

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	TKK補-III-2 改20
提出年月日	平成30年8月23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8月23日
日本原子力発電株式会社

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	41
(5) 総合評価	43
(6) 高経年化への対応	43
5. まとめ	44
(1) 審査基準適合性	44
(2) 保守管理に関する方針として策定する事項	44
別紙 1 関連温度の計算過程	50
別紙 2 各監視試験結果のばらつきについて	55
別紙 3 圧力-温度制限曲線の算出根拠	57
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	66
別紙 5 上部棚吸収エネルギーの計算過程	67
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	70

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。

しかしながら、東海第二は炉心から蒸気を発生させる沸騰水型軽水炉であり、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こと、冷水注水する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シュラウド内に注水され、冷水が直接炉壁に接することはないことから、PTS 事象は発生しない*¹。(図 9 参照)

また、ECCS 系作動による冷水注水に伴って原子炉温度が低下する際に、PTS 事象が発生しないことを確認する。炉心損傷防止対策の有効性評価解析結果による低压系及び高压系作動における冷水注水時の原子炉圧力容器内圧力及び水位の時間変化の具体例を、図 10 及び図 11 に示す。低压系については図 10 に示すとおり、低压注水系作動に伴い冷水は図 9 に示す低压注水ノズルよりシュラウド内に注水され、原子炉圧力容器内水位が上昇するとともに、注水中は原子炉圧力及び温度は低下する。高压系についても図 11 に示すとおり、高压炉心スプレー（HPCS）系作動に伴い図 9 に示す炉心スプレースパージャーよりシュラウド内に注水され、原子炉水位が上昇するとともに、原子炉圧力及び温度は低下する。

以上より、ECCS 系作動における原子炉圧力及び温度の挙動を確認した結果、PTS 事象は発生しないものと判断する。

次に、重大事故等時においても PTS 事象が発生しないことを確認する。

ここで、BWR-5 を対象とした供用状態 D における原子炉圧力容器の PTS 評価において、破壊靱性の裕度が十分あることが確認*²されていることから、重大事故等時において PTS 事象が発生しないことを「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検証する。JEAC4206 より、設計基準事故時に原子炉圧力容器内の温度低下率が一番厳しい「原子炉冷却材喪失」について検討する。

供用状態 D における，原子炉圧力容器の水位，圧力及び温度の想定（BWR-5）を表 29 に，原子炉圧力容器の PTS 評価を図 12 に示す。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。

以上より，設計基準事故時において，中性子照射脆化を考慮しても PTS 事象は発生することはないと評価する。

*1：(財)発電設備技術検査協会，溶接部等熱影響部信頼性実証試験に関する調査報告書[原子炉圧力容器加圧熱衝撃試験][総まとめ版]，平成 4 年 3 月，p20-26

