

これまでの委員からの質問への回答 (後藤委員提出資料 2 への回答)

2023年1月30日

No.	質 問 事 項	頁
追8-1 (後藤委員 提出資料2 1.)	水蒸気爆発について【p.7~9】(追6-2) ※質問の詳細は、「後藤委員提出資料2」参照	4~7
追8-2 (後藤委員 提出資料2 2.)	PTS解析について【p.27~34】(追6-13) ※質問の詳細は、「後藤委員提出資料2」参照	次回分科会 にて 回答予定
追8-3 (後藤委員 提出資料2 4.)	「更新した制御設備すべてに自己診断を設けている」としているが、自己診断の具体的な仕組みについて、説明願いたい。特に、自己診断でどのような不具合が検出でき、どのような場合には検出できないことがありうるか、仕組みを元に教えて欲しい。【p.10】(追6-3)	8
追8-4 (後藤委員 提出資料2 5.)	格納容器隔離弁の作動について【p.13】(追6-5) 異常発生時に、隔離信号(中央制御室からの手動と理解)によって周囲の弁(計79か所がリストアップされている)を閉鎖し、放射性物質を格納容器内に閉じ込めることになっている。 一方、各バルブの駆動源(直流電源あるいは圧縮空気)が消失した場合のActuator方向はFail OpenあるいはFail Closeのどちらかが選択される(As it isもあるが)。 閉じ込め機能を優先しFail Closeとした場合、緊急時に支障をきたす弁はないか? 例えば、以下はMHI技報(2013)、P13、14行目の記述である(福島事故の例)。 「1号炉では原子炉内外の温度差による自然循環で駆動するはずの非常用復水器(IC)が、弁の駆動電源喪失による自動閉止機能(フェール・クローズ)により隔離されてしまい、原子炉冷却機能を発揮できなかった。」	9~10
追8-5 (後藤委員 提出資料2 6.)	手動弁の開閉状態について【p.13】(追6-5) p.13の回答に「手動弁の現場での開閉状態は管理用系統図にて運転員が常時把握している」とあるが、2022年7月2日に六ヶ所村再処理工場において、約8時間にわたって冷却水の弁閉止状態を見過ごし、高レベル放射性廃液の温度上昇を許してしまう事故が発生したばかりである。 「運転員が常時把握している」という前提は危険であり、何らかのFool Proof機能を持たせるべきである。例えば、パトロール強化に加え、主要な手動弁にはLimit Switch、Locked Open/Close機能を設置など・・・。	11

No.	質 問 事 項	頁
追8-6 (後藤委員 提出資料2 7.)	原子炉容器の破壊靱性値の分布【p. 22~24】(追6-12) p. 23は、川内1号機の原子炉容器の破壊靱性値の実測値について、母材部、溶接金属部を明記したグラフを示しており、その上ですべての破壊靱性値の実測値を運転開始後60年時点まで、(推測して)移行させたデータを基に、試験回数毎の下限データを包絡する破壊靱性遷移曲線を作成し比較したグラフを示している、という。しかし、各色の点とそれらから描かれたカーブの関係が示せないか？現在の図では、傾向と“ばらつき”がよく分からない。 p. 24の川内2号機についても同じように示して欲しい。	12~14
追8-7 (後藤委員 提出資料2 8.)	試験回次毎の破壊靱性遷移曲線の比較【p. 25~26】(追6-12) p. 25で示されている川内1号機の試験回次毎をみると、左から#1⇒#0⇒#4⇒#2⇒#5⇒#3となっているが、1回目の監視試験(#1)は、照射前の監視試験(#0)とほぼかさなり、#4、#2、#5は離れている。こうしたばらつきについて、この点データとカーブを同じグラフで表せば、ある程度傾向が分かるのではないか。照射脆化の予測破壊靱性値川内2号機についても同様。	12~14
追8-8 (後藤委員 提出資料2 9.)	1号機の原子炉胴部の中性子照射脆化に対するPTS評価結果の比較【p. 28~30】(追6-13①) p. 28にあるように、「JEAC4201-2007/2013追補版の関連温度移行量の予測式と、JEAC4201-2007/2010追補版」の予測式が、運転開始後60年時点でのTpが約30℃も違うのは“なぜか”と聞いているのに全く答えになっていない。両者の移行量を求めるプロセスを示しながら説明願いたい。 「結果の健全性に問題ない」など聞いていない。問題はこの予測方法が本当に正しいやり方と思っているのかお聞きしたい。予測式やその適用が妥当でないと、健全性の評価が難しくなる。	15~18
追8-9 (後藤委員 提出資料2 10.)	クラッド関係について【p. 31~34】(追6-13③および追6-13④) 別紙「資料8-1及び資料8-1追加①参照」。	次回分科会 にて 回答予定

