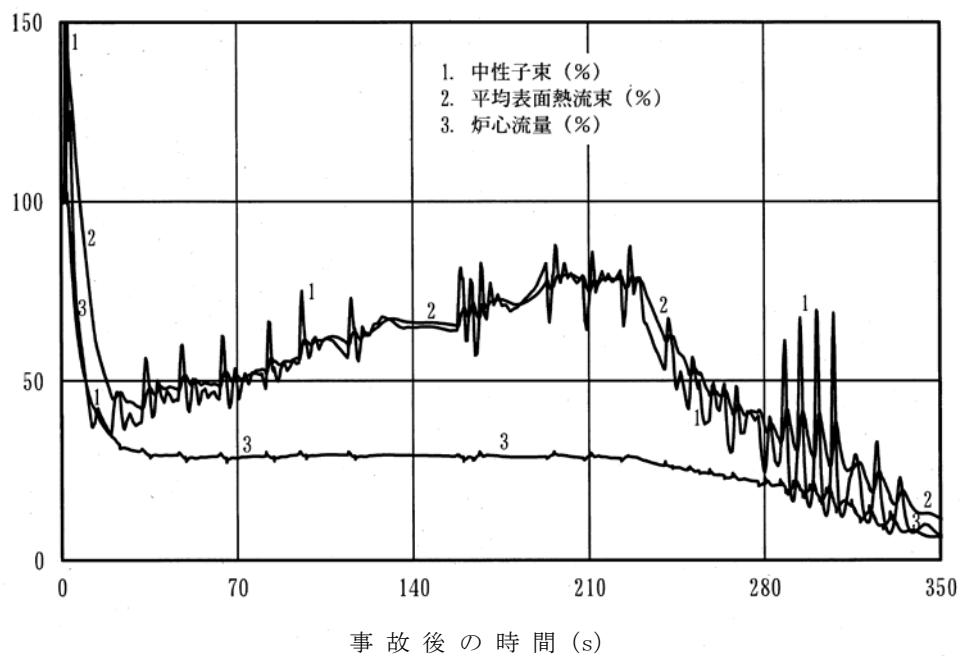
第 4.3.5.2-5 図 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）
における格納容器温度の変化



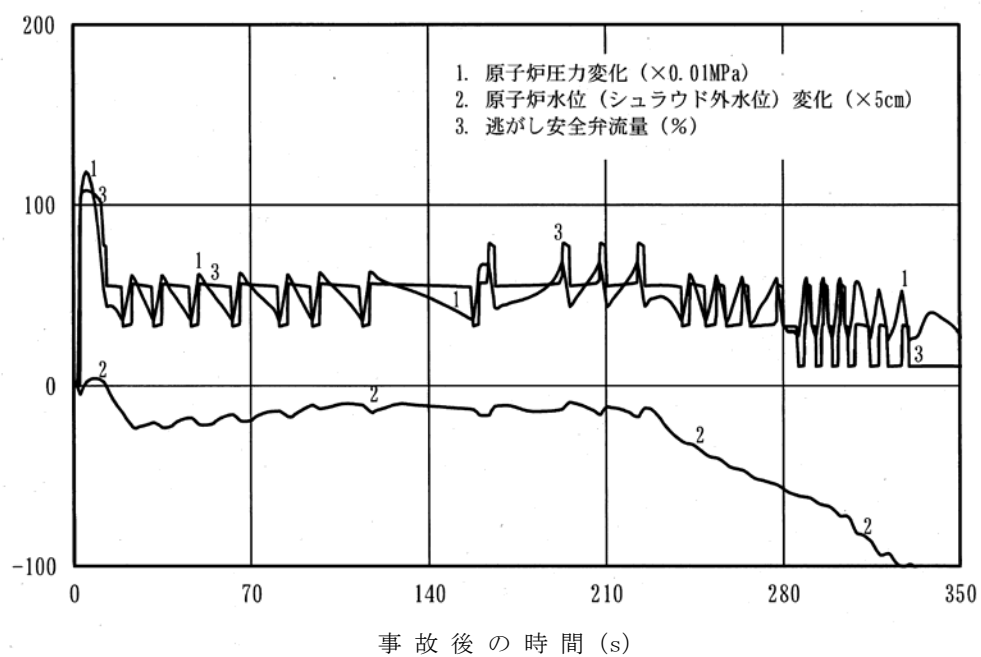
第 4.3.6-1 図 減速材ボイド係数 (9 × 9 燃料 (A 型) 平衡炉心)



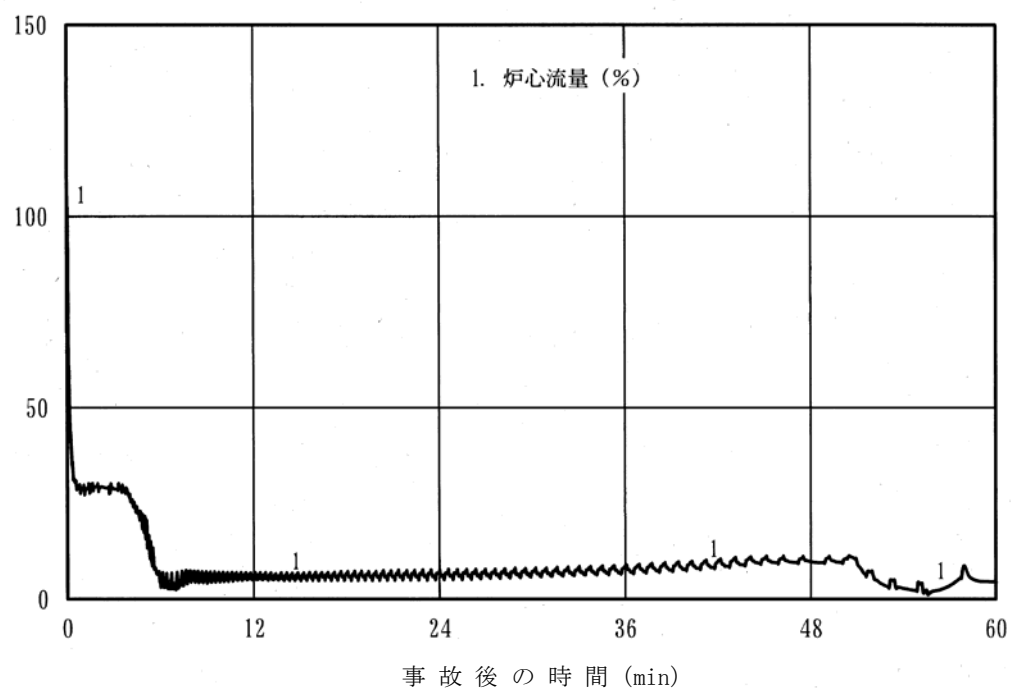
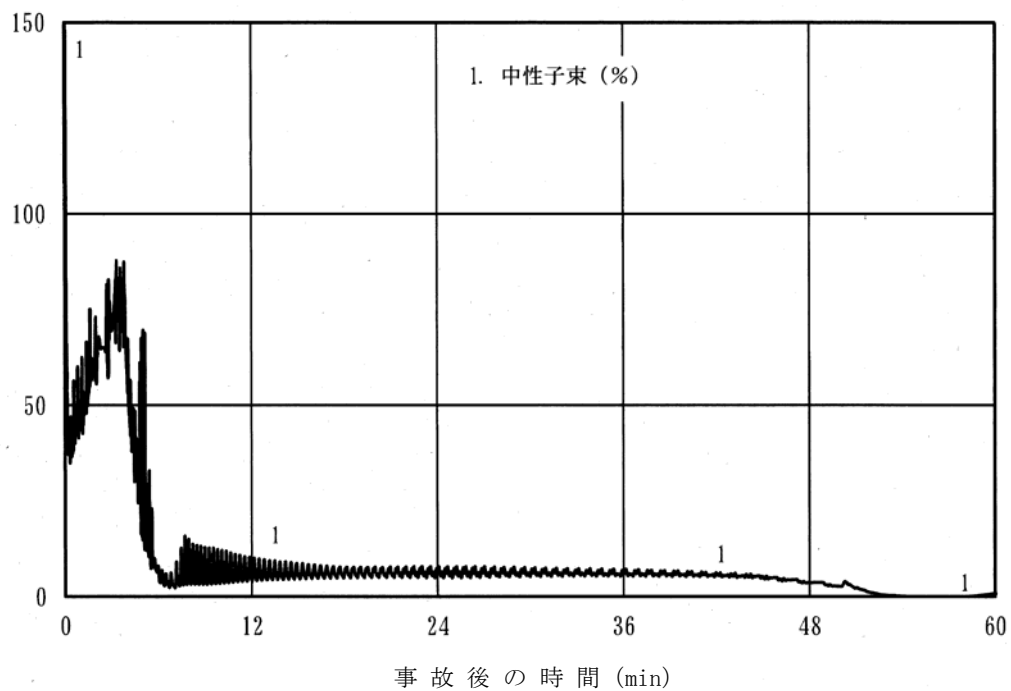
第 4.3.6-2 図 ドップラ係数 (9 × 9 燃料 (A 型) 平衡炉心)



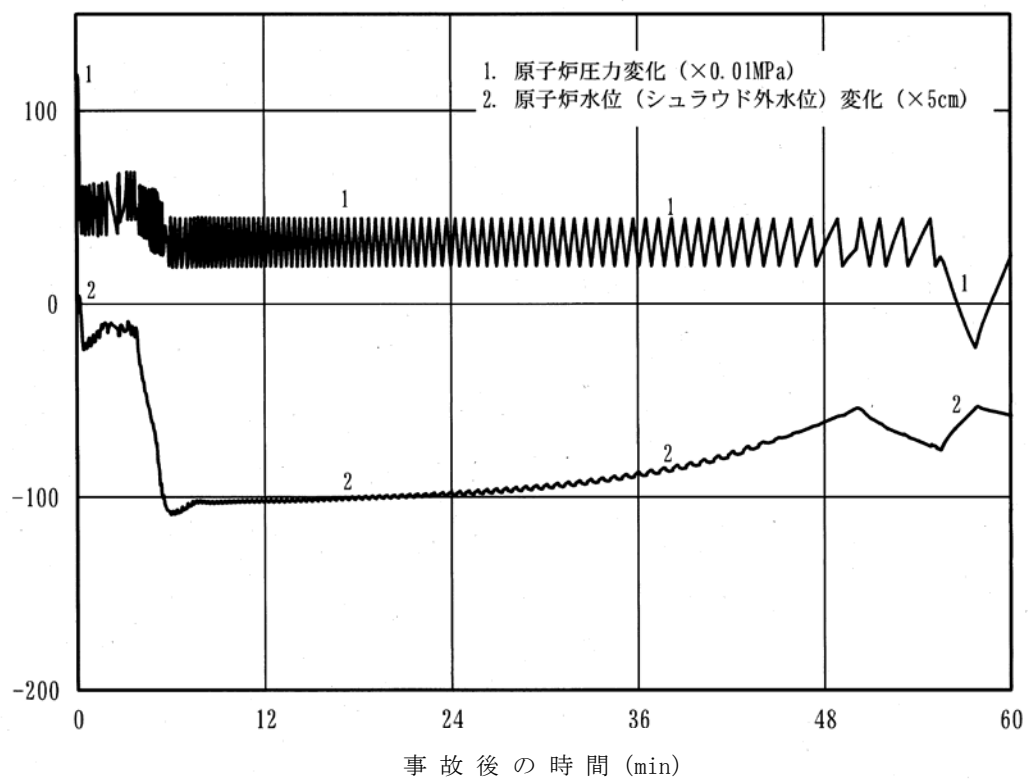
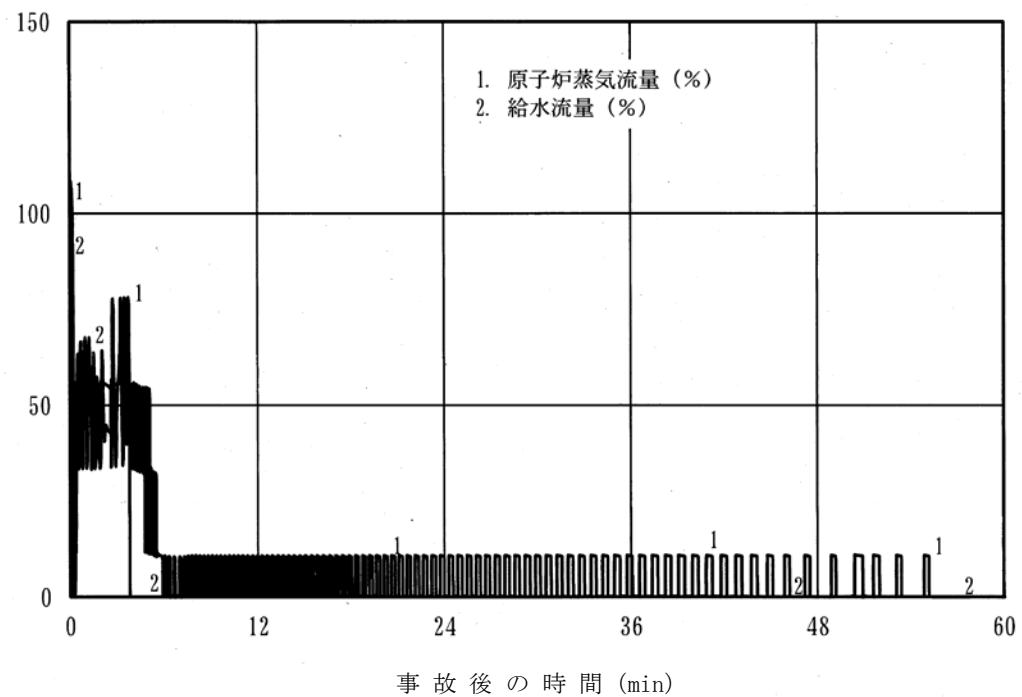
第 4.3.6-3 図 原子炉停止機能喪失における事象変化 (1)



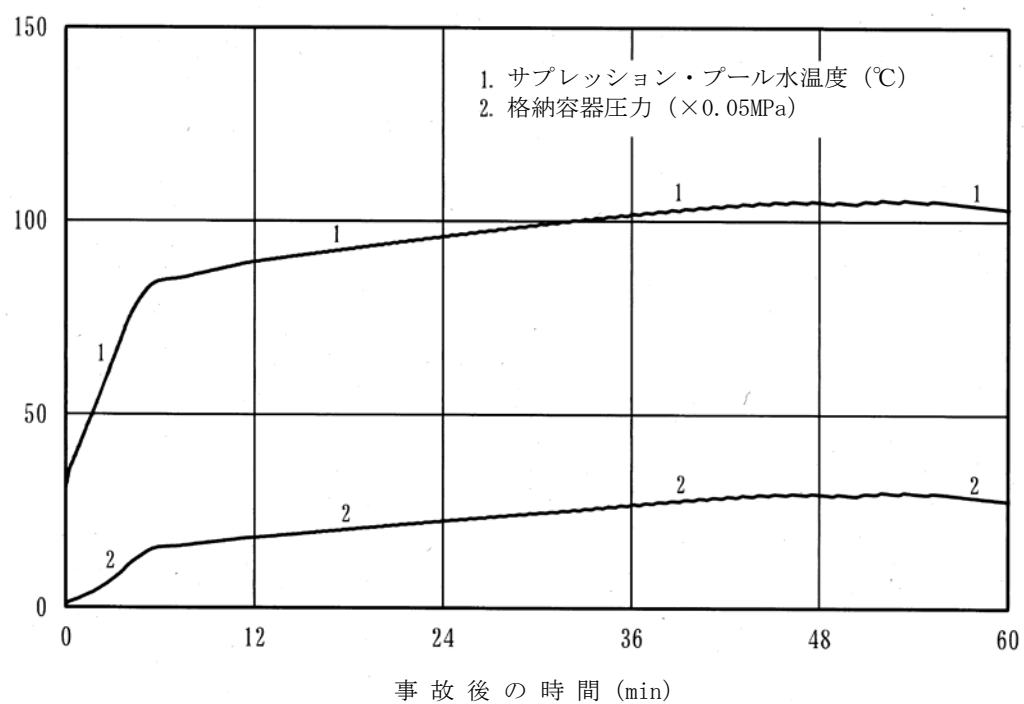
第 4.3.6-4 図 原子炉停止機能喪失における事象変化 (2)