*2：梶田他，「沸騰水型原子炉圧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

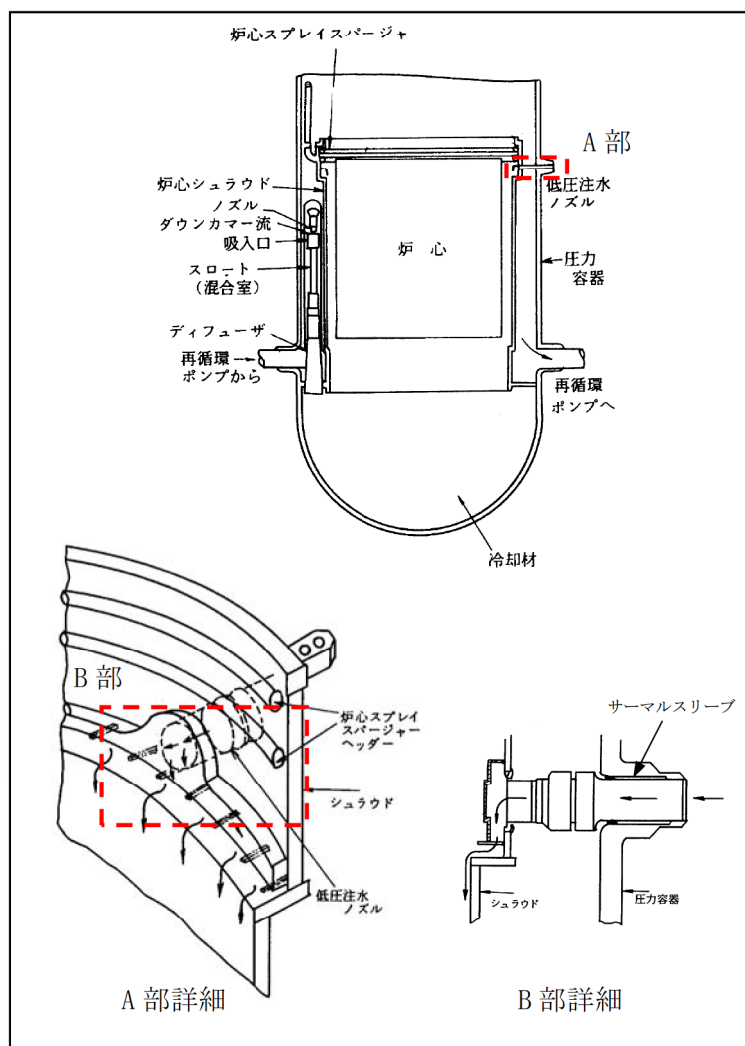
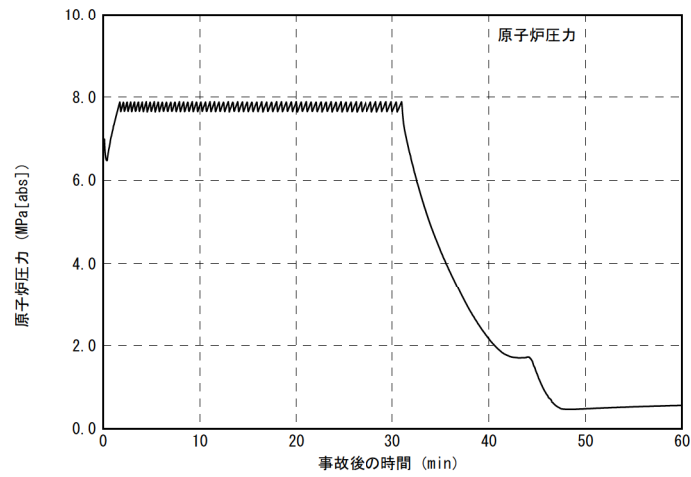
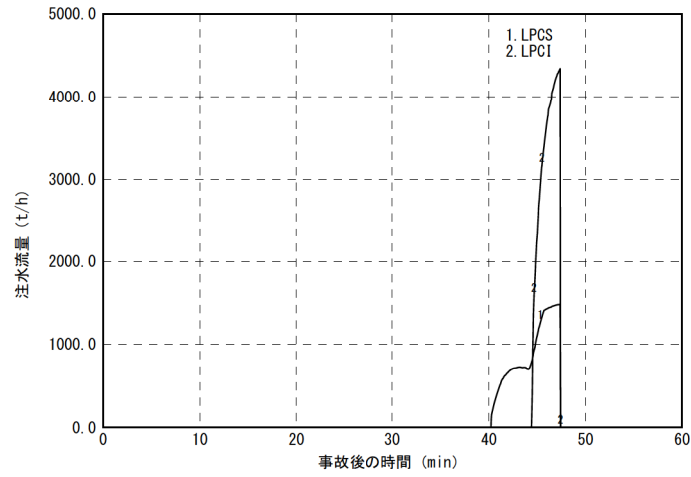


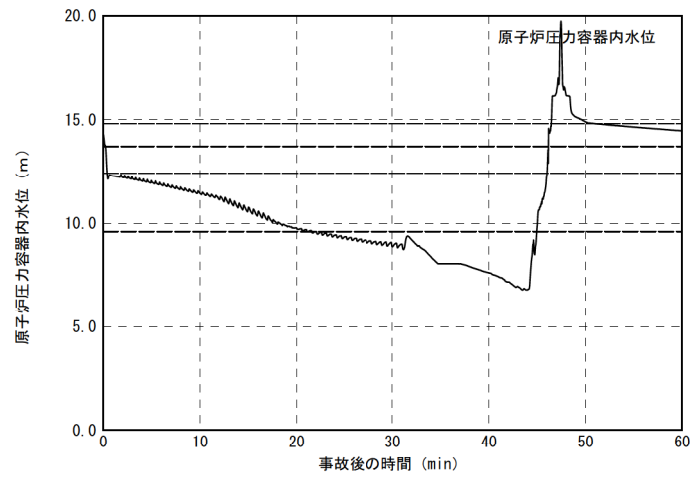
図 9 低圧注水ノズルにおける注水先



(原子炉圧力の時間変化)