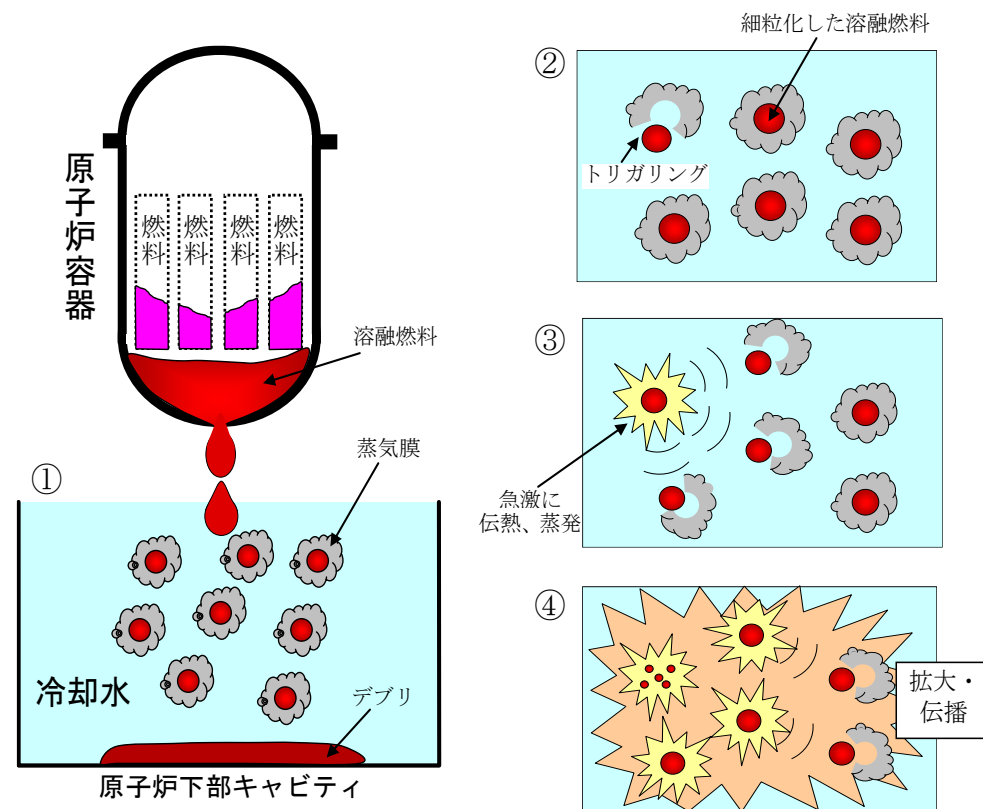
No.	質 問 事 項	頁
追8-10 (後藤委員 提出資料2 11.)	<p>【フランスのPWR原発の安全注入系配管に応力腐食割れが見つかった】</p> <p>フランスではPWR原発の安全系注水配管に応力腐食割れが生じていることが、昨年12月にCivaux(シボ)1号機について報告された。その後、他の原発について当該部の点検が水平展開されることになり、これまでに安全系注水配管に加えて余熱除去系配管にも応力腐食割れが見つかり、この12月の時点で12基が点検と修理のために稼働停止状態にある。トラブル情報については、専門委員会からの要請で、川内原発について調査し、そのうち重要な2件の詳しい調査が報告されているが、本件フランスのPWR原発の配管の応力腐食割れについてどのように評価、検討しているか報告されたい。九州電力は、この経年劣化による故障の詳細について把握し、海外事例として、の新知見情報の反映として自らの保安活動に反映しているか。また、川内原発1号機の特別点検において、当該箇所の検査は実施されたかその結果は如何であったか、報告されたい。</p> <p>参考資料：原子力産業新聞2022年8月2日「仏規制当局、EDFのSCC対応を承認」</p>	19
追8-11 (後藤委員 提出資料2 9.)	<p>「ボーイング737墜落：NRCのデジタル計装制御評価プロセスに向けた教訓」のサマリ(案)令和4年11月24日資料56-2-3-2 技術情報検討会・技術基盤課について</p> <p>このレポートは、2018年と2019年のボーイング737MAX8の墜落事故に係る当局の調査報告書を体系的に評価しているもの。直接、原子力の問題ではないが、米国NRCも重視している計装制御評価に係る重要な問題とも考えられるため、川内原発に対しての影響について評価するべきと考える。</p>	20

<p>追8-1 (後藤委員 提出資料2 1.)</p>	<p>水蒸気爆発について【p.7~9】（追6-2） ※質問の詳細は、「後藤委員提出資料2」参照</p>
<p>回答</p>	<p>回答を次頁以降に示す。</p>

○原子炉格納容器の下部へ落下した溶融燃料については、新規制基準により「炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備を設けなければならない。」ことが要求されており、当社は、溶融炉心を冷却するために原子炉容器破損前に原子炉下部キャビティに水張りを行うこととしている。

○原子炉下部キャビティでの水蒸気爆発の原理は以下のとおりである。

- ① 溶融燃料が細粒化し、蒸気膜に覆われた状態となる
- ② 何らかの強い要因[トリガリング(外乱)]が加わり、それらの1つの蒸気膜が崩壊した場合は、原子炉下部キャビティに溜まった冷却水と接触し、急激に伝熱、蒸発する
- ③ その衝撃により、近傍の蒸気膜が崩壊する
- ④ この現象が瞬時に全体に拡大・伝播する(水蒸気爆発)



【水張冷却について】

- 国内では、「炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備を設けなければならない。」ことが要求されているが、欧米における規制要求も「溶融燃料を冷却・安定化させること」であり、コアキャッチャーそのものの設置要求はない。
- 欧州、中国の一部のプラントでは、溶融燃料の冷却手段の一つとしてコアキャッチャーを採用しているが、国内外の既設プラントの多くは当社と同じ、原子炉下部キャビティに水を張り溶融燃料を受け止める手段を採用しており、新規制基準の適合性審査の中で原子力規制委員会に確認をいただいている。
なお、コアキャッチャーは、一度溶融燃料をドライ環境で受け止めた後に、水を張り、溶融燃料を冷却する手段であり、溶融燃料を水で冷却するという点は同様である。
- どちらの対策も原子炉格納容器の下部に落下した溶融燃料の冷却において有効な手段であり、問題となるものではないと考えている。

【外部トリガーについて】

- 国内外の実機溶融燃料（ UO_2+ZrO_2 ）を落下させた実験では、水プール底から圧縮ガスを供給する等により、強制的に外乱を与えた実験の結果、一部のケースにおいて、水蒸気爆発の発生が観測されている。
実際の原子力発電所における原子炉下部キャビティには、圧縮ガスの供給源となるものはなく、また、炉心損傷時は格納容器スプレイによる冷却水の流れ込みがあるのみで、蒸気膜を壊すような外乱となりうる要因が考えにくいことから、水蒸気爆発が発生する可能性は極めて低いと考えている。
- 強制的な外乱がない条件で水蒸気爆発が観測されたTROI実験*等の例があるが、当該実験では溶融物の過熱度が実機想定よりも高いことから、溶融物が冷却材中に落下した後も表面が固化しにくくなる（液-液接触し、微細化しやすくなる）ため、強制的な外乱がなくても水蒸気爆発が発生したものと考えている。

* 韓国原子力研究所（KAERI）でOECD/NEAのプロジェクトとして行われた実験であり、外部トリガリングの有無や様々な混合物量等の様々な条件による実験を実施
溶融物の過熱度は約400K～1200Kで、実機想定（約300K）より高い