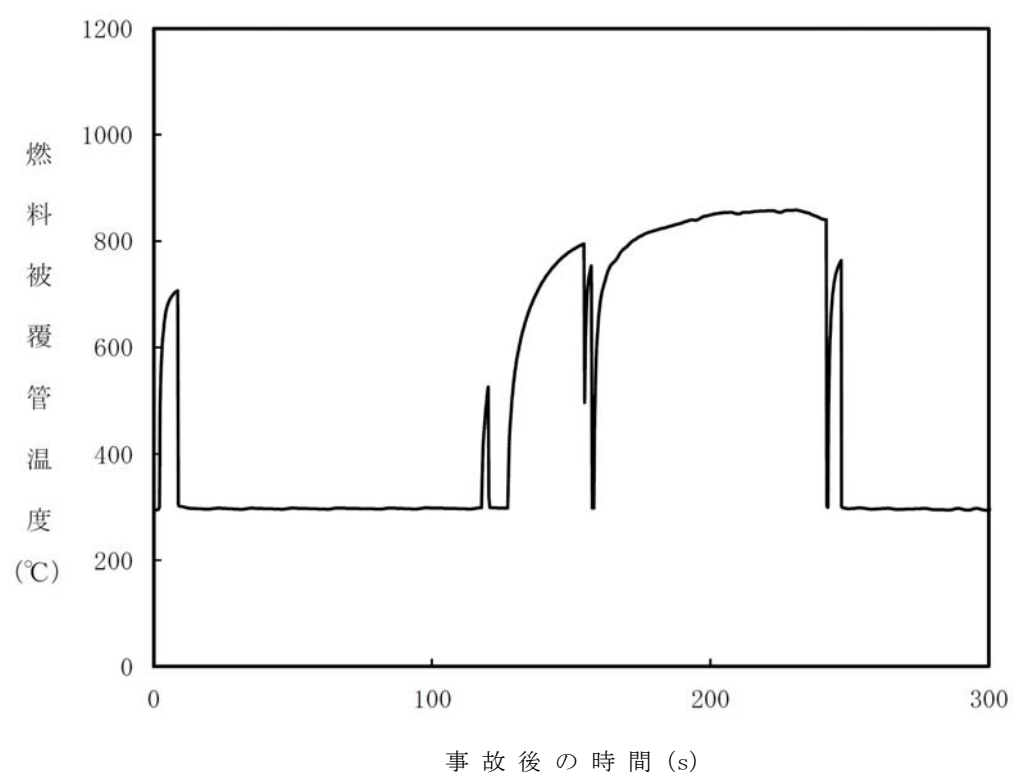
第 4.3.6-5 図 原子炉停止機能喪失における事象変化 (3)



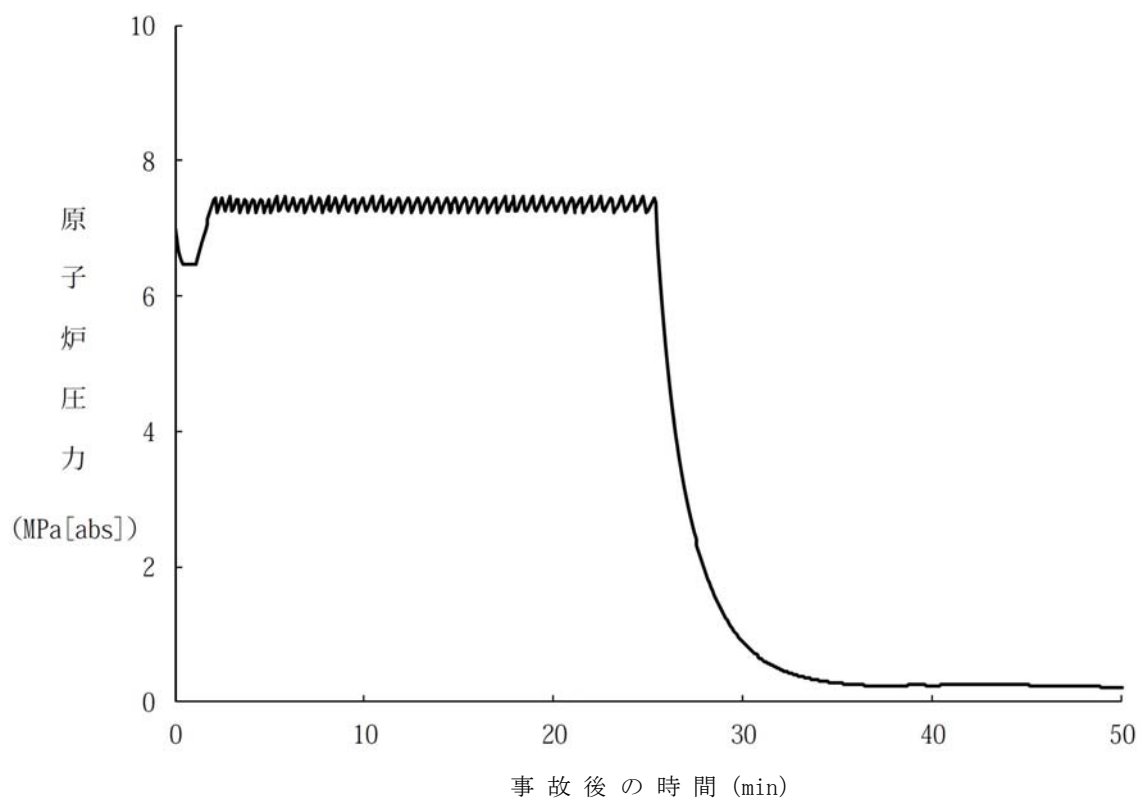
第 4.3.6-6 図 原子炉停止機能喪失における事象変化 (4)



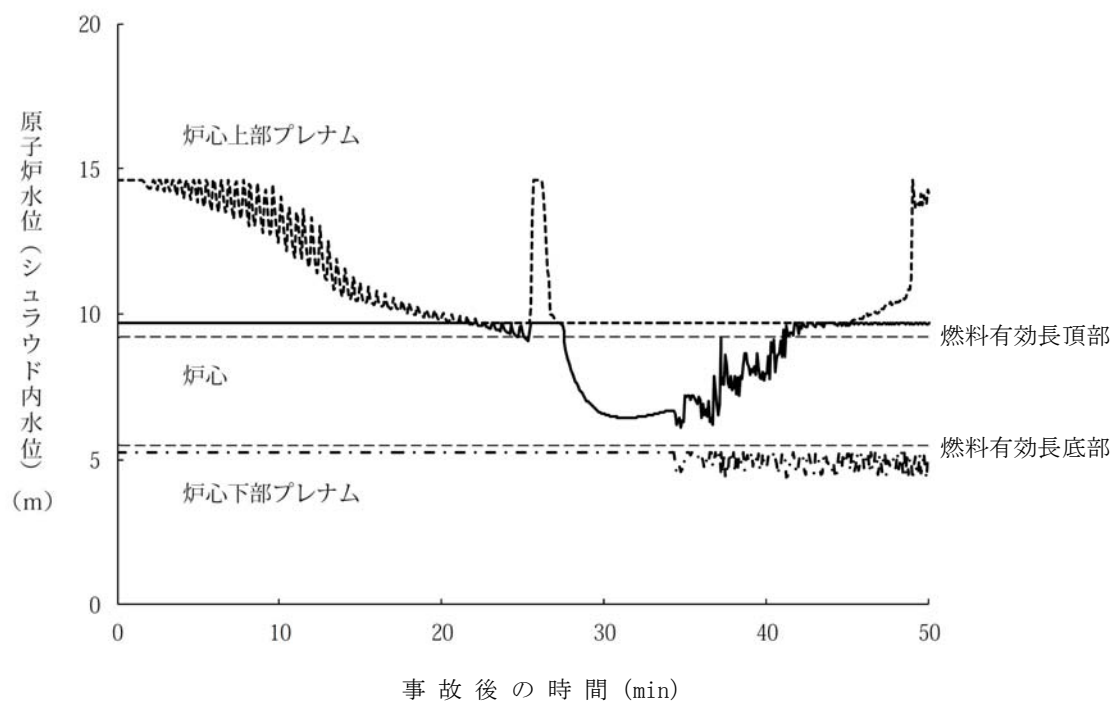
第 4.3.6-7 図 原子炉停止機能喪失における事象変化 (5)



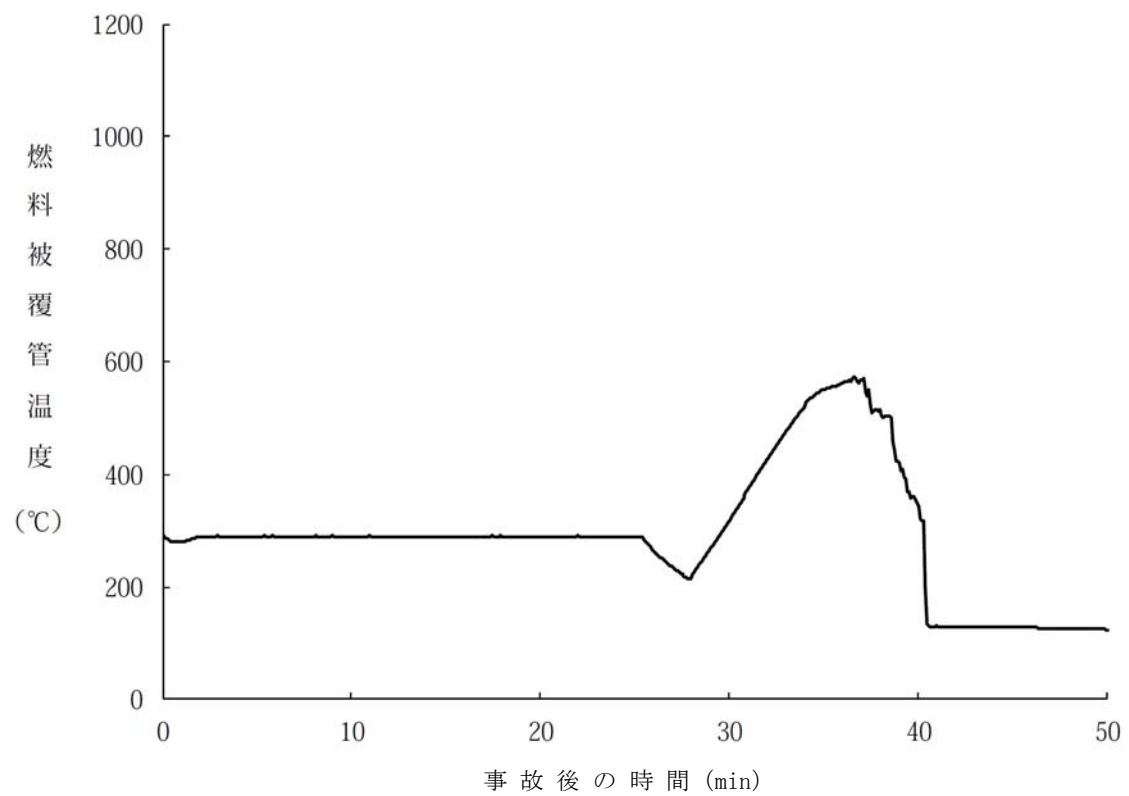
第 4.3.6－8 図 原子炉停止機能喪失における燃料被覆管温度の変化



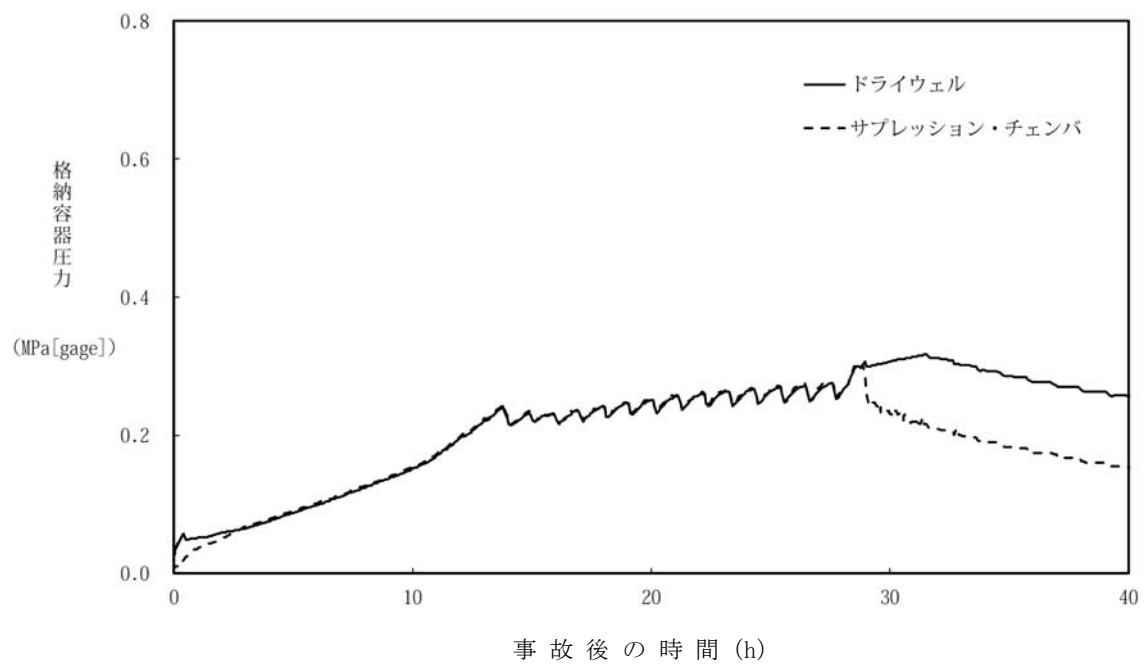
第 4.3.7.2-1 図 LOCA 時注水機能喪失（中小破断 LOCA）における
原子炉圧力の変化