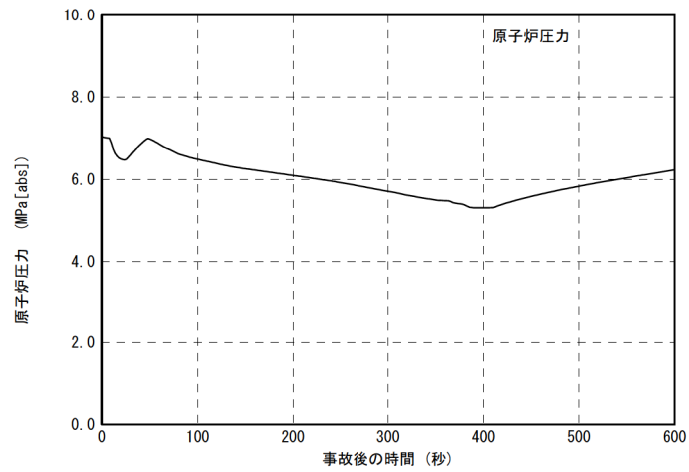


(低圧注水系注水流量の時間変化)

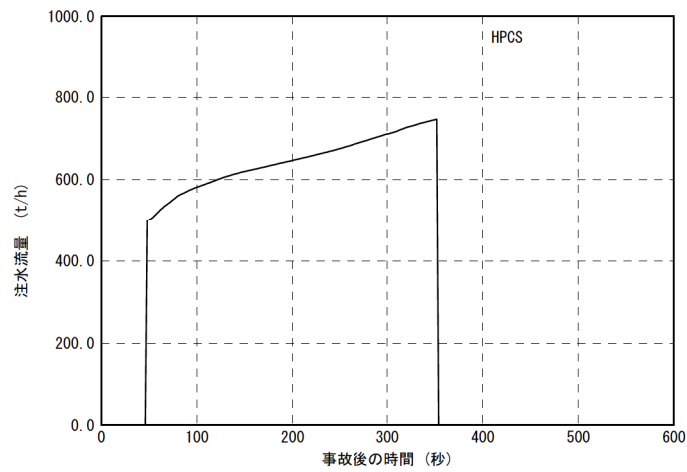


(原子炉水位の時間変化)

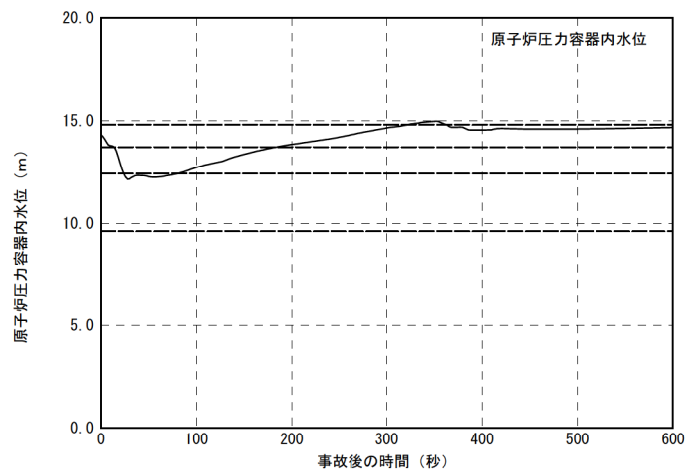
図 10 有効性評価解析結果による原子炉圧力，低圧炉心注水系流量及び原子炉圧力容器内水位の時間変化（炉心損傷防止対策：高圧注水減圧機能喪失（TQUX））



(原子炉圧力の時間変化)



(HPCS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、HPCS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