【溶融物の違いについて】

○OKROTOS実験※1では、酸化アルミニウム (Al₂O₃) と実機溶融燃料 (UO₂+ZrO₂) を落下させた実験を行っている。

※1 欧州JRCのイスプラ研究所で行われた実験であり、低圧及びサブクール水を主として実施

○酸化アルミニウム (Al₂O₃) では、サブクール度が高い状態のときに外部トリガなしでも水蒸気爆発が発生しているのに対し、実機溶融燃料 (UO₂+ZrO₂) では外部トリガがあり、かつ、サブクール度が高い状態のときにしか水蒸気爆発は発生していない。

○酸化アルミニウム (Al₂O₃) は熱伝導率が高く、温度が高い中心部の熱が周囲に伝わりやすいことから溶融物が冷却材中に落下した後も表面が固化しにくくなる (液-液接触し、微細化しやすくなる) ため、強制的な外乱がなくても水蒸気爆発が発生したものと考えている。

○これに対し、実機溶融燃料 (UO₂+ZrO₂) は熱伝導率が低く、冷却水中に落下した際に溶融物の表面が瞬時に固化するため、固-液接触となり急激な伝熱への進展は阻害されるとともに、実機においては蒸気膜を壊すような外乱となりうる要因が考えにくいことから、水蒸気爆発が発生する可能性は極めて低いと考えている。

【実験条件及び結果一覧】

実験 ID	溶融物タイプ	UO ₂ 割合	溶融物 質量 kg	溶融物 温度 K	圧力 MPa	水深 m	サブクール度 K	外部 トリガ	水蒸気 爆発	機械的エネルギーへ の変換効率※2	実験 ID	溶融物タイプ	UO ₂ 割合	溶融物 質量 kg	溶融物 温度 K	圧力 MPa	水深 m	サブクール度 K	外部 トリガ	水蒸気 爆発	機械的エネルギーへ の変換効率※2
26	Al ₂ O ₃	0	1.00	2,573	0.1	1.08	40	●	●	0.53 %	32	81wt%UO ₂ +19wt%ZrO ₂	0.81	3.03	3,063	0.10	1.08	22	-	-	-
27	Al ₂ O ₃	0	1.43	2,573	0.1	1.08	10	-	-	-	33	81wt%UO ₂ +19wt%ZrO ₂	0.81	3.20	3,063	0.10	1.08	75	-	-	-
28	Al ₂ O ₃	0	1.43	2,573	0.1	1.08	13	●	●	0.85 %	35	79wt%UO ₂ +21wt%ZrO ₂	0.79	3.10	3,023	0.10	1.08	10	●	-	-
29	Al ₂ O ₃	0	1.45	2,573	0.1	1.08	80	-	●	0.72 %	36	79wt%UO ₂ +21wt%ZrO ₂	0.79	3.03	3,025	0.10	1.08	79	●	-	-
30	Al ₂ O ₃	0	1.52	2,573	0.1	1.08	80	-	●	1.1 %	37	79wt%UO ₂ +21wt%ZrO ₂	0.79	3.22	3,018	0.10	1.1	77	●	-	-
38	Al ₂ O ₃	0	1.53	2,665	0.10	1.11	79	-	●	1.45 %	45	80wt%UO ₂ +20wt%ZrO ₂	0.8	3.09	3,105	0.10	1.14	4	●	-	-
40	Al ₂ O ₃	0	1.47	3,073	0.10	1.11	83	-	●	0.9 %	46	79wt%UO ₂ +21wt%ZrO ₂	0.79	5.05	3,088	0.10	1.1	83	●	●	0.04 %
41	Al ₂ O ₃	0	1.43	3,073	0.10	1.11	5	-	-	-	47	80wt%UO ₂ +20wt%ZrO ₂	0.8	5.15	3,023	0.10	1.1	82	●	-	0.01 %
42	Al ₂ O ₃	0	1.54	2,465	0.10	1.11	80	-	●	1.9 %	52	80wt%UO ₂ +20wt%ZrO ₂	0.8	2.62	3,023	0.20	1.1	102	●	●	0.02 %
43	Al ₂ O ₃	0	1.50	2,625	0.21	1.11	100	-	●	1.3 %	53	80wt%UO ₂ +20wt%ZrO ₂	0.8	2.62	3,023	0.36	1.1	123	●	●	0.05 %
44	Al ₂ O ₃	0	1.50	2,673	0.10	1.11	10	●	●	2.6 %											
49	Al ₂ O ₃	0	1.74	2,415	0.37	1.11	120	-	●	2.2 %											
50	Al ₂ O ₃	0	1.57	2,200	0.10	1.11	13	-	-	-											
51	Al ₂ O ₃	0	1.80	2,475	0.10	1.11	5	-	-	-											

・“●” あり、“-” なし

※2 溶融物が保有している熱エネルギーから水蒸気爆発による流体の運動エネルギーへの変換割合

追8-3
(後藤委員
提出資料2 4.)

「更新した制御設備すべてに自己診断を設けている」としているが、自己診断の具体的な仕組みについて、説明願いたい。特に、自己診断でどのような不具合が検出でき、どのような場合には検出できないことがありうるか、仕組みを元に教えて欲しい。

【p. 10】 (追6-3)

回答

安全保護系に適用するデジタル制御装置のアナログ信号入力部、マイクロプロセッサ部などは、自己診断機能により健全性の確認が可能な設計としている。各々の自己診断機能の具体例を示す。

また、電源喪失や物理的故障等によりCPUが機能喪失した場合に不具合の検出ができないが、CPUの多重化や電源の多重化により機能を維持する設計としている。

自己診断機能名	診断の具体的内容
ウォッチドッグ タイマ	CPUなどのプロセッサは、定周期で演算を繰り返している。この演算周期をプロセッサ外部に設けるハードウェアのタイマを用いて、プロセッサの異常を検知する。
パリティチェック	メモリ(RAM)への書き込み時にパリティビット(データ列の1が奇数の場合は1、偶数の場合は0)を付加し、次にメモリからの読み込み時にパリティビットを確認することにより、メモリデータの異常を検知する
サムチェック	メモリ(ROM)内のデータは、通常時変化することは無い。このメモリ内のビットの総和の変化の有無を監視し、メモリデータの異常を検知する。
信号受信停止	データ通信の授受において、受信側がある一定期間以上データを受信できない状態や受信信号が得られない状態を監視し、送信側又は伝送経路の異常を検知する。