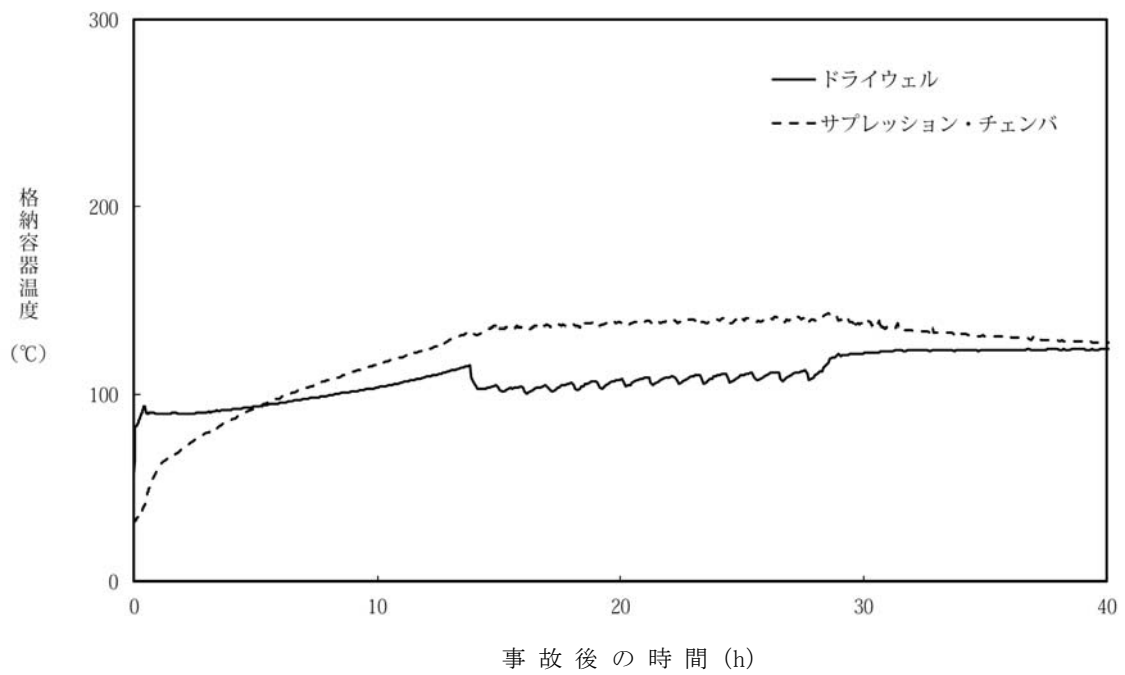
第 4.3.7.2-2 図 LOCA 時注水機能喪失 (中小破断 LOCA) における
原子炉水位の変化



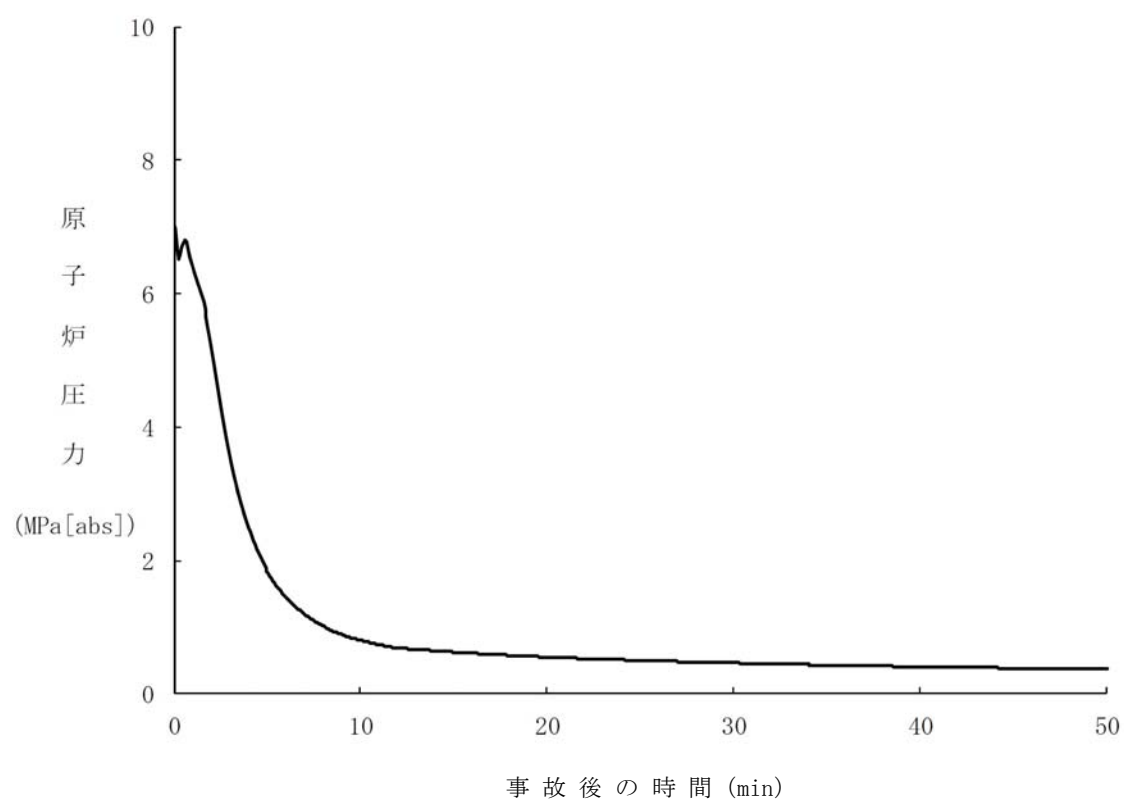
第 4.3.7.2-3 図 LOCA 時注水機能喪失（中小破断 LOCA）における
燃料被覆管温度の変化



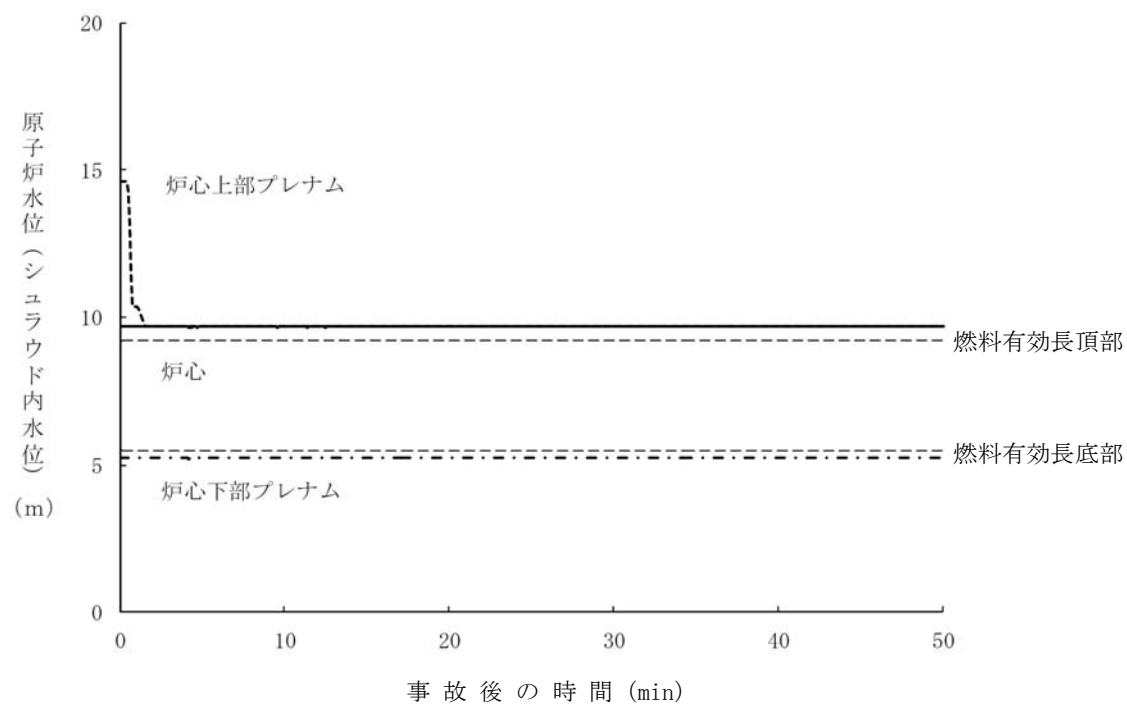
第 4.3.7.2-4 図 L O C A 時注水機能喪失（中小破断 L O C A）における
格納容器圧力の変化



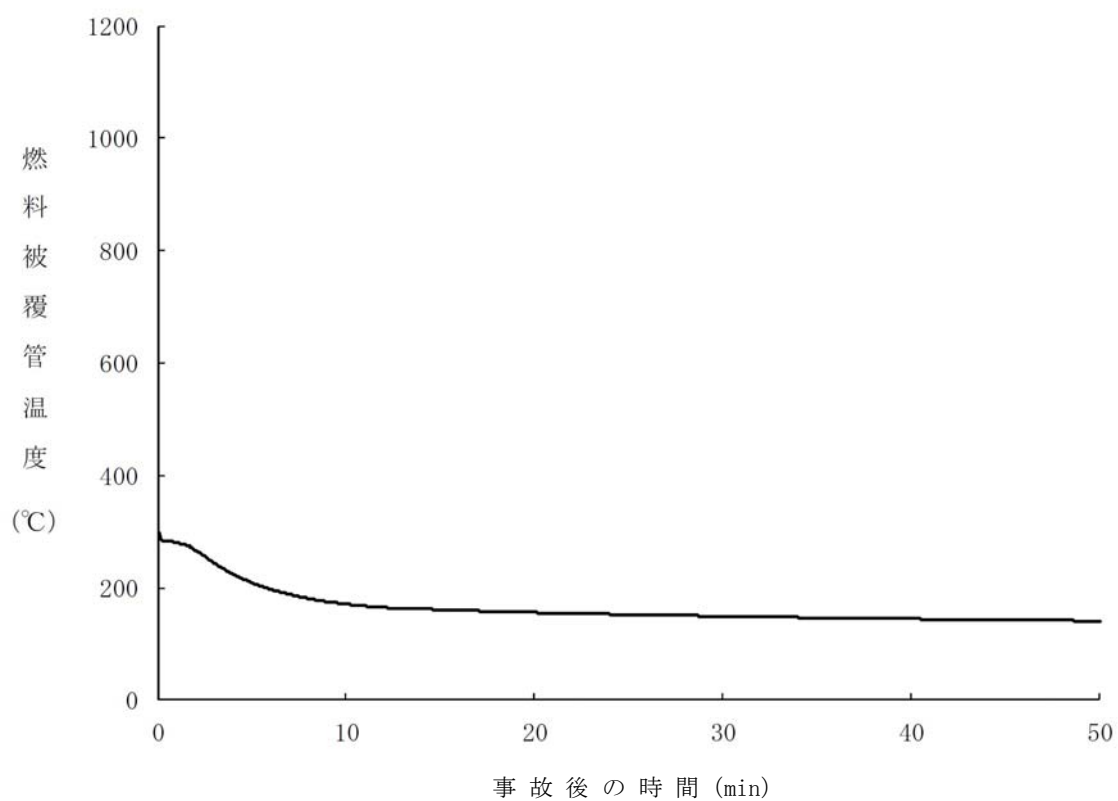
第 4.3.7.2-5 図 LOCA 時注水機能喪失（中小破断 LOCA）における
格納容器温度の変化



第 4.3.8-1 図 格納容器バイパス（インターフェイスシステム L O C A）
における原子炉圧力の変化



第 4.3.8-2 図 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA) における原子炉水位の変化



第 4.3.8-3 図 格納容器バイパス（インターフェイスシステム L O C A）
における燃料被覆管温度の変化

4.4 格納容器破損防止対策の有効性評価

4.4.1 序

本原子炉施設にて、重大事故が発生した場合において、格納容器の破損及び敷地外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたものであることを確認するため、想定する格納容器破損モードに対して、想定される事象及び事象収束のための対策を説明し、事故シーケンスの経過の解析と結果の評価を行い、格納容器破損防止対策の有効性を確認する。

評価に用いる主な条件を以下に示す。

項 目	数 値 等
(1) 初期運転条件	
原子炉熱出力	3, 293MW
原子炉圧力（圧力容器ドーム部）	6. 93MPa [gage]
炉心流量	$48. 3 \times 10^3 \text{ t/h}$
原子炉水位	通常運転水位
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI / ANS - 5 . 1 - 1 9 7 9 (燃焼度 33GWd/t)
(2) 冷却系容量	
低圧代替注水系（常設）	$378 \text{ m}^3/\text{h}$ （ポンプ 2 台当たり，大気圧において）
(3) その他	
逃がし安全弁設定点	第 1 段：7. 37MPa [gage] ×2 個 第 2 段：7. 44MPa [gage] ×4 個 第 3 段：7. 51MPa [gage] ×4 個 第 4 段：7. 58MPa [gage] ×4 個 第 5 段：7. 65MPa [gage] ×4 個
格納容器圧力逃がし装置操作点	0. 62 MPa [gage]

4.4.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

(1) 事象の想定及び収束

格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気，金属－水反応等によって発生した非凝縮性ガス等の蓄積によって，格納容器内の雰囲気圧力・温度が緩慢に上昇し格納容器が破損する可能性がある。

本格納容器破損モードに対しては，低圧代替注水系（常設）による原子炉注水，代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置による除熱によって格納容器破損及び放射性物質の異常な水準での敷地外への放出の防止を図る。

(2) 有効性評価の条件及び方法

- a．過圧及び過温の観点から厳しい事故シーケンスとして，事象進展が早く，格納容器圧力及び温度が高く推移する大破断 L O C A 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するシーケンスを選定する。

「4.3.7.1 大破断 L O C A」において，格納容器破損防止対策の有効性を確認するとしている大破断 L O C A 時の注水機能喪失は，本シーケンスに包絡される。

- b．再循環ポンプ吸込側配管の両端破断を想定する。
- c．事象発生と同時に，原子炉はスクラムするものとする。
- d．事象発生から 25 分経過した時点で，常設代替高圧電源装置からの電源供給により，常設低圧代替注水ポンプ 2 台を用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始するものとする。原子炉への注水量は，炉心が再冠水するまでは最大流量とし，その後は崩壊熱による蒸発量を補う流量とする。
- e．格納容器雰囲気を冷却するために，常設低圧代替注水ポンプ 2 台を用

いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイを原子炉注水と同時に開始し，1 時間継続するものとする。その後は格納容器圧力抑制のための格納容器スプレイを実施し，サプレッション・チェンバのベントラインが水没する前又はベント実施前まで継続するものとする。

f．格納容器圧力が限界圧力に到達した時点で，格納容器圧力逃がし装置によるベントを実施する。

g．放射性物質のベント時総放出量については，炉心に内蔵されている核分裂生成物が事象進展に応じた割合で格納容器内に放出され，サプレッション・チェンバのベントラインを通じて格納容器圧力逃がし装置に至るものとする。格納容器圧力逃がし装置に到達した核分裂生成物は，格納容器圧力逃がし装置内のフィルタによって除去された後，格納容器圧力逃がし装置排気管から放出される。格納容器圧力逃がし装置による粒子状放射性物質に対する除染係数は 1,000 とする。

h．解析は，「4.2.4 有効性評価に使用する計算コード」に述べた次の解析コードを用いて行う。

(a) M A A P：シビアアクシデント総合解析コード

(3) 有効性評価の結果

解析結果を第 4.4.2-1 図～第 4.4.2-2 図に示す。大破断 L O C A 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するため，原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心は露出し，事象進展から約 5 分後に炉心損傷に至るが，事象発生から 25 分経過した時点で，常設代替高圧電源装置から電源を供給し，常設低圧代替注水ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始することによって，原子炉圧力容器破損に至ることなく，水位は回復し，炉心は再冠水する。また，原子炉注

