

東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ
(2025年版)(案)に対する意見公募の結果について

令和7年9月17日
原子力規制委員会

1. 概要

東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ
(2025年版)(案)について、意見公募を実施しました。

期 間： 令和7年7月17日から同年8月15日まで(30日間)

対 象：

➤ 東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ(2025年版)(案)

方 法： 電子政府の総合窓口(e-Gov)及び郵送

2. 意見公募の結果

○提出意見数:5件¹

○提出意見に対する考え方:別紙のとおり

¹ 提出意見数は、総務省が実施する行政手続法の施行状況調査において指定された提出意見数の算出方法に基づく。なお、今回の意見公募において、提出意見に該当しないと判断されるものは(6件であった。)

**東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ（２０２５年版）（案）
に対する御意見への考え方**

令和７年９月１７日

原子力規制委員会

整理 番号	御意見	考え方
1	➤ P14 IC 温度測定箇所が 1 ページ前の系統構成図のどの部分の温度を計測しているのか図示されると分かりやすいので追記してはどうか。 ➤ P15 「考えることは容易である」「阻害されることは自明である」といった表現はやや主観的な印象を与えるので、報告書としては、もう少し抑えたトーンで客観的な記載としてはどうか。 - P18 ➤ ・「原子力規制庁が行った事故の分析」とあるが、事故分析検討会もしくは原子力規制委員会ではないか。 ➤ ・実条件での性能確認については、「可能な限り・・・行うことが必要」となっているが、日本語的には「可能な限り・・・行うことが望ましく」ではないか。 ➤ P25 ・「水蒸気等の不活性ガス」との記載があるが、不活性ガスに該当しないのではないか。	➤ 御意見を踏まえ、図 1 に温度計の位置を追記します。 ➤ 御意見を踏まえ、「可能性が考えられる」「可能性は否定できないものの」にそれぞれ、記載を修正します。 ➤ 御意見を踏まえ、「原子力規制委員会が行った事故の分析」に記載を修正します。 ➤ 御意見を踏まえ、「・・・行うことが望ましく」に記載を修正します。 ➤ 御指摘を踏まえ、「水蒸気や不活性ガス」に記載を修正します。
2	◎「第 1 章」ならびに「別添 1－1」に関して ➤ 1＜該当箇所＞ 「第 1 章」13 頁の図 1、「別添 1－1」の図 2～5 の原図である東電作成の模式図、および「別添 1－1」の図 8 ＜内容＞ 原子炉設置許可を受けた申請書添付図面では、2 系統ある非常用復水器の各ドレン管は、同じく 2 系統ある再循環系 P L R のポンプ吸い込み側配管に別々に接続されることにな	➤ 模式図については、説明する目的に応じて最も適切と考えられるものを用いています。御指摘の模式図は、系統構成及び系統の高さの理解に資するとの観点から適切なものを用いたものです。そのため、原案のとおりとします。

整理 番号	御意見	考え方
	っていましたが、工事段階で無断変更がなされ（原子力安全・保安院は法令には抵触しないと容認＜2012. 2. 27 指示＞）、「非常用復水器A」のドレン管は「PLR-A」には接続されずに「非常用復水器B」のドレン管に接続され、1 本になったドレン管（2 系統分）が「PLR-B」に接続されているはずですが＜東電 2012. 3. 12 保安院宛報告＝2012. 6. 20 東電最終報告添付資料・添付 8-6(2)＞、上記各図の原図である東電作成の「非常用復水器模式図」では、その無断変更後の IC ドレン管と PLR との接続状態が“実態に即して正しく（図では遠回りに）” 模式化されています。 一方、同模式図では、図の右端に原子炉建屋壁面と大気放出用の IC ベント管出口 2 系統（通称「ブタの鼻」）が描かれ、同壁面に近い側に位置する IC タンクは「非常用復水器 B」と説明されています。ところが、実際には、「ブタの鼻」が設置された原子炉建屋の西側壁面＜4 7 回資料 2－1：9 頁外＞に近い側の IC タンクは「非常用復水器 A」と表示されており＜4 9 回資料 2：1 1 頁の図、「別添 1－2」図 1＞、「第 1 章」1 6 頁図 2 および「別添 1－1」図 6 の写真でも「非常用復水器（A）」と表示された左側のタンクの奥（左端）に壁面らしきものが写っていることから、同模式図の IC 系統の説明は間違い（A・B が逆）だと思われます。そして、その原因は、本来は図の左端（「非常用復水器 A」の左側）に描かれるべき原子炉建屋西側壁面（ブタの鼻）を、図の右側に描いたためと思われます。そのように模式化が根本的に間違っている同模式図を何の注記もなく引用掲載することは不適切なので、本「取りまとめ（案）」において壁面位置の	