<p>追8-4 (後藤委員 提出資料2 5.)</p>	<p>格納容器隔離弁の作動について【p.13】 (追6-5)</p> <p>異常発生時に、隔離信号(中央制御室からの手動と理解)によって周囲の弁(計79か所がリストアップされている)を閉鎖し、放射性物質を格納容器内に閉じ込めることになっている。</p> <p>一方、各バルブの駆動源(直流電源あるいは圧縮空気)が消失した場合のActuator方向はFail OpenあるいはFail Closeのどちらかが選択される(As it isもあるが)。</p> <p>閉じ込め機能を優先しFail Closeとした場合、緊急時に支障をきたす弁はないか？</p> <p>例えば、以下はMHI技報(2013)、P13、14行目の記述である(福島事故の例)。</p> <p>「1号炉では原子炉内外の温度差による自然循環で駆動するはずの非常用復水器(IC)が、弁の駆動電源喪失による自動閉止機能(フェール・クローズ)により隔離されてしまい、原子炉冷却機能を発揮できなかった。」</p>
<p>回答</p>	<p>○第8回分科会資料にリストアップしている原子炉格納容器隔離信号などにより自動的に閉鎖する弁について、緊急時に支障をきたす弁はない。</p> <p>○設計基準事故及び重大事故等の収束に必要な非常用炉心冷却設備、格納容器スプレイ設備等で原子炉格納容器を貫通する配管の隔離弁について、当該系統の配管により原子炉格納容器の隔離機能が失われない場合には、自動隔離弁を設けない設計としている。</p> <p>○また、MHI技報に対する考えは以下の通り。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・蒸気発生器にて発生した蒸気を駆動源とするポンプ(タービン動補助給水ポンプ)を用い、蒸気発生器に冷却水を給水することで、蒸気発生器にて発生した蒸気を大気放出(放射性物質は含まない)し、1次冷却材を冷却することが可能であり、蒸気発生器の冷却が継続する限り、1次冷却材の自然循環で原子炉の冷却が可能。

(続き)

- ・なお、タービン動補助給水ポンプの給水ラインについては、格納容器隔離信号にて自動閉止する弁、交流電源喪失時に閉となる弁はないため、閉じ込め機能を優先した場合にあっても給水機能には影響はない。
上記、機能の概要について、以下の図に示す。

回答

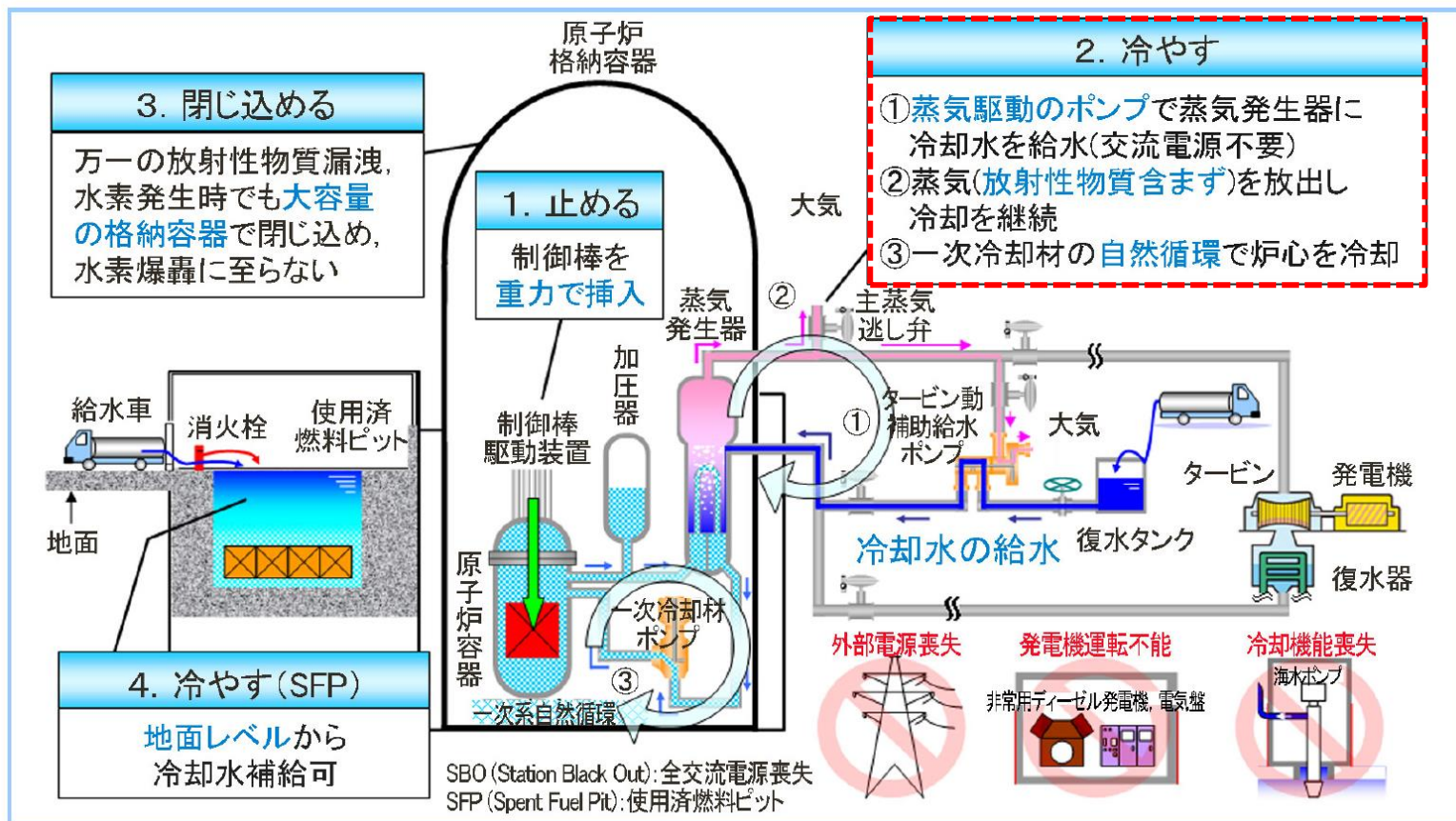


図 PWRでの全交流電源喪失時 (SBO) 時の止める・冷やす・閉じ込める機能の確保 (引用元: 三菱重工技報 Vol. 50 No. 1 (2013) 新製品・新技術特集)