水と同時に常設低圧代替注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ系（常設）による格納容器スプレイを開始することで、破断口から流出する過熱蒸気による格納容器雰囲気温度の上昇を抑制する。

格納容器内に放出される蒸気により格納容器の圧力及び温度は除々に上昇する。格納容器圧力が 0.465MPa [gage] 到達後、代替格納容器スプレイ系（常設）による格納容器スプレイを実施することによって、格納容器の圧力及び温度の上昇を抑制することができるが、格納容器圧力は上昇を継続し、事象発生から約 21 時間経過した時点で限界圧力に達する。限界圧力到達時点で、格納容器圧力逃がし装置によるベントを実施し、格納容器内雰囲気の圧力及び温度を低下させる。

原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は約 0.62MPa [gage] であり限界圧力を超えることはなく、また、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値は約 189℃であり、限界温度を超えることはない。

サプレッション・チェンバのラインを経由した場合の格納容器圧力逃がし装置によるベント時の格納容器外への Cs-137 の総放出量は約 1×10^{-4} TBq である。

以上のように、事象は収束し、原子炉及び格納容器は安定状態に導かれる。原子炉への注水及び格納容器からの除熱に必要な水源、燃料等は、施設内に少なくとも 7 日分保有していることから、7 日間外部からの支援がない場合を想定しても、安定停止状態を維持することができる。

(4) 対策の有効性の確認

原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は限界圧力以下であるため、「4.2.1.2(2) 評価項目」の a. はおおむね満足される。原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は、限界温度を下回るため、評価項目の b. は満足される。また、Cs-137 の総放出量は 100TBq を下回っており、放射

性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであるため、評価項目のc. は満足される。

以上より、本事象に対する格納容器破損防止対策の有効性は確認された。

4.4.3 高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

(1) 事象の想定及び収束

原子炉圧力容器が高い圧力の状況で損傷し、熔融炉心並びに水蒸気及び水素が急速に放出され、格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して格納容器が破損する可能性がある。

本格納容器破損モードに対しては、原子炉圧力容器破損までに手動操作にて原子炉を減圧することによって、格納容器破損の防止を図る。

「4.4.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において、厳しい事故シーケンスを想定した場合でも原子炉圧力容器破損に至ることなく事象収束することを示しているが、ここでは、高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の評価のために、原子炉注水ができないことを仮定し、原子炉圧力容器破損に至る事象を想定する。

(2) 有効性評価の条件及び方法

- a. 減圧の観点から厳しい事故シーケンスとして、原子炉圧力が高く維持される高压注水・減圧機能喪失を選定する。
- b. 過渡時自動減圧回路による原子炉減圧は機能しないと仮定し、原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 20% 高い位置に到達した時点で、逃がし安全弁 2 弁を手動で開放することにより原子炉の減圧を行うものとする。
- c. 原子炉圧力容器破損に至る事象を想定するため、原子炉減圧後の原子炉注水は実施しないものと仮定する。
- d. 高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏えい等による影響については、原子炉圧力を厳しく評価するため、考慮しないものとする。
- e. 解析は、「4.2.4 有効性評価に使用する計算コード」に述べた次の解析コードを用いて行う。

(a) M A A P : シビアアクシデント総合解析コード

(3) 有効性評価の結果

解析結果を第 4.4.3-1 図に示す。高圧注水・減圧機能喪失によって、原子炉水位は急速に低下する。水位低下により炉心は露出し、事象発生から約 0.9 時間後に炉心損傷に至る。原子炉水位が燃料有効長底部から燃料有効長の 20% 高い位置に到達した時点（事象発生から約 1.0 時間後）で、手動操作により逃がし安全弁 2 弁を開き、原子炉を減圧する。

原子炉減圧後の原子炉注水は実施しないものと仮定するため、事象発生から約 5.5 時間後に原子炉圧力容器破損に至るが、このときの原子炉圧力は約 0.16MPa [gage] であり、2.0MPa [gage] を下回っている。

(4) 対策の有効性の確認

原子炉圧力は原子炉圧力容器破損までに 2.0MPa [gage] 以下に低減されるため、「4.2.1.2(2) 評価項目」の d. は満足される。

以上より、本事象に対する格納容器破損防止対策の有効性は確認された。

4.4.4 原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

(1) 事象の想定及び収束

溶融炉心と原子炉压力容器外の冷却水が接触して一時的な圧力の急上昇が生じ、このときに発生するエネルギーにより構造物が破壊され格納容器が破損する可能性がある。

水蒸気爆発については、これまでに実ウランを用いて種々の実験が行われているが、外部からの強制的なトリガを与えない場合には水蒸気爆発は発生しないという結果が得られている。外部トリガを与えた場合でも水蒸気爆発に至らなかったケースが複数確認されており、また、水蒸気爆発が発生した場合においても機械的エネルギーへの変換効率は小さく、大規模な水蒸気爆発には至っていない。よって、実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて低いと考えられる。ただし、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇（圧力スパイク）の可能性があることから、その影響を評価する。

「4.4.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において、厳しい事故シーケンスを想定した場合でも原子炉压力容器破損に至ることなく事象収束することを示しているが、ここでは、原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の評価のために、原子炉注水ができないことを仮定し、原子炉压力容器破損に至る事象を想定する。

(2) 有効性評価の条件及び方法

- a. 溶融燃料－冷却材相互作用の観点から厳しい事故シーケンスとして、格納容器下部に落下する溶融炉心の割合が多い原子炉压力容器の低圧破損シーケンスである大破断 L O C A 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するシーケンスを選定する。
- b. 原子炉压力容器破損に至る事象を想定するため、原子炉压力容器破損

前に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水は実施しないものと仮定する。

c．格納容器雰囲気冷却のために，常設低圧代替注水ポンプ 2 台を用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイを実施し，サブプレッション・チェンバのベントラインが水没する前又はベント実施前まで継続するものとする。

d．溶融炉心・コンクリート相互作用の緩和策である原子炉压力容器破損前の格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水によって，格納容器下部床面には水位 6.1m の水が存在するものとする。

e．原子炉压力容器が破損して溶融炉心が格納容器下部に落下した後は，常設低圧代替注水ポンプ 2 台を用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉への崩壊熱相当の注水を行うとともに，格納容器下部の水量及び水位を適切に維持する。

f．解析は，「4.2.4 有効性評価に使用する計算コード」に述べた次の解析コードを用いて行う。

(a) M A A P：シビアアクシデント総合解析コード

(3) 有効性評価の結果

解析結果を第 4.4.4-1 図に示す。低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を実施しない場合，事象発生から約 3.6 時間後に原子炉压力容器は破損し，全炉心に相当する量の溶融炉心が格納容器下部に落下する。溶融炉心が格納容器下部床面の水中に落下する際に，溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生に伴う圧力上昇がみられるものの，その最大値は約 0.43MPa [gage] であり，格納容器の限界圧力である 0.62MPa [gage] に対しては低く，格納容器の健全性に影響を与えるものではない。

(4) 対策の有効性の確認

原子炉格納容器バウンダリの機能は、急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって喪失しないため、
「4.2.1.2(2) 評価項目」のe. は満足される。

以上より、本事象に対する格納容器破損防止対策の有効性は確認された。

4.4.5 水素燃焼

(1) 事象の想定及び収束

格納容器内に酸素等の反応性のガスが混在し、金属－水反応等によって発生した水素と反応することによって激しい燃焼が生じ、格納容器が破損する可能性がある。

本格納容器破損モードに対しては、窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化及び格納容器圧力逃がし装置による可燃性ガスの排出によって、格納容器破損の防止を図る。

(2) 有効性評価の条件及び方法

- a. 水素燃焼の観点から厳しい事故シーケンスとして、「4.4.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で選定した大破断 L O C A 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するシーケンスを選定する。
- b. 炉心内の金属－水反応による水素発生量は、M A A P による評価結果を用いる場合と全炉心内のジルコニウム量の 75% が水と反応する場合とを比較し、水素燃焼の観点から厳しい値を用いる。
- c. M A A P による事象進展解析に加えて、格納容器の初期酸素濃度並びに水の放射線分解によって発生する水素及び酸素を考慮することとする。格納容器の初期酸素濃度は、運転上許容される上限の 4vol% とする。
- d. 水の放射線分解によって発生する水素及び酸素は、M A A P で得られる崩壊熱を用いて評価する。水素ガス及び酸素ガスの発生割合（G 値）は、それぞれ 0.06 分子／100eV, 0.03 分子／100eV とする。
- e. 原子炉圧力容器が破損しない事故シーケンスであるため、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス、その他の非凝縮性ガス等の発生については考慮しない。

f. 解析は、「4.2.4 有効性評価に使用する計算コード」に述べた次の解析コードを用いて行う。

(a) M A A P : シビアアクシデント総合解析コード

(3) 有効性評価の結果

解析結果を第 4.4.5-1 図に示す。事象発生後、全炉心のジルコニウムの約 8%が水と反応して水素が発生するとともに、水の放射線分解によって水素及び酸素が発生する。破断口からの冷却材の流出により水蒸気雰囲気となるため、ドライウエルの酸素濃度は十分低い値を維持する。一方、サプレッション・チェンバの酸素濃度は、事象発生直後はドライウエルの酸素が流入することによりわずかに上昇するが、その後は水蒸気等の増加とともに減少する。

事象発生から約 21 時間後に格納容器圧力逃がし装置によるベントを実施して以降は、サプレッション・チェンバ、ドライウエルともに水蒸気雰囲気となり、水素濃度、酸素濃度ともに十分低く抑えられる。

酸素の蓄積が最も進む格納容器圧力逃がし装置によるベント直前の酸素濃度は約 3.3vol%であり、可燃限界である 5vol%以下に維持されるため、水素の爆轟及び可燃性ガスの燃焼に至ることはない。また、ドライ条件を仮定してもベント直前の酸素濃度は約 4.1vol%であり、可燃限界である 5vol%以下に維持されるため、水素の爆轟及び可燃性ガスの燃焼に至ることはない。

(4) 対策の有効性の確認

格納容器内の酸素濃度が 5vol%以下であるため、「4.2.1.2(2) 評価項目」の f. は満足される。可燃性ガスの蓄積・燃焼が生じることはないため、評価項目の g. は満足される。

以上より、本事象に対する格納容器破損防止対策の有効性は確認された。

4.4.6 格納容器直接接触（シェルアタック）

原子炉圧力容器内の溶融炉心が格納容器内へ流れ出す時に、溶融炉心が床面で拵がり原子炉格納容器バウンダリに接触することによって、格納容器が破損する可能性がある。

本原子炉施設は、原子炉圧力容器から落下した溶融炉心が格納容器内の床面に拵がった場合においても、溶融炉心は原子炉格納容器バウンダリには直接接触することはない構造である。よって、格納容器直接接触（シェルアタック）は本原子炉施設では考慮する必要がない格納容器破損モードである。なお、原子炉圧力容器から落下した溶融炉心による格納容器下部壁面及び格納容器下部床面のコンクリートの侵食については、「4.4.7 溶融炉心・コンクリート相互作用」において、格納容器破損防止対策の有効性を確認する。

4.4.7 溶融炉心・コンクリート相互作用

(1) 事象の想定及び収束

原子炉圧力容器内の溶融炉心が格納容器内へ流れ出し、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、格納容器下部のコンクリートが侵食され、格納容器の構造部材の支持機能が喪失する可能性がある。

本格納容器破損モードに対しては、常設低圧代替注水ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部への注水によって原子炉圧力容器破損前に十分な格納容器下部の水量及び水位を確保し、溶融炉心の落下後は、低圧代替注水系（常設）による崩壊熱相当の原子炉注水を行うとともに、格納容器下部注水系（常設）によって格納容器下部の水量及び水位を適切に維持することで格納容器破損の防止を図る。

「4.4.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において、厳しい事故シーケンスを想定した場合でも原子炉圧力容器破損に至ることなく事象収束することを示しているが、ここでは、溶融炉心・コンクリート相互作用の評価のために、原子炉注水ができないことを仮定し、原子炉圧力容器破損に至る事象を想定する。

(2) 有効性評価の条件及び方法

- a. 溶融炉心・コンクリート相互作用の観点から厳しい事故シーケンスとして、格納容器下部に落下する溶融炉心の割合が多い原子炉圧力容器の低圧破損シーケンスである大破断 L O C A 時に非常用炉心冷却系の機能及び全交流動力電源が喪失するシーケンスを選定する。
- b. 原子炉圧力容器破損に至る事象を想定するため、原子炉圧力容器破損前に低圧代替注水系（常設）による原子炉注水は実施しないものと仮定する。
- c. 格納容器雰囲気を冷却するために、常設低圧代替注水ポンプ 2 台を用

いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイを実施し、サブプレッション・チェンバのベントラインが水没する前又はベント実施前まで継続する。

d. 原子炉圧力容器破損前の常設低圧代替注水ポンプ 2 台を用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水によって、格納容器下部床面には 6.1m の水位が確保されているものとする。

e. 原子炉圧力容器が破損して溶融炉心が格納容器下部に落下した後は、常設低圧代替注水ポンプ 2 台を用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉への崩壊熱相当の注水を行うとともに、格納容器下部の水量及び水位を適切に維持する。

f. 解析は、「4.2.4 有効性評価に使用する計算コード」に述べた次の解析コードを用いて行う。

(a) M A A P : シビアアクシデント総合解析コード

(3) 有効性評価の結果

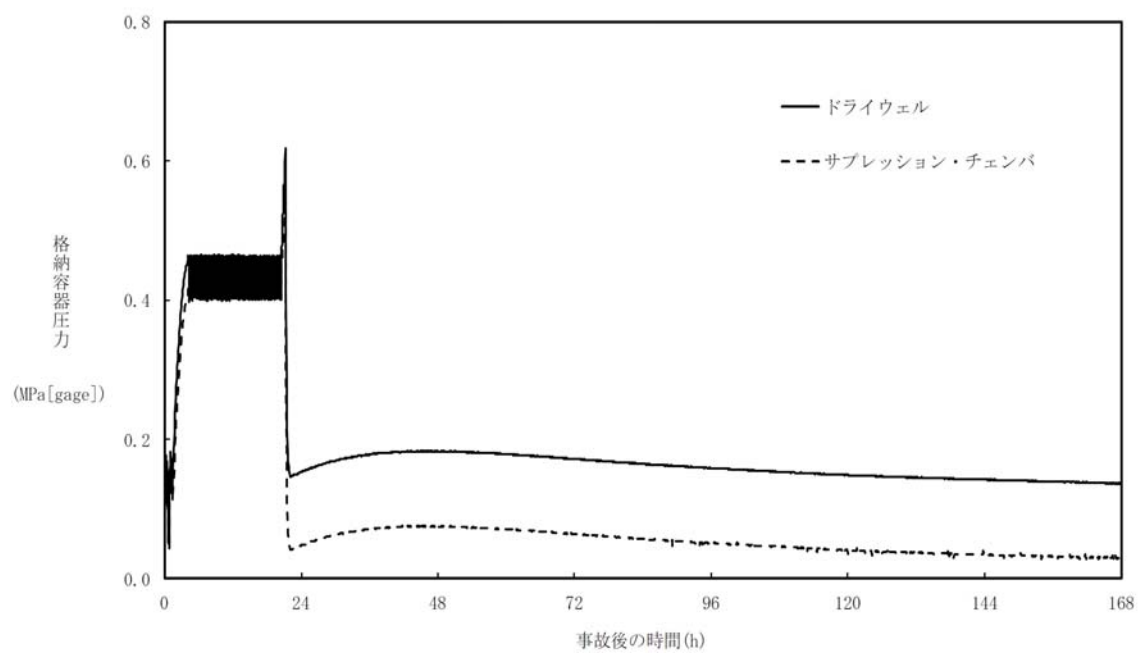
原子炉圧力容器破損前に、格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部注水によって、格納容器下部床面に 6.1m の水位を確保する。低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を実施しない場合、事象発生から約 3.6 時間後に原子炉圧力容器は破損し、全炉心に相当する量の溶融炉心が格納容器下部に落下する。原子炉圧力容器破損後は、格納容器下部の水位を確保し溶融炉心の冷却を行うことにより、格納容器下部床面及び壁面の侵食は生じることはなく、格納容器の構造部材の支持機能が喪失することはない。