整理 番号	御意見	考え方
	間違い（左右が逆）をきちんと指摘おくべきです。 次に、規制庁作成と思われる図8の模式図では、I Cタンクから下降する2系統のI Cドレン管が、格納容器の外において合流し、その後に格納容器内に入るよう図示されています。ところが実際には、格納容器外では2系統は別々で、格納容器内で2系統が合流し、上記の無断変更によりB系ドレン管にA系ドレン管が接続され、その後「PLR-B」に接続されているはずです。また、おそらく参照したと思われる上記東電模式図が誤っているため、図8でも原子炉建屋の壁面に近い方が「I C (B)」と記載されていますが、模式図で可能な限り正確性を保つべきです。 ➤ 2<該当箇所> 「第1章」17頁 17～18行目 「事故当時に使用されていた事故時運転操作手順書については、I Cが自動起動した場合などの具体的な挙動・操作に係る記載等が不足していた」 <内容> 東電は、事故後に全て公開した「事故時運転操作手順書」（以下「事故時手順書」）以外にも、「設備別操作手順書」や「ユニット操作手順書」（以下「通常時手順書類」）を備えていたはずですが<事故時運転操作手順書（事象ベース）「I 総則 4. 関連するマニュアル」>、それら通常時手順書類は（東電が公表を拒否しているためか）現在まで未公開となっており、また、そのため、検討会参加者がそれら通常時手順書類の存在自体を認識できていないこともあってか、本検討会においてそれら通常時手順書類の検証は一切なされてい	➤ 御指摘の箇所の根拠については、別添1-1に記載しているとおり、事故時操作手順書のフローチャートの表記が理解しにくいものであったこと及び本文 p17 の記載のとおり、2号機の事故対応を踏まえて記載したものです。また、非常用復水器は、プラント通常運転時において待機状態であり、非常時等においては、原子炉圧力高等の信号により自動起動するものです。そのため、プラント通常運転時における操作等を調査対象にしたものではありません。

整理 番号	御意見	考え方
	ません。 しかしながら、I Cが「常用設備」と位置付けられるのであれば<50回資料6-2:5頁>、(表題から推測するしかありませんが)「設備別操作手順書」にI Cに関する「具体的な挙動・操作に係る記載」があることが十分に推察されます(東電がそれを否定するのであれば、それを証明するためにも公開が必要です)。 したがって、事故時手順書の検証だけで「I Cが自動起動した場合などの具体的な挙動・操作に係る記載等が不足していた」と結論付けるのは根拠不十分であり、早急に東電に対し通常時手順書類の公開を求め、それらも検討した上で、手順書類の記載不足の有無を判断すべきです。 ➤ 3<該当箇所> 「第1章」18頁 5～6行目 「非常時(異常が発生した状態)においても効果的に当該設備を活用できるよう手順書の整備、運転員への伝達及び教育訓練等を行う必要があること」 <内容> 「手順書の整備、運転員への伝達及び教育訓練等を行う必要がある」との教訓は、具体性に欠ける一般論でしかなく、それは、検討会での手順書類や保安教育についての実態調査・検証が不十分なことの証左です。 まず、東電は、事故前年の2010年2月に「大規模地震発生」を含む「第22章 自然災害事故」という「事故時運転操作手順書(事象ベース)」(以下「地震手順書」)を新規作成・整備しています。ところが、検討会の議事録・提出資料を見	➤ 新規制基準では、東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、地震や津波への対策の強化に加え、重大事故等が発生した場合の十分な対策を要求しています。さらに、想定を超える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が発生し発電用原子炉施設に大規模な損壊が発生した場合でも対処できるよう設備を整備するとともに、関連する手順書、体制の整備を行うよう要求しています。御指摘の自然災害や事故時における運転員等の対応については、既に規制に反映されており、事業者において、緊急時等の訓練を実施し、評価することで改善に取り組んでいくこととなっており、その実施状況については、原子力規制検査において、確認しています。また、検査についても、旧制度での保安検査等は見直され、令和2年4月より始まった原子力規制検査を通じて、保安教育の実施状況を含めた保