追8-5 (後藤委員 提出資料2 6.)	<p>手動弁の開閉状態について【p.13】 (追6-5)</p> <p>p.13の回答に「手動弁の現場での開閉状態は管理用系統図にて運転員が常時把握している」とあるが、2022年7月2日に六ヶ所村再処理工場において、約8時間にわたって冷却水の弁閉止状態を見過ごし、高レベル放射性廃液の温度上昇を許してしまう事故が発生したばかりである。</p> <p>「運転員が常時把握している」という前提は危険であり、何らかのFool Proof機能を持たせるべきである。例えば、パトロール強化に加え、主要な手動弁にはLimit Switch、Locked Open/Close機能を設置など・・・。</p>
回答	<p>○手動の格納容器隔離弁については、あるべき弁の開閉状態にて、キーロックまたはチェーン及び南京錠にて施錠を実施していることから容易な弁操作は不可であり、「施錠閉」の表示にて管理対象弁であることを識別している。</p> <p>○また、弁の施錠状態については、プラント起動時に弁の施錠状態を確認しており、確実に管理用系統図通りであることを確認している。</p> <p>○以上のことから、パトロールに加え、あるべき弁の状態から容易に操作ができないよう管理を実施している。</p>

追8-6 (後藤委員 提出資料2 7.)	<p>原子炉容器の破壊靱性値の分布【p. 22~24】（追6-12）</p> <p>p. 23は、川内1号機の原子炉容器の破壊靱性値の実測値について、母材部、溶接金属部を明記したグラフを示しており、その上ですべての破壊靱性値の実測値を運転開始後60年時点まで、（推測して）移行させたデータを基に、試験回数毎の下限データを包絡する破壊靱性遷移曲線を作成し比較したグラフを示している、という。しかし、各色の点とそれらから描かれたカーブの関係が示せないか？現在の図では、傾向と“ばらつき”がよく分からない。</p> <p>p. 24の川内2号機についても同じように示して欲しい。</p>
追8-7 (後藤委員 提出資料2 8.)	<p>試験回次毎の破壊靱性遷移曲線の比較【p. 25~26】（追6-12）</p> <p>p. 25で示されている川内1号機の試験回次毎をみると、左から#1⇒#0⇒#4⇒#2⇒#5⇒#3となっているが、1回目の監視試験（#1）は、照射前の監視試験（#0）とほぼかさなり、#4、#2、#5は離れている。こうしたばらつきについて、この点データとカーブを同じグラフで表せば、ある程度傾向が分かるのではないか。照射脆化の予測破壊靱性値川内2号機についても同様。</p>
回答	<p>破壊靱性値（母材、溶接金属）の実測値、及び運転開始後60年時点まで温度シフトさせた破壊靱性値を下限包絡した曲線を、試験回数毎に色分けし、1つのグラフ上で表した。次頁以降に結果を示す。</p>