(4) 対策の有効性の確認

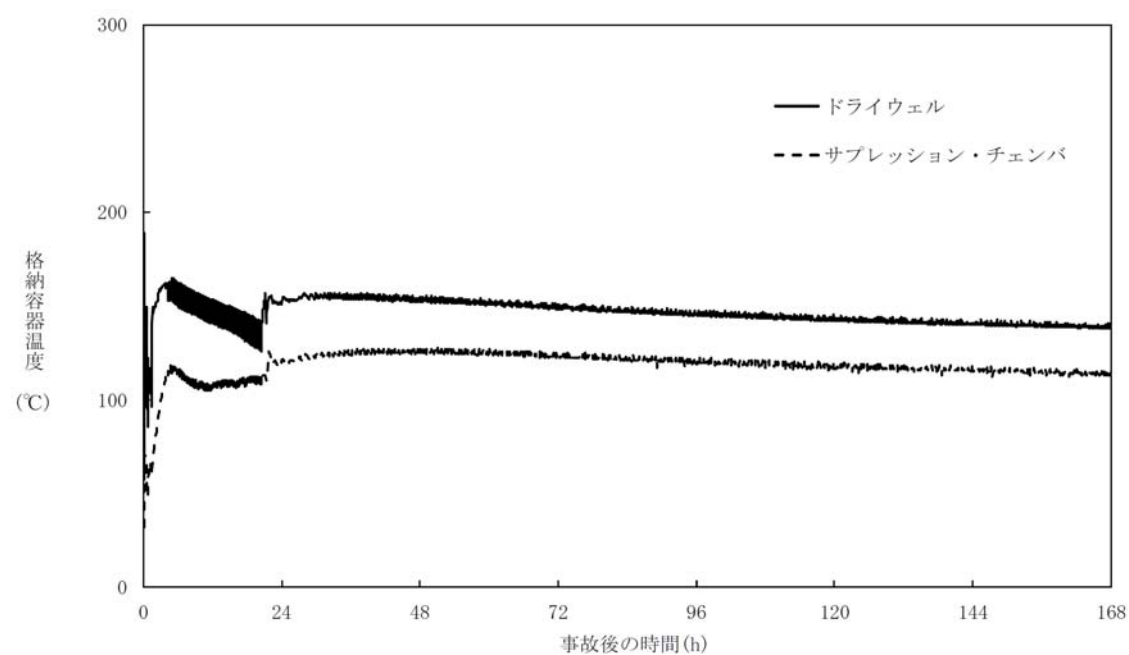
格納容器の構造部材の支持機能は、溶融炉心による侵食によって喪失せず、また、溶融炉心は適切に冷却されるため、「4.2.1.2(2) 評価項目」

の i . は満足される。

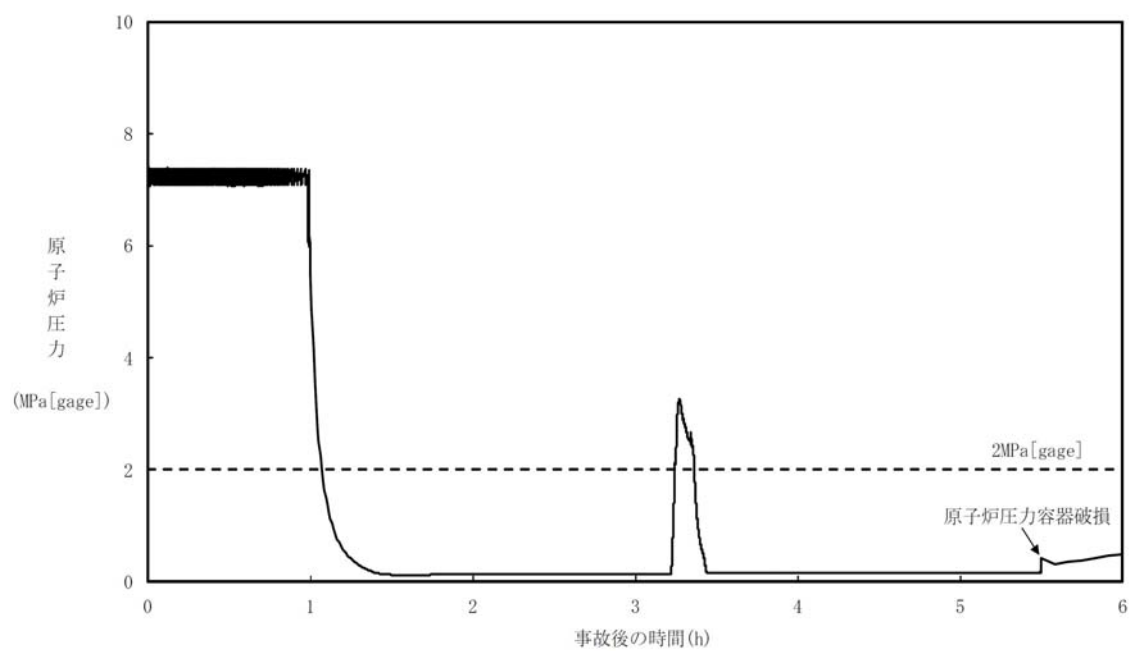
以上より，本事象に対する格納容器破損防止対策の有効性は確認された。



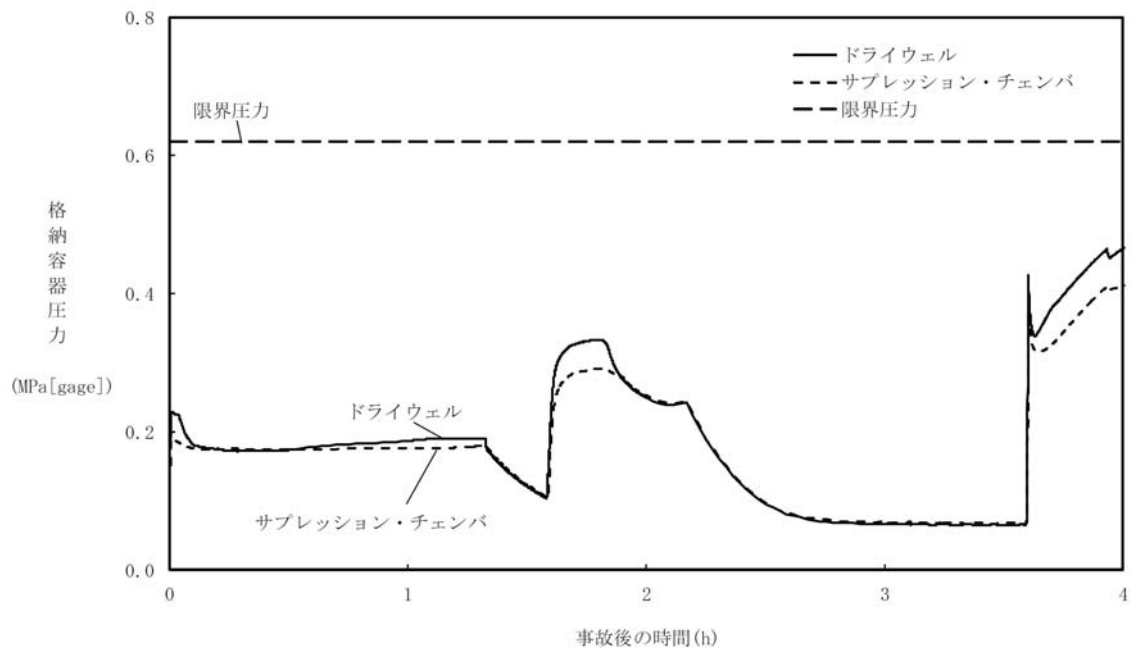
第 4.4.2-1 図 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）における格納容器圧力の変化



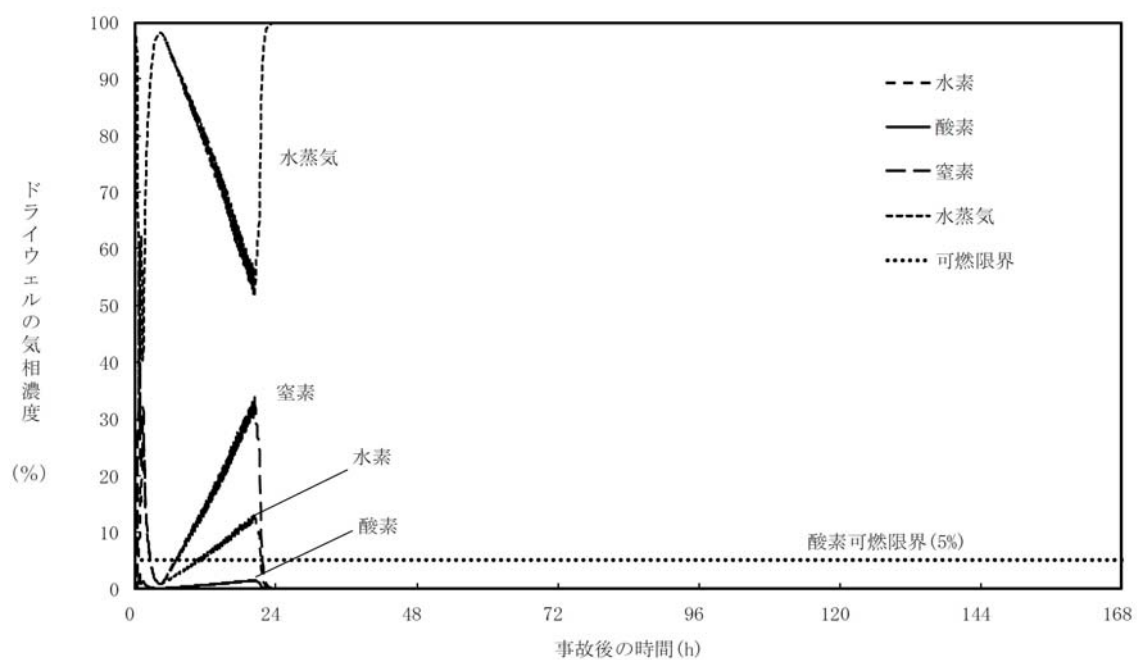
第 4.4.2-2 図 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）における格納容器温度の変化



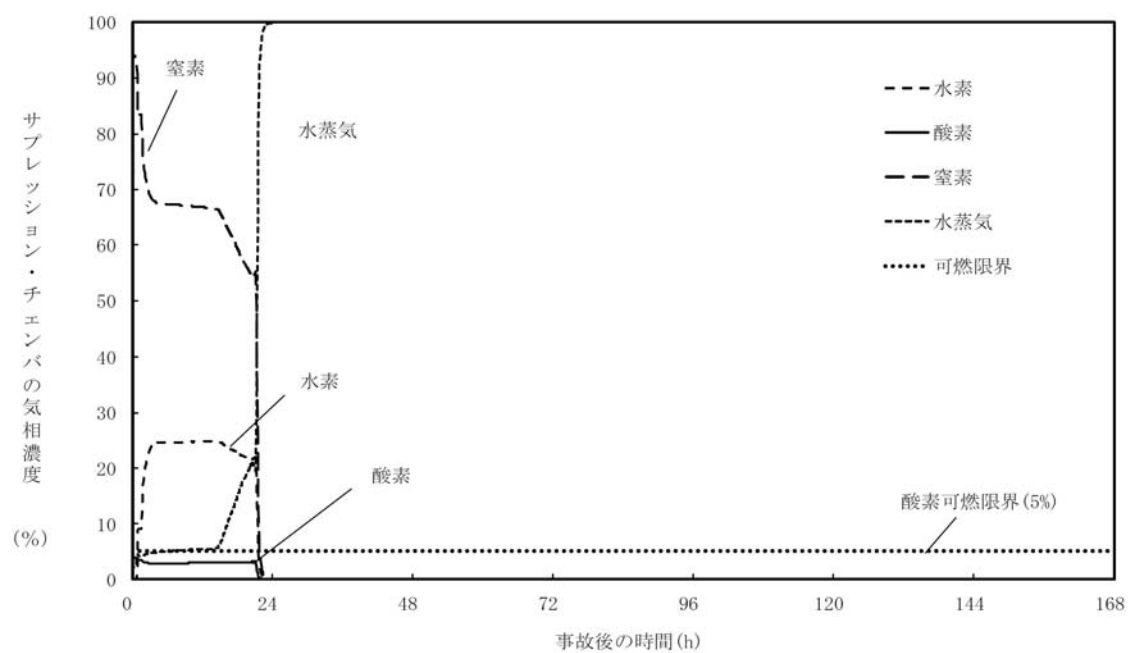
第 4.4.3-1 図 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱における
原子炉圧力の変化



第 4.4.4-1 図 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用における格納容器圧力の変化



(a) ドライウエルの気相濃度



(b) サプレッション・チェンバの気相濃度

第 4. 4. 5－1 図 水素燃焼における気相濃度の変化（ウェット条件）

4.5 使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価

4.5.1 序

本原子炉施設にて、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、使用済燃料プール内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものであることを確認するため、以下の想定事故 1 及び想定事故 2 に対して、想定される事象及び事象収束のための対策を説明し、事象の経過の解析と結果の評価を行い、使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性を確認する。

(1) 想定事故 1

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料プール内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故。

(2) 想定事故 2

サイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料プールの水位が低下する事故。

4.5.2 想定事故 1

(1) 事象の想定及び収束

使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能の喪失により，使用済燃料プールの水温が上昇し，蒸発により使用済燃料プールの水位が低下する事故を想定する。

本想定事象に対しては，代替燃料プール注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水によって，使用済燃料体等から発生する放射線の遮蔽が維持される水位を確保するとともに，燃料体の著しい損傷の防止を図る。