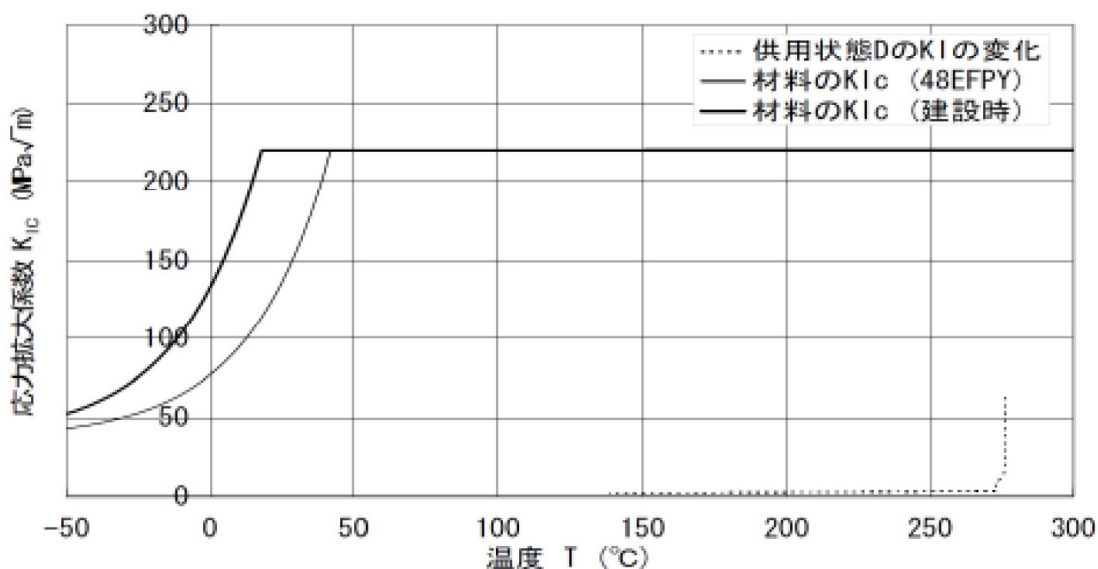


図12 供用状態Dにおける原子炉压力容器のPTS評価（BWR-5）

b. 重大事故等時の評価

a. で述べたとおり，PTS 事象は原子炉压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压力容器内の温度変化の観点で挙動を確認する必要があることから，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」と比較し影響を確認する。

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。

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，原子炉压力容器内の圧力が上昇する挙動についても，参考として表30に併せて整理する。

その結果，原子炉压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。

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」に包絡されていることから、設計基準事故時と同様に K_{IC} は K_I を上回ると言える。

したがって、重大事故等時においても、PTS 事象が発生することはないと評価する。

なお、原子炉圧力容器内圧力の上昇の観点で厳しいシーケンスとして、全交流動力電源喪失（長期 TB）（TBD, TBU）（TBP）及び原子炉停止機能喪失が抽出されるが、以下のとおり設計熱サイクルで想定している「過大圧力」に包絡される。

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。参考として、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	事象の概要及び考察	確認結果
1	高圧・低圧注水機能喪失（給水喪失）[TQUV]	<p>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。</p> <p>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。本事象は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、K_{IC}はK_Iを上回る。</p>	<p>注水された冷却材は炉冷却に寄与し、原子炉が直ちに低温状態に移行することはないため、PTSに対して影響はない。</p>
2	高圧注水・減圧機能喪失（給水喪失）[TQUX]	<p>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。</p> <p>その後、過渡時自動減圧機能による自動減圧が行われ、低圧炉心スプレイ等により注水される。本挙動は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、K_{IC}はK_Iを上回る。</p>	<p>同上</p>
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）]	<p>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。</p> <p>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。本挙動は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、K_{IC}はK_Iを上回る。</p>	<p>事故直後から原子炉隔離時冷却系により原子炉は冷却され、原子炉減圧後も炉心露出は発生せず、原子炉内は飽和温度近傍に維持されるため、PTSに対して影響はない。</p>
4	崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）[TW]	<p>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。</p> <p>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。本挙動は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、K_{IC}はK_Iを上回る。</p>	<p>同上</p>
5	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系機能喪失）[TW]	<p>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。</p> <p>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。本挙動は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、K_{IC}はK_Iを上回る。</p>	<p>同上</p>

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	事象の概要及び考察	確認結果
6	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。圧力上昇の挙動は設計熱サイクルで想定している「過大圧力」に包絡され、 K_{IC} は K_I を上回る。	原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により注水された冷却材は炉心冷却に寄与するが、原子炉は臨界状態であり、高温高圧状態を維持していることから、PTSに対して影響はない。
7	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。本事象は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、 K_{IC} は K_I を上回る。	注水された冷却材は炉冷却に寄与し、原子炉が直ちに低温状態に移行することはないため、PTS に対して影響はない。
8	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による注水を開始する。本事象は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、 K_{IC} は K_I を上回る。	事故直後から、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系により原子炉は冷却され、原子炉減圧後も炉心露出は発生せず、原子炉内は飽和温度近傍に維持されるため、PTS に対して影響はない。
9	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、原子炉圧力容器は破損しない。	注水された冷却材は炉冷却に寄与し、原子炉は急速減圧され原子炉内は飽和温度近傍に低下するが、原子炉が直ちに低温状態に移行することはないため、PTS に対して影響はない。
10	水素燃焼	本事象は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、 K_{IC} は K_I を上回る。	
11	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、原子炉圧力容器の破壊靱性に対する評価は不要である。	— (評価不要)