回答

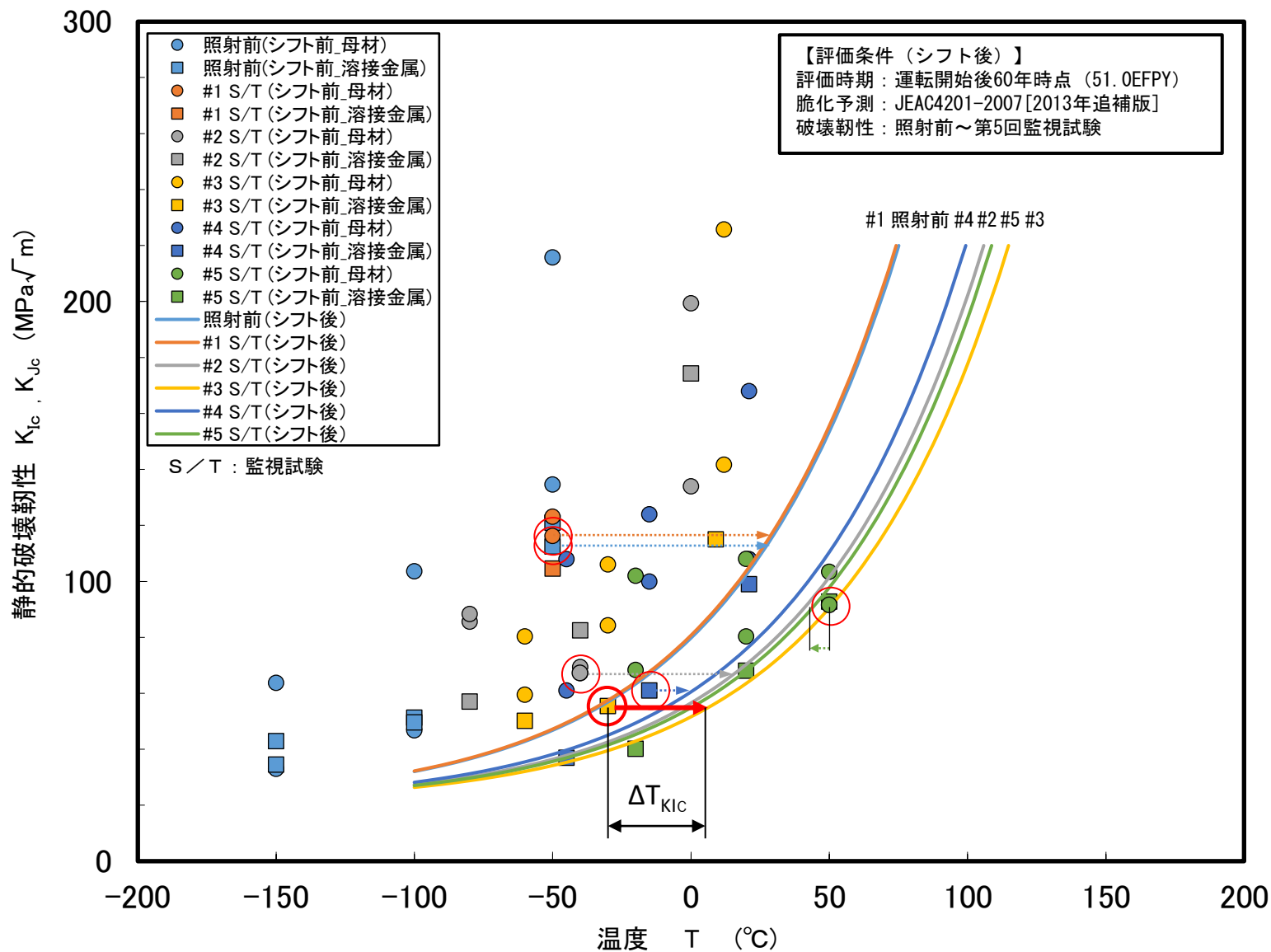


図 1 1号炉 破壊靱性値の実測値及び予測値の比較

回答

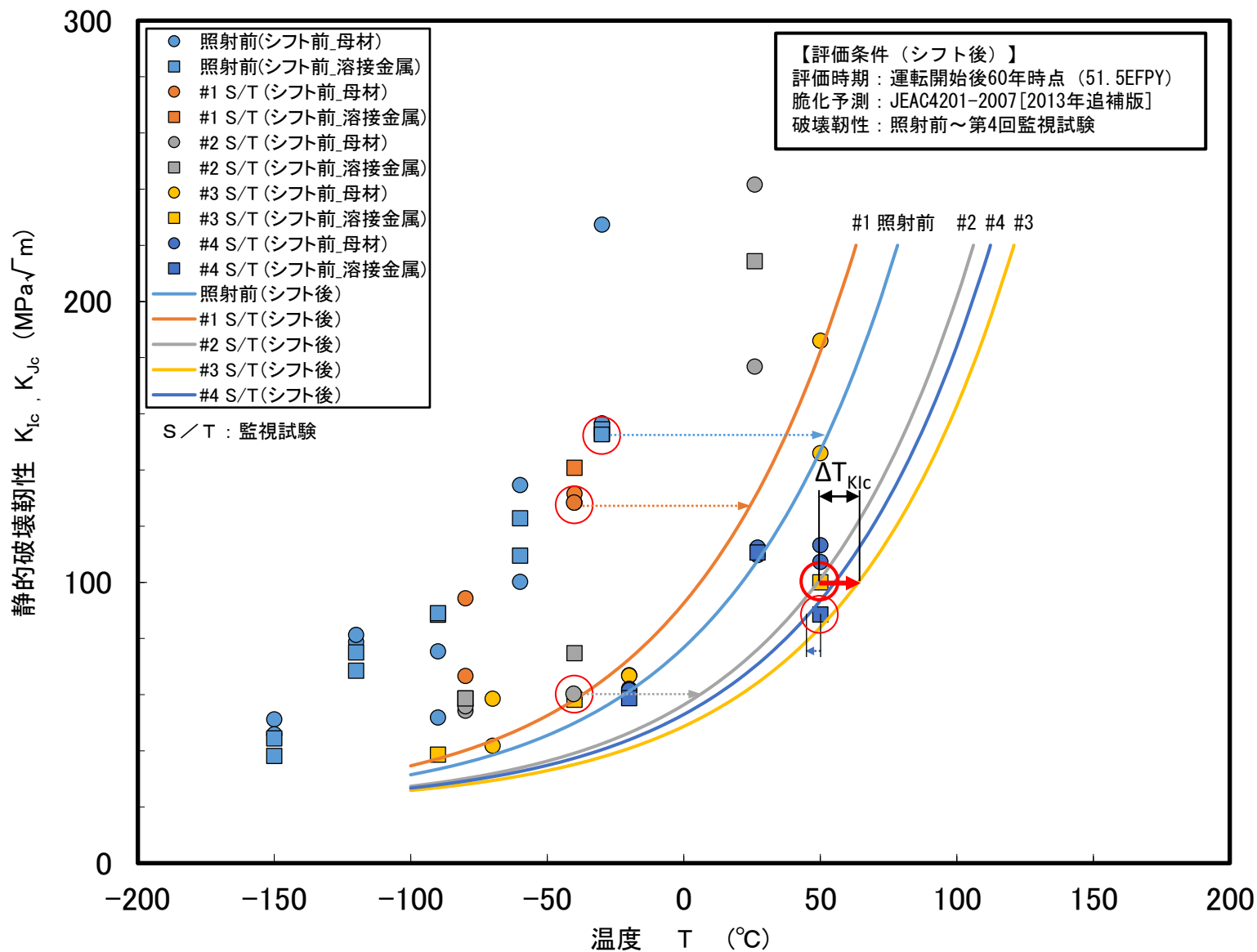


図2 2号炉 破壊靱性値の実測値及び予測値の比較

<p>追8-8 (後藤委員 提出資料2 9.)</p>	<p>【第8回分科会資料3-3 p.28~30】(追6-13①)1号機の原子炉胴部の中性子照射脆化に対するPTS評価結果の比較</p> <p>p.28にあるように、「JEAC4201-2007/2013追補版の関連温度移行量の予測式と、JEAC4201-2007/2010追補版」の予測式が、運転開始後60年時点でのT_pが約30°Cも違うのは“なぜか”と聞いているのに全く答えになっていない。両者の移行量を求めるプロセスを示しながら説明願いたい。</p> <p>「結果の健全性に問題ない」など聞いていない。問題はこの予測方法が本当に正しいやり方と思っているのかお聞きしたい。予測式やその適用が妥当でないと、健全性の評価が難しくなる。</p>
<p>回答</p>	<p>回答を次頁以降に示す。</p>