(2) 有効性評価の条件及び方法

- a．使用済燃料プールの冷却機能及び注水機能として，燃料プール冷却浄化系，残留熱除去系及び補給水系の機能喪失を想定する。
- b．使用済燃料プールには貯蔵燃料体のほかに，原子炉停止後に最短時間（原子炉停止後 9 日）で取り出された全炉心分の燃料体が一時保管されていることとする。このときの使用済燃料プール内燃料体の崩壊熱は約 10MW である。
- c．使用済燃料プールの初期水位は通常水位とし，保有水量を厳しく見積もるため，使用済燃料プールと原子炉ウェルの間に設置されているプールゲートは閉を仮定する。また，使用済燃料プールの初期水温は，運転上許容される上限の 65℃とする。
- d．放射線の線源として，使用済燃料プール内に保管されている燃料体のほかに，使用済制御棒を考慮するものとする。
- e．使用済燃料プールへの注水は，可搬型代替注水消防ポンプ 1 台を用いた代替燃料プール注水系（可搬型）によって実施する。代替燃料プール注水系（可搬型）の容量は $50\text{m}^3/\text{h}$ とする。異常事象の認知，補給水系等の早期復旧不能等の判断及び代替燃料プール注水系（可搬型）の準

備に要する時間を考慮して、事象発生から 6 時間後に注水を開始するものとする。

f. 使用済燃料プール内の燃料体の崩壊熱、保有水量等を基に、使用済燃料プール水温上昇及び使用済燃料プール水位低下を評価する。また、使用済燃料プール内の燃料体等を線源とする解析モデルを用いて、使用済燃料プール水位と線量率の関係を評価する。

(3) 有効性評価の結果

評価結果を第 4.5.2-1 図に示す。事象発生後、使用済燃料プールの水温は崩壊熱により約 $7^{\circ}\text{C}/\text{h}$ で上昇し、事象発生から約 5.0 時間後に 100°C に達する。その後、蒸発により使用済燃料プールの水位は低下し始めるが、事象発生から 6 時間経過した時点で可搬型代替注水消防ポンプ 1 台を用いた代替燃料プール注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水を開始することによって水位は回復し、通常水位から約 0.14m 下まで低下するにとどまる。

その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧しつつ、蒸発量に応じた水量を可搬型代替注水消防ポンプ 1 台を用いた代替燃料プール注水系（可搬型）により使用済燃料プールに補給する。

使用済燃料プール水位と線量率についての評価結果を第 4.5.2-2 図に示す。線量評価点は原子炉建屋最上階の階段付近としている。通常水位から約 0.14m 下の水位での線量率は $0.02\text{mSv}/\text{h}$ 程度であり、この水位において放射線の遮蔽は維持されている。

以上のように、事象は収束し、使用済燃料プールは安定状態に導かれる。

(4) 対策の有効性の確認

燃料有効長頂部は冠水し、放射線の遮蔽が維持される水位が確保されているため、「4.2.1.3(2) 評価項目」の a. 及び b. は満足される。また、

使用済燃料プールは冠水状態で臨界未満とする設計であることから、評価項目の c. についても満足される。

以上より、本事象に対する使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性は確認された。

4.5.3 想定事故 2

(1) 事象の想定及び収束

使用済燃料プールの冷却系等の配管破断によるサイフォン現象により使用済燃料プール内の水の小規模な喪失が発生するとともに、使用済燃料プールへの注水機能が喪失することにより使用済燃料プールの水位が低下する事象を想定する。

本想定事象に対しては、サイフォンブレイク配管により使用済燃料プール保有水の漏えいを限定するとともに、代替燃料プール注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水によって、使用済燃料体等から発生する放射線の遮蔽が維持される水位を確保するとともに、燃料体の著しい損傷の防止を図る。

(2) 有効性評価の条件及び方法

- a. サイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な喪失が発生する事象として、燃料プール冷却浄化系配管の破断を想定する。
- b. サイフォンブレイク配管の効果を考慮する。燃料プール冷却浄化系配管に設けられた逆止弁は、開固着により逆流防止機能が十分に働かない状態を想定する。使用済燃料プールの水位は、事象発生後、サイフォンブレイク配管による漏えい停止位置まで即時に低下するものと仮定する。
- c. 使用済燃料プールには貯蔵燃料体のほかに、原子炉停止後に最短時間（原子炉停止後 9 日）で取り出された全炉心分の燃料体が一時保管されていることとする。このときの使用済燃料プール内燃料体の崩壊熱は約 10MW である。
- d. 使用済燃料プールの初期水位は通常水位とし、保有水量を厳しく見積もるため、使用済燃料プールと原子炉ウェルの間に設置されているプールゲートは閉を仮定する。また、使用済燃料プールの初期水温は、運転

上許容される上限の 65℃とする。

e. 放射線の線源として、使用済燃料プール内に保管されている燃料体のほかに、使用済制御棒を考慮するものとする。

f. 使用済燃料プールへの注水は、可搬型代替注水消防ポンプ 1 台を用いた代替燃料プール注水系（可搬型）によって実施する。代替燃料プール注水系（可搬型）の容量は $50\text{m}^3/\text{h}$ とする。異常事象の認知、補給水系等の早期復旧不能等の判断及び代替燃料プール注水系（可搬型）の準備に要する時間を考慮して、事象発生から 6 時間後に注水を開始するものとする。

g. 使用済燃料プール内の燃料体の崩壊熱、漏えい量、保有水量等を基に、使用済燃料プール水温上昇及び使用済燃料プール水位低下を評価する。
また、使用済燃料プール内の燃料体等を線源とする解析モデルを用いて、使用済燃料プール水位と線量率の関係を評価する。

(3) 有効性評価の結果

評価結果を第 4.5.3-1 図に示す。事象発生後、配管破断により使用済燃料プール保有水は漏えいし、使用済燃料プールの水位は低下するが、サイフォンブレイク配管により漏えいは停止する。

使用済燃料プールへの注水が開始されるまで、使用済燃料プールの水温は崩壊熱により約 $7^\circ\text{C}/\text{h}$ で上昇し、事象発生から約 4.9 時間後に 100°C に達する。その後、蒸発により使用済燃料プールの水位は低下し始めるが、事象発生から 6 時間経過した時点で可搬型代替注水消防ポンプ 1 台を用いた代替燃料プール注水系（可搬型）による使用済燃料プールへの注水を開始することによって、水位は回復し、通常水位から約 0.38m 下まで低下するにとどまる。

その後は、使用済燃料プールの冷却系を復旧しつつ、蒸発量に応じた水

量を可搬型代替注水消防ポンプ 1 台を用いた代替燃料プール注水系（可搬型）により使用済燃料プールに補給する。

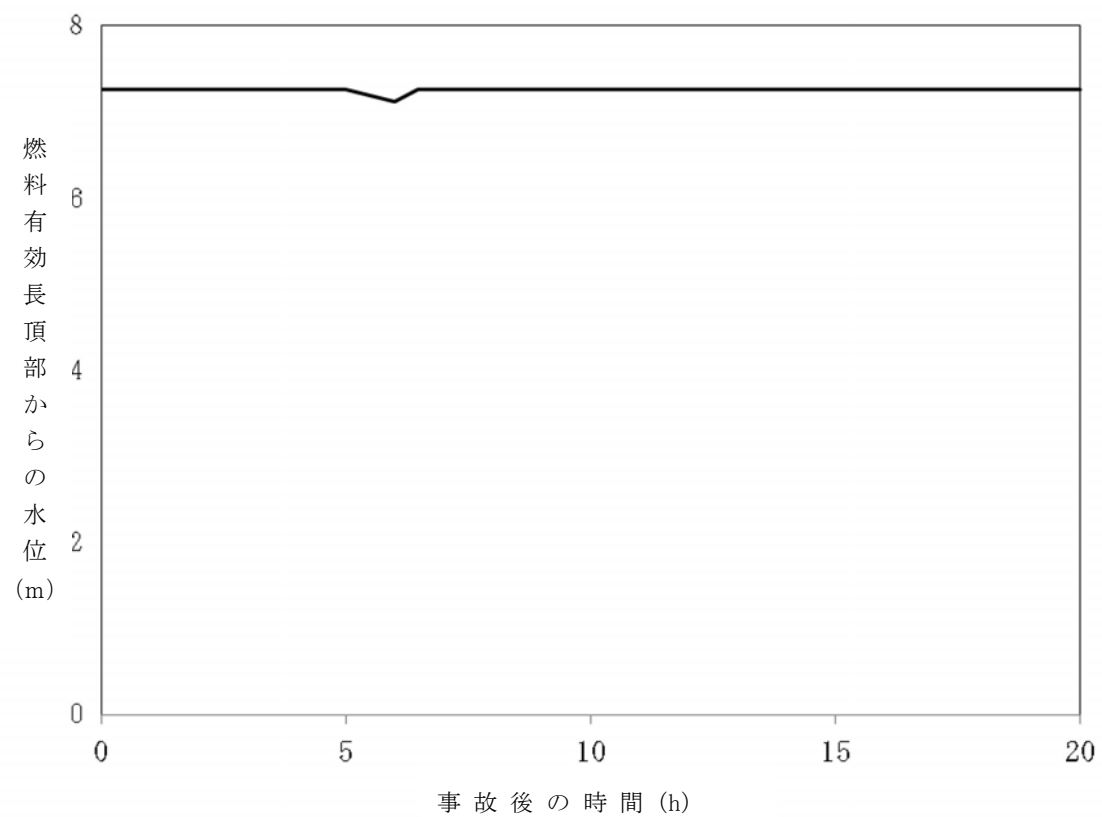
使用済燃料プール水位と線量率の相関関係は「4.5.2 想定事故 1」と同じであるため、第 4.5.2-2 図に示すとおり、通常水位から約 0.38m 下の水位での線量率は 0.06mSv/h 程度であり、この水位において放射線の遮蔽は維持されている。

以上のように、事象は収束し、使用済燃料プールは安定状態に導かれる。

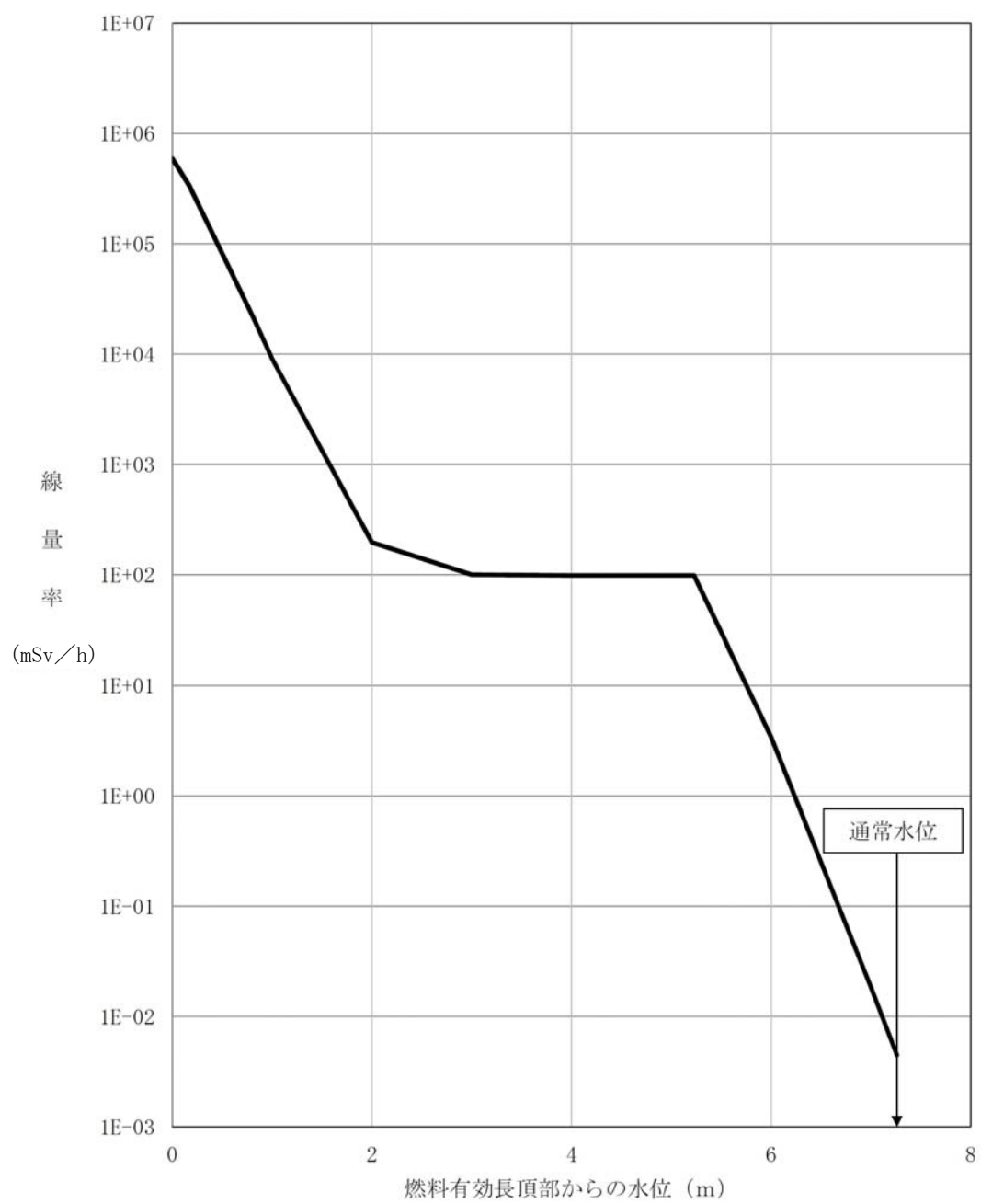
(4) 対策の有効性の確認

燃料有効長頂部は冠水し、放射線の遮蔽が維持される水位が確保されているため、「4.2.1.3(2) 評価項目」の a. 及び b. は満足される。また、使用済燃料プールは冠水状態で臨界未満とする設計であることから、評価項目の c. についても満足される。