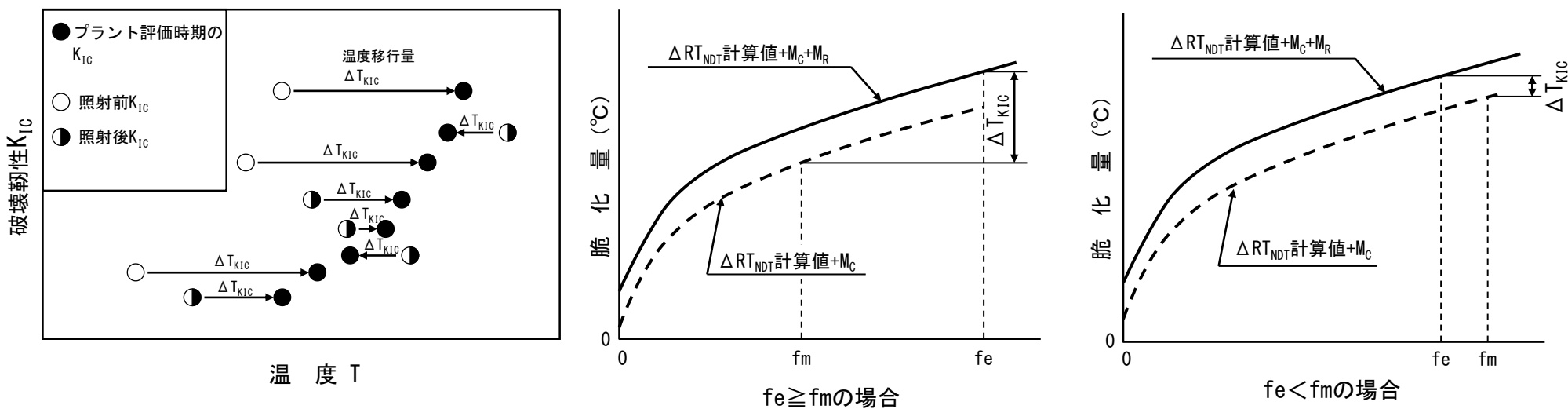
○破壊靱性遷移曲線 (K_{IC} 曲線) の設定方法について

PTS評価では、破壊靱性値の実測データを運転開始後60年時点まで、国内脆化予測法（関連温度移行量の予測式）を用いて温度軸に対してシフトさせ、シフトさせたデータの下限を包絡する K_{IC} 曲線を以下の式により設定を行う。

$$K_{IC} = 20.16 + 129.9 \exp \{ 0.0161 (T - T_p) \} \quad (\text{MPa} \sqrt{\text{m}})$$

ここで T_p は、プラント評価時期の K_{IC} 曲線を設定する際に求まるプラント個別の定数である。

JEAC4206-2007(附属書C)の破壊靱性値の実測データの温度シフトの考え方（イメージ）を以下に示す。



fe: 評価時期（運転開始後60年時点）の中性子照射量
 fm: 監視試験時点の中性子照射量

図1 破壊靱性値の実測データの温度シフトの考え方（イメージ）

○JEAC4201-2007/2013年追補版の規制への反映と T_p の差について

川内1号炉30年目の高経年化技術評価(2015年8月5日保安規定変更認可)後に、原子力規制委員会にてJEAC4201-2007/2013年追補版が規制へ反映(2016年10月6日施行)され、同規格での関連温度移行量の予測式は、高い照射量領域での予測精度が改善されている。

第4回分科会(2022年8月2日)の資料2のp. 9では、川内1号炉30年目の高経年化技術評価書のPTS評価結果を示しており、JEAC4201-2007での関連温度移行量の予測式を用いている。

一方、資料2のp. 12のPTS評価結果は、JEAC4201-2007/2013年追補版の関連温度移行量の予測式を用いている。

JEAC4201-2007/2013年追補版の関連温度移行量の予測式を用いると、JEAC4201-2007と比べ、破壊靱性値の実測データの温度シフト量(ΔT_{KIC})は大きくなっている。

これは、川内1号炉30年目の高経年化技術評価後において、JEAC4201-2007/2013年追補版を適用したことで、関連温度移行量(ΔRT_{NDT})の予測精度が改善し、また、マージン(M_R)が増加したことから、結果として ΔT_{KIC} が増加し、JEAC4201-2007を適用した場合と比較して、運転開始後60年時点での T_p に約30°Cの差が生じている。