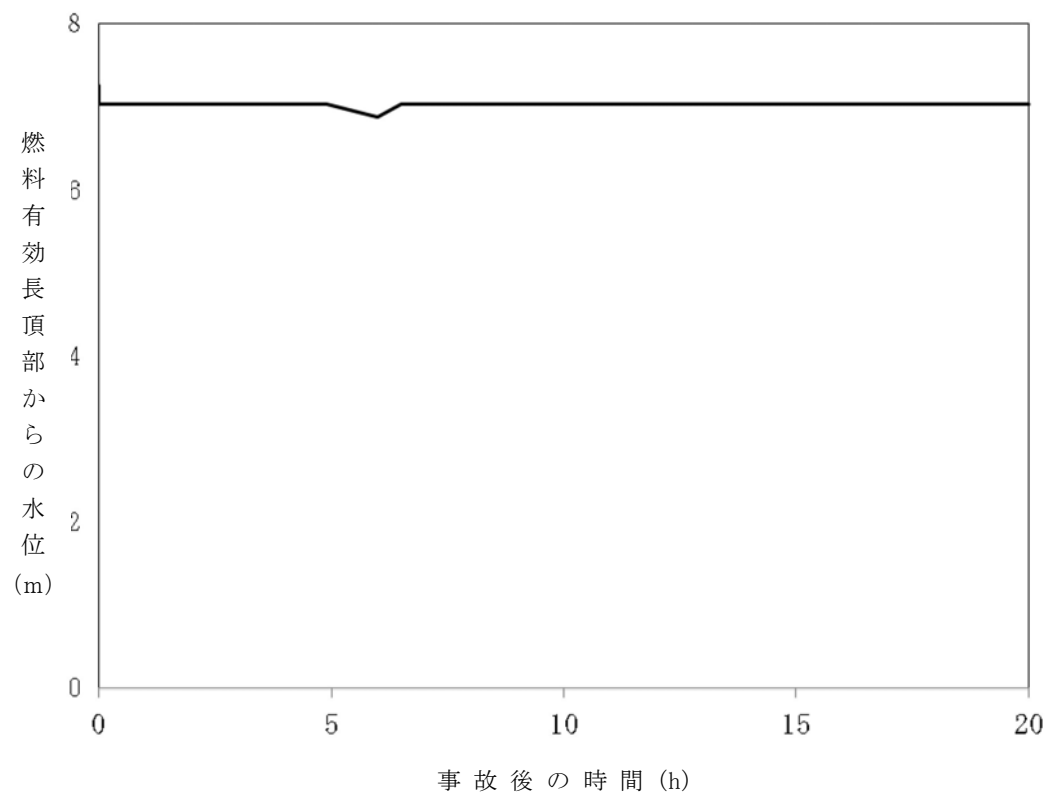
以上より、本事象に対する使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性は確認された。



第 4.5.2-1 図 想定事故 1 における使用済燃料プール水位の変化



第 4.5.2-2 図 使用済燃料プール水位と線量率



第 4.5.3-1 図 想定事故 2 における使用済燃料プール水位の変化

4.6 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

4.6.1 序

本原子炉施設にて、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、運転停止中の原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものであることを確認するため、運転停止中の原子炉内燃料体の著しい損傷に至る可能性があると想定する運転停止中事故シーケンスグループに対して、想定される事象及び事象収束のための対策を説明し、事故シーケンスの経過の解析と結果の評価を行い、運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性を確認する。

4.6.2 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）

(1) 事象の想定及び収束

原子炉の運転停止中に、運転中の残留熱除去系の故障によって、崩壊熱除去機能が喪失することを想定する。なお、残留熱除去系海水系が故障した場合については、事象進展等が同様である「4.6.3 全交流動力電源喪失」において、運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性を確認する。

本想定事象に対しては、待機中の残留熱除去系による原子炉への注水及び崩壊熱除去によって燃料体の著しい損傷の防止を図る。

(2) 有効性評価の条件及び方法

- a. 運転中の残留熱除去系の故障によって、崩壊熱除去機能が喪失することを想定する。
- b. 原子炉の水位は通常運転水位とし、水温は 52℃と仮定する。
- c. 原子炉停止後の崩壊熱は、ANSI/ANS-5.1-1979の式（燃焼度 33GWd/t）に基づくものとし、また、崩壊熱を厳しく見積もるために、原子炉停止 1 日後の崩壊熱を用いる。このときの崩壊熱は約 19MW である。
- d. 原子炉圧力容器の未開放時について評価する。原子炉圧力容器の開放時については、燃料体の崩壊熱及び保有水量の観点から、未開放時の評価に包絡される。
- e. 原子炉圧力容器内圧力は大気圧とする。
- f. 事象発生から 1 時間経過した時点で、手動操作により待機中の残留熱除去系を起動し、水位が低下した場合には、低圧注水モードにより注水する。低圧注水モードの容量は 1,605m³/h とする。その後、原子炉停

止時冷却モードにより崩壊熱除去機能を回復する。

g. 燃料体の崩壊熱，保有水量等を基に，原子炉水温上昇及び原子炉水位低下を評価する。

h. 外部電源は使用できないものと仮定し，非常用ディーゼル発電機によって電源供給を行うものとする。

(3) 有効性評価の結果

運転中の残留熱除去系の故障による崩壊熱除去機能の喪失後，原子炉水温は崩壊熱により上昇し，事象発生から約 1.1 時間後に 100℃に到達するが，残留熱除去系の運転停止又は原子炉水温の上昇により異常事象を認知し，事象発生から 1 時間後に待機中の残留熱除去系を起動し，原子炉停止時冷却モードにより崩壊熱除去機能を回復するため，水位は低下せず，燃料有効長頂部の冠水が維持される。

以上のように，事象は収束し，原子炉は安定状態に導かれる。

(4) 対策の有効性の確認

燃料有効長頂部は冠水しているため，「4.2.1.4(2) 評価項目」の a. は満足される。原子炉圧力容器は未開放であり，放射線の遮蔽は維持されることから，評価項目の b. も満足される。また，全制御棒挿入状態が維持されているため，未臨界は確保されており，評価項目の c. についても満足される。

以上より，本事象に対する運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性は確認された。

4.6.3 全交流動力電源喪失

(1) 事象の想定及び収束

原子炉の運転停止中に、全交流動力電源が喪失し、残留熱除去系等による崩壊熱除去機能が喪失することを想定する。

本想定事象に対しては、常設代替高圧電源装置による電源供給、低圧代替注水系（常設）による原子炉への注水及び代替残留熱除去系海水系を用いた残留熱除去系による除熱によって燃料体の著しい損傷の防止を図る。

(2) 有効性評価の条件及び方法

- a. 送電系統、所内主発電設備の故障等によって、外部電源が喪失するとともに、全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定する。
- b. 原子炉の水位は通常運転水位とし、水温は 52℃と仮定する。
- c. 原子炉停止後の崩壊熱は、ANSI/ANS-5.1-1979の式（燃焼度 33GWd/t）に基づくものとし、また、崩壊熱を厳しく見積もるために、原子炉停止 1 日後の崩壊熱を用いる。このときの崩壊熱は約 19MW である。
- d. 原子炉圧力容器の未開放時について評価する。原子炉圧力容器の開放時については、燃料体の崩壊熱及び保有水量の観点から、未開放時の評価に包絡される。
- e. 原子炉圧力容器内圧力は大気圧とする。
- f. 事象発生から 25 分経過した時点で、常設代替高圧電源装置からの電源供給により、常設低圧代替注水ポンプ 1 台を用いた低圧代替注水系（常設）による注水を開始する。原子炉への注水量は、崩壊熱による蒸発量を補う流量とする。
- g. 事象発生から 23 時間経過した時点で、代替残留熱除去系海水系を用いた残留熱除去系による除熱を行うものとする。

h. 燃料体の崩壊熱，保有水量等を基に，原子炉水温上昇及び原子炉水位低下を評価する。

(3) 有効性評価の結果

全交流動力電源喪失により，崩壊熱除去機能が喪失するため，原子炉水温は崩壊熱により上昇し，事象発生から約 1.1 時間後に 100℃に到達するが，事象発生から 25 分経過した時点で，常設代替高压電源装置より電源を供給し，常設低压代替注水ポンプ 1 台を用いた低压代替注水系（常設）による注水を行うため，水位は低下しない。

事象発生から 23 時間経過した時点で，代替残留熱除去系海水系を用いた残留熱除去系による除熱を開始することによって，原子炉水温は低下する。

以上のように，事象は収束し，原子炉は安定状態に導かれる。

(4) 対策の有効性の確認

燃料有効長頂部は冠水しているため，「4.2.1.4(2) 評価項目」の a. は満足される。原子炉圧力容器は未開放であり，放射線の遮蔽は維持されることから，評価項目の b. も満足される。また，全制御棒挿入状態が維持されているため，未臨界は確保されており，評価項目の c. についても満足される。

以上より，本事象に対する運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性は確認された。

4.6.4 原子炉冷却材の流出

(1) 事象の想定及び収束

原子炉の運転停止中に、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統の操作の誤り等により原子炉冷却材が系外に流出する事象を想定する。

本想定事象に対しては、待機中の残留熱除去系による原子炉への注水及び原子炉冷却材流出口の隔離操作により燃料体の著しい損傷の防止を図る。

(2) 有効性評価の条件及び方法

- a. 残留熱除去系の系統切替時の原子炉冷却材流出を想定する。具体的には、ミニマムフロー弁の開操作忘れの人的過誤による原子炉冷却材のサプレッション・チェンバへの流出を想定し、流出量は約 $45\text{m}^3/\text{h}$ とする。
- b. 原子炉の水位は通常運転水位とし、水温は 52°C と仮定する。
- c. 原子炉圧力容器の未開放時について評価する。原子炉圧力容器の開放時については、燃料体の崩壊熱及び保有水量の観点から、未開放時の評価に包絡される。
- d. 事象発生から1時間経過した時点で、手動操作により待機中の残留熱除去系を起動し、低圧注水モードの注水によって水位を回復する。低圧注水モードの容量は $1,605\text{m}^3/\text{h}$ とする。その後、原子炉停止時冷却モードにより崩壊熱除去機能を回復する。
- e. 外部電源は使用できないものと仮定し、非常用ディーゼル発電機によって電源供給を行うものとする。
- f. 冷却材流出量、保有水量等を基に、原子炉水位低下を評価する。

(3) 有効性評価の結果

評価結果を第 4.6.4-1 図に示す。残留熱除去系の系統切替時の原子炉冷却材流出により原子炉水位は低下し始めるが、原子炉水位の低下により

異常事象を認知し、事象発生から1時間後に待機中の残留熱除去系を起動し、低圧注水モードによる注水を行うことによって、水位は燃料有効長頂部の約 3.7m 上まで低下するにとどまる。その後、原子炉水位は回復し、燃料有効長頂部の冠水は維持される。

その後、冷却材流出口を隔離することによって流出を止め、また、残留熱除去系の原子炉停止時冷却モードにより崩壊熱除去機能を回復する。

以上のように、事象は収束し、原子炉は安定状態に導かれる。

(4) 対策の有効性の確認

燃料有効長頂部は冠水しているため、「4.2.1.4(2) 評価項目」の a. は満足される。原子炉圧力容器は未開放であり、放射線の遮蔽は維持されることから、評価項目の b. も満足される。また、制御棒挿入状態が維持されているため、未臨界は確保されており、評価項目の c. についても満足される。

以上より、本事象に対する運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性は確認された。

4.6.5 反応度の誤投入

(1) 事象の想定及び収束

原子炉の運転停止中に、制御棒の誤引き抜き等により燃料体に反応度が投入される事象を想定する。

本想定事象に対しては、高い制御棒価値を生じ得るような制御棒パターン形成の防止、操作手順の遵守による誤選択の防止と操作量の制限、起動領域計装による状態監視等により、事象の発生と拡大を防止する。また、臨界に至った場合には、原子炉スクラムによる負の反応度投入、制御棒再挿入の対応手順等により出力を制御するとともに未臨界を確保する。これらの対策によって燃料体の著しい損傷の防止を図る。

(2) 有効性評価の条件及び方法

- a. 原子炉の運転停止中に、最大反応度価値を有する制御棒 1 本が全引き抜きされている状態から、他の 1 本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって連続的に引き抜かれる事象を想定する。
- b. 燃料交換後における事象発生を想定して、評価する炉心状態は、 9×9 燃料（A 型）平衡炉心のサイクル初期とする。
- c. 制御棒が誤引き抜きされる前の原子炉は臨界状態にあり、出力は定格値の 10^{-8} 、原子炉圧力は大気圧、燃料被覆管表面温度及び冷却材の温度は 20°C とする。また、燃料エンタルピの初期値は 8kJ/kgUO_2 とする。
- d. 誤引き抜きされる制御棒は、運転停止中に実施する複数の制御棒引き抜きを伴う検査等を考慮し、最大反応度価値を有する制御棒の斜め隣接の制御棒とする。引抜制御棒反応度曲線を第 4.6.5-1 図に示す。
- e. 制御棒は、引抜速度の上限値 91mm/s で引き抜かれるとする。
- f. 起動領域計装の A、B チャンネルとも引抜制御棒に最も近い検出器が 1 個ずつバイパス状態にあるとする。

g. 起動領域計装の原子炉出力ペリオド短（10 秒）信号で原子炉はスクラムするものとする。スクラム反応度曲線は原子炉の状態を考慮した値を用いることとし、第 4.6.5-2 図に示す。

h. 解析は、「4.2.4 有効性評価に使用する計算コード」に述べた次の解析コードを用いて行う。

(a) A P E X : 反応度投入事象解析コード

(b) S C A T : 単チャンネル熱水力解析コード

(3) 有効性評価の結果

評価結果を第 4.6.5-3 図に示す。制御棒の引き抜き開始から約 10 秒後に起動領域計装の原子炉出力ペリオド短（10 秒）信号により原子炉はスクラムする。

燃料エンタルピの最大値は約 85kJ/kgUO_2 であり、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象評価指針」に示された燃料体の許容損傷限界値以下である。また、燃料エンタルピ増分の最大値は約 77kJ/kgUO_2 であり、ペレット燃焼度 $65,000\text{MWd/t}$ 以上の燃料に対するペレット-被覆管機械的相互作用を原因とする破損を生じるしきい値の目安として、ピーク出力部燃料エンタルピの増分で 167kJ/kgUO_2 (40cal/gUO_2) を用いた場合においても、これを超えることはなく燃料体の健全性は維持される。