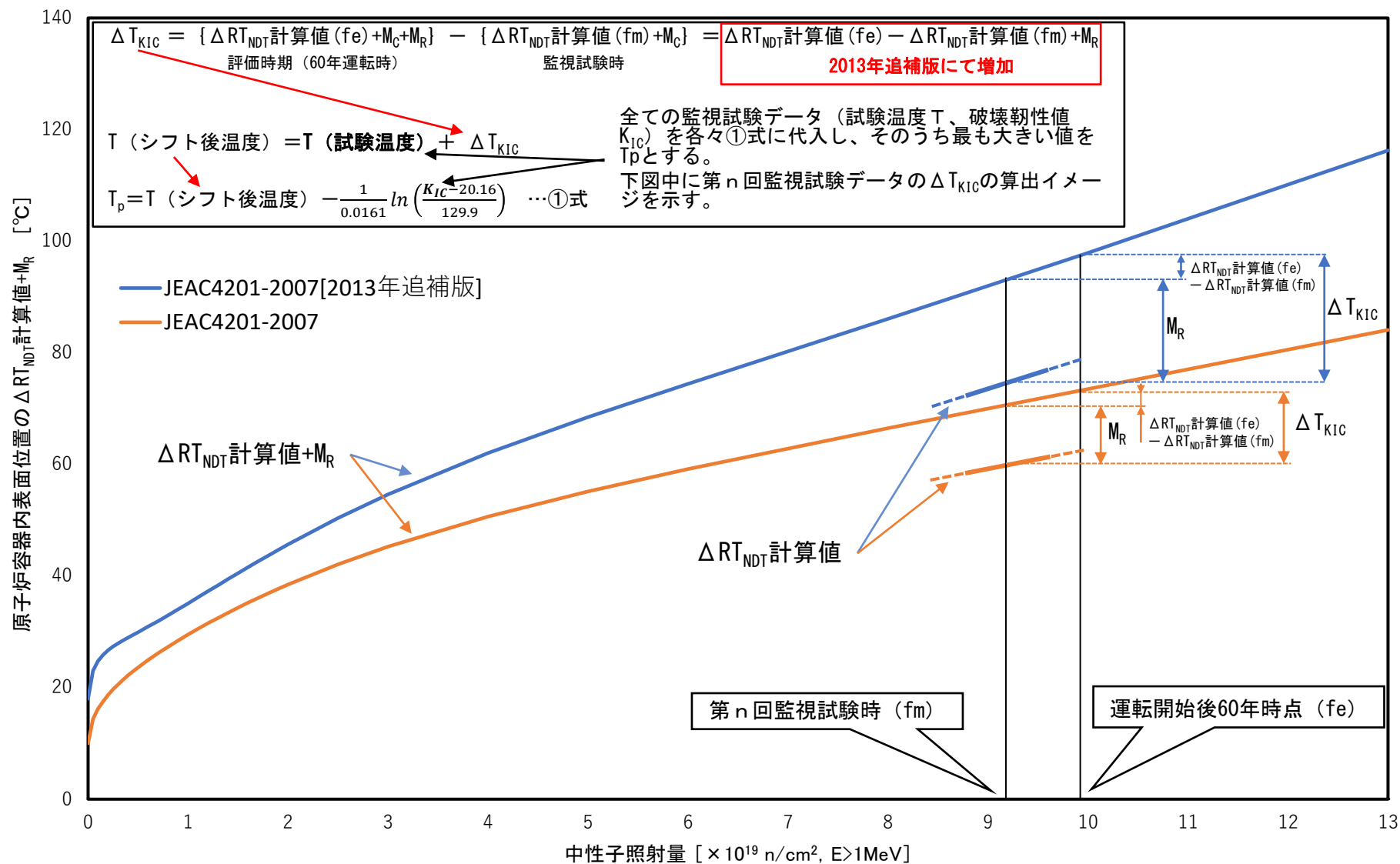


図 2 川内 1 号炉 PLM30 年評価時における関連温度移行量 (ΔRT_{NDT})

<p>追8-10 (後藤委員 提出資料2 11.)</p>	<p>【フランスのPWR原発の安全注入系配管に応力腐食割れが見つかった】</p> <p>フランスではPWR原発の安全系注水配管に応力腐食割れが生じていることが、昨年12月にCivaux(シボ―)1号機について報告された。その後、他の原発について当該部の点検が水平展開されることになり、これまでに安全系注水配管に加えて余熱除去系配管にも応力腐食割れが見つかり、この12月の時点で12基が点検と修理のために稼働停止状態にある。トラブル情報については、専門委員会からの要請で、川内原発について調査し、そのうち重要な2件の詳しい調査が報告されているが、本件フランスのPWR原発の配管の応力腐食割れについてどのように評価、検討しているか報告されたい。九州電力は、この経年劣化による故障の詳細について把握し、海外事例として、の新知見情報の反映として自らの保安活動に反映しているか。また、川内原発1号機の特別点検において、当該箇所点検は実施されたかその結果は如何であったか、報告されたい。</p> <p>参考資料：原子力産業新聞2022年8月2日「仏規制当局、EDFのSCC対応を承認」</p>
<p>回答</p>	<p>○フランスのCivaux(シボ―)1号機にて発生したPWRの安全系注水配管に応力腐食割れについては、配管内に滞留する1次冷却材の熱成層化等の影響とみているものの、原因究明には至っておらず、フランスにて引き続き原因について調査中である。</p> <p>○上記の状況を踏まえ、本件については、第54回NRA技術情報検討会(2022年7月28日)においても継続案件となっている。 (参考URL：https://www.nra.go.jp/data/000399309.pdf)</p> <p>○当社としても、フランスの調査状況及びNRAの技術情報検討会等による検討状況は注視しており、今後の調査状況等を踏まえて、必要に応じて対応していきたい。</p>

追8-11 (後藤委員 提出資料2 9.)	<p>「ボーイング737墜落：NRCのデジタル計装制御評価プロセスに向けた教訓」のサマリ（案）令和4年11月24日資料56-2-3-2 技術情報検討会・技術基盤課について</p> <p>このレポートは、2018年と2019年のボーイング737MAX 8の墜落事故に係る当局の調査報告書を体系的に評価しているもの。直接、原子力の問題ではないが、米国NRCも重視している計装制御評価に係る重要な問題とも考えられるため、川内原発に対しての影響について評価するべきと考える。</p>
回答	<p>○令和2年のNRA技術情報検討会において、NRCの規制基盤近代化活動を継続注視することとされたものの続報として11月に報告されたものと認識している。</p> <p>米国NRCがデジタルI & Cの技術をいかに効率よく規制するかということでボーイング737の事故から学ぶことができないかとの視点でまとめられている。</p> <p>○本報告では原子力発電所と航空工学のシステムの間で「単純に比較することはできないということがNRCの分かったことである」とされている。</p> <p>さらに、米国デジタルI & Cに関するNRCの規制基盤に何か問題があるか考えたときに「ボーイング墜落事故から学ぶ課題は見つけられなかった」とされている。</p> <p>○規制としてのNRCの教訓としてはデジタルI & C改造に対する監督プログラムを改善し続ける必要があるとされている。</p> <p>また、デジタルI & C改造に伴う不具合があまり原子力では起きていないので 他産業の運転経験の収集と共有を増やす手段を模索すべきとされている。</p> <p>○いずれも規制側への教訓が示されているものである。</p> <p>○なお、川内原子力発電所については、順次デジタル化へ更新しているが、納入にあたり適切な調達管理及び必要な検査を実施してきおり、デジタル化にともなう不具合はこれまでに確認されていない。</p>