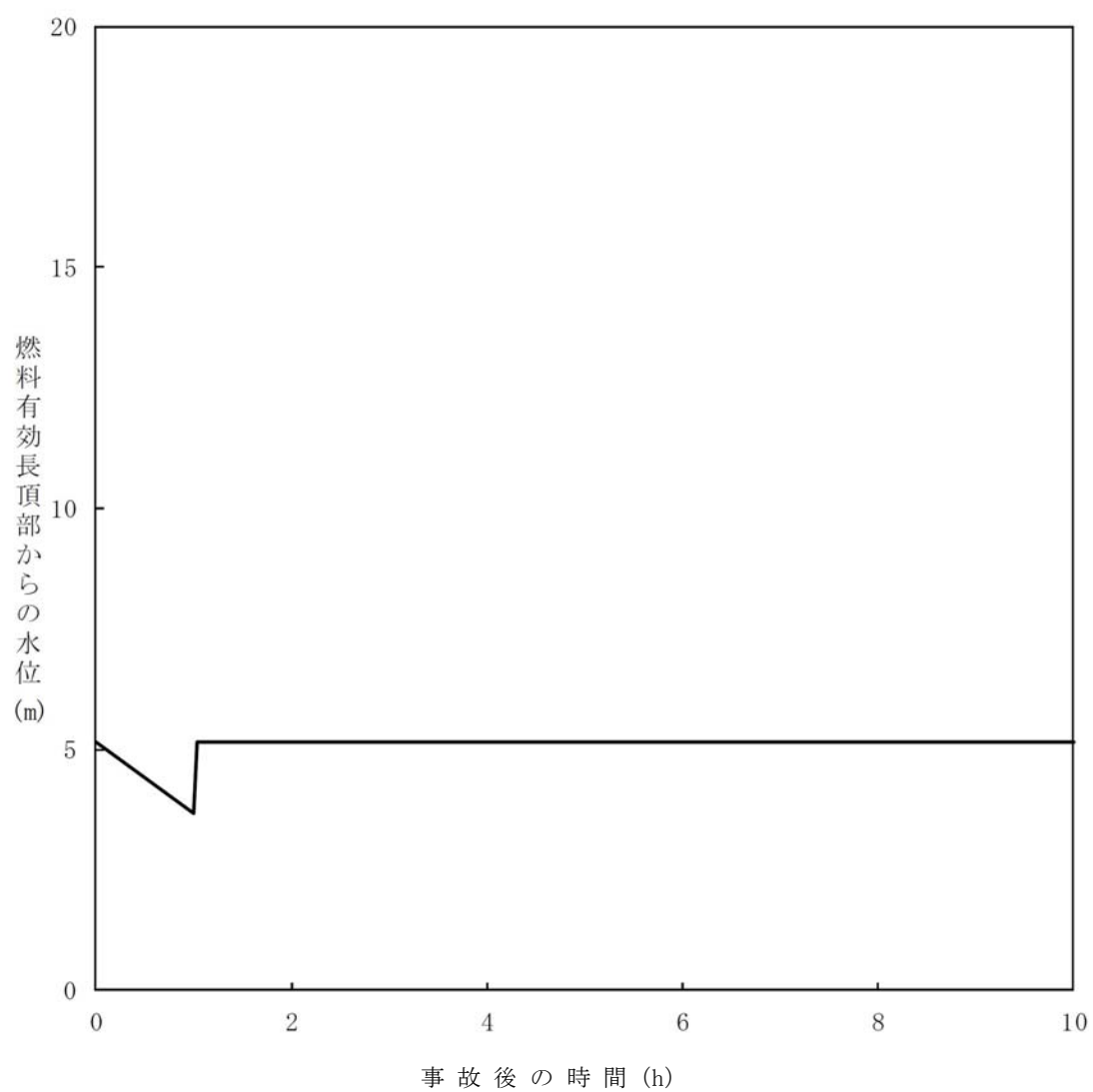
以上のように、事象は収束し、原子炉は安定状態に導かれる。

(4) 対策の有効性の確認

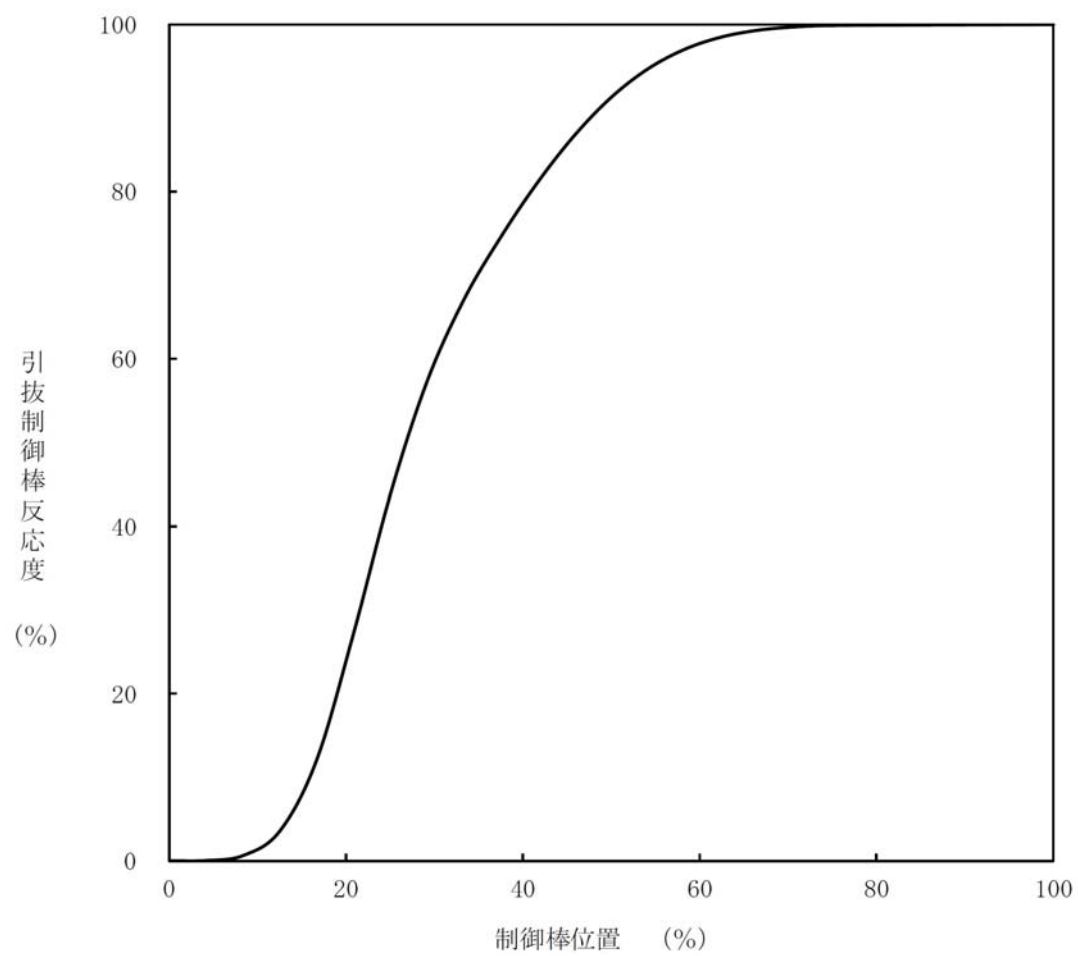
燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界であり、また、スクラム後は未臨界が確保されるため、「4.2.1.4(2) 評価項目」の c. は満足される。また、原子炉の水位に有意な変動はないため、評価項目の a. 及び b. についても満足される。

以上より、本事象に対する運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策

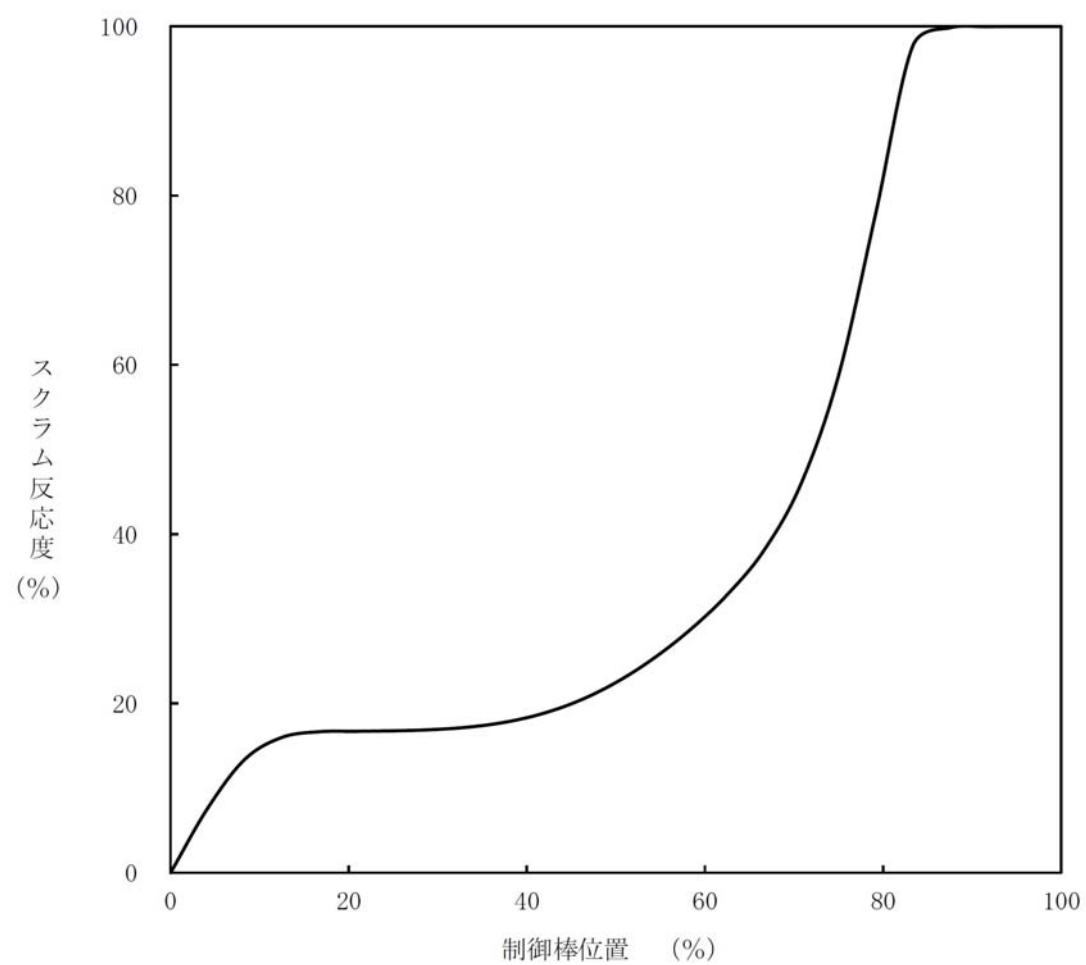
の有効性は確認された。



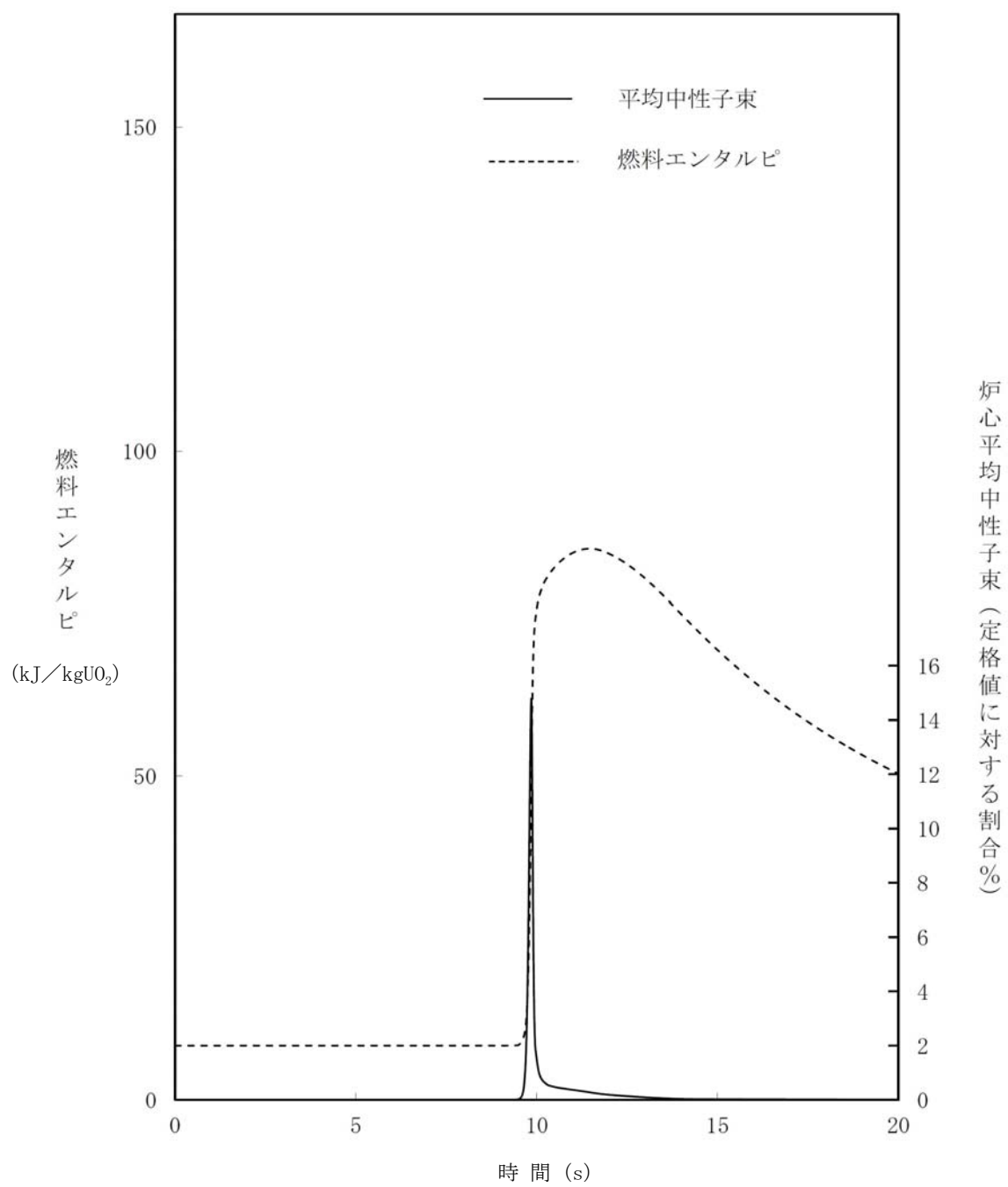
第 4. 6. 4－1 図 原子炉冷却材の流出における原子炉水位の変化



第 4. 6. 5－1 図 反応度の誤投入における引抜制御棒反応度曲線



第 4. 6. 5－2 図 反応度の誤投入におけるスクラム反応度曲線



第 4.6.5-3 図 反応度の誤投入における事象変化

4.7 参考文献

- (1) 「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書」
(財団法人 原子力発電技術機構，平成 15 年 3 月)
- (2) 「沸騰水型原子力発電所 混在炉心を考慮した安全評価手法」
(東北電力株式会社，東京電力株式会社，中部電力株式会社，北陸電力株式会社，中国電力株式会社，日本原子力発電株式会社，株式会社東芝，株式会社日立製作所，原子燃料工業株式会社，平成 10 年 4 月)
- (3) 「沸騰水型原子力発電所 非常用炉心冷却系（E C C S）の新性能評価手法について」
(株式会社日立製作所，H L R－032 訂 3，平成 10 年 5 月)
- (4) 「沸騰水型原子力発電所 非常用炉心冷却系解析モデル（S A F E R）」
(株式会社東芝，T L R－044 改訂 4，平成 10 年 5 月)
- (5) Electric Power Research Institute, “MAAP4 Applications Guidance”，July 2010
- (6) Electric Power Research Institute, “Use of Modular Accident Analysis Program (MAAP) in Support of Post-Fukushima Applications”，June 2013
- (7) Linford, R.B. , “Analytical Methods of Plant Transient Evaluations for the General Electric Boiling Water Reactor”，NEDO-10802, February 1973
- (8) 「沸騰水型原子力発電所 プラント動特性解析手法について」
(株式会社日立製作所，H L R－014 訂 2，昭和 63 年 3 月)
- (9) 「沸騰水型原子力発電所 プラント動特性解析手法について」

(株式会社東芝, T L R -012 改訂 1, 昭和 63 年 3 月)

- (10) 井口 正 他, “B W R 定常ポスト C H F 試験結果－限界熱流束及びポスト C H F 熱伝達率－” JAERI-Research 2001-060, 2002 年 2 月
- (11) 「B W R における過渡的な沸騰遷移後の燃料健全性評価基準 : 2003」
(社団法人 日本原子力学会 AESJ-SC-P002 : 2003, 2003 年 6 月)
- (12) 「沸騰水型原子力発電所 反応度投入事象解析手法について」
(株式会社日立製作所, H L R -012 改訂 3, 平成 11 年 2 月)
- (13) 「沸騰水型原子力発電所 反応度投入事象解析手法について」
(株式会社東芝, T L R -017 訂 3, 平成 11 年 2 月)