整理 番号	御意見	考え方
	る限り、東電はその存在に一切言及せず、資料提供もしていません。そのため、検討会参加者の大半は、地震手順書の存在を認識しておらず、同手順書が「震度5弱以上または、地震加速度区分Ⅲ（基準点地震加速度 45gal 以上）」を導入条件とし、地震加速度大による自動スクラム・外部電源喪失・津波等への対応手順などが示され、さらに「4. 中越沖地震（柏崎）の教訓」も記載されていることなどを、全く把握していないと思われます。その結果、東電が、上記導入条件を満たす強い地震発生（立地地域で「震度6強」＜2011.12.2 東電中間報告添付資料・添付3－1＞）を受けて1～3号機が自動スクラムした事実・経緯について意図的に言及せず、「そのような状況で適用される運転手順書は、事故時運転操作手順書（事象ベース）のうち、原子炉スクラム事故、主蒸気隔離弁閉の場合、に相当いたします」＜47回資料2－2：4頁＞などと説明していることに対し、検討会参加者の誰も、地震手順書の導入条件その他について指摘・質問できなかったものと思われます。したがって、検討会においては、まず、地震手順書が整備された目的・経緯や内容を調査することが必要で、他の原発でも教訓化できるよう、<u>具体的にどのような「手順書の整備」が求められるのか</u>を議論すべきです（下線部が重要）。 また、検討会に求められる役割は、「運転員への伝達及び教育訓練等を」<u>具体的にどのように「行う必要がある」</u>のかを示すことにあるはず（下線部こそが重要）。そのためには、事故前には<u>どのように「運転員への伝達及び教育訓練等」</u>（以下「教育訓練等」）が行なわれていたのか、きちんと実態	安活動について、適切に実施されているかを監視しています。 なお、事故分析検討会においては、確認した事実に基づき、調査・分析を行っており、その範囲を結果として中間取りまとめとしております。

整理 番号	御意見	考え方
	調査することが必要です。具体的には、上記 2010 年 2 月新規作成の「地震手順書」や、同じく事故前年の 2010 年 7 月 1 日施行の「保安規定変更」（主蒸気逃がし安全弁（逃がし弁機能）より、非常用復水器が先行して自動起動する運用変更＜「別添 1－1」7 2 頁表 2 および下線部の記述＞）や、さらに保安規定変更に伴って「なされるべき／なされたはず」の事故時手順書等の改訂について（上記 3 つをまとめて、以下「前年の変更等」）、いずれも第 2 6 回定期検査（2010. 3. 25～10. 15）という機会を活かして、教育訓練等が<u>具体的にどのよう</u>に「なされたのか／なされなかったのか」、そして、それらの教育訓練等が 2011 年 3 月の事故前までに「なされなかった」場合は、その理由や根拠（東電の言い分）を確認・検証する必要があります。ちなみに、1 号機地震手順書には、1 号機には存在しない「RHR」や「RCIC」という誤記載（最初に作成された 2 号機地震手順書をひな型に 1 号機用を作成した際のチェックミスと思われます）が残されていますが、同手順書を実際に運転員らで読み合わせたり、「当該手順書に従ってステップ毎にチェックしながら操作」＜事故時運転操作手順書（事象ベース）「Ⅱ まえがき 3. 手順書の具体的使用方法」＞するような実践的な教育訓練等が一度でも行なわれていれば、1 号機運転員の「誰かが／誰でも」上記誤記載に気付くはずで（この前提に東電が異を唱えるのなら話は別ですが）、上記誤記載の存在は、新規作成後から事故前までに教育訓練等が全く行われていなかったことの証左です。 そして、保安規定第 1 1 8 条では、運転員への保安教育（実	

整理 番号	御意見	考え方
	施時期・実施時間)は「3年間で30時間以上」とされているだけで、保安規定・手順書などの重要な変更があった場合、<u>どの程度の期間内にどのような内容・方法で教育訓練等を行なうべきなのか、具体的に規定されていません</u>。そのため、東電が、保安規定の同条項を根拠に、前年の変更等の教育訓練等を速やかに実施しなくても保安規定上は特に問題ないと意図的に先送りしたため、事故時に1号機運転員が前年の変更等を全く知らなかったという可能性が、十分に考えられます。 同様に、東電が「15:03に「操作手順書で定める原子炉冷却材温度変化率 55℃/h が遵守できないと考え」、I Cを停止したと報告している」＜47回資料2－1：11頁＞との規制庁の指摘に対し、改めて東電は「原子炉減圧操作時に要求される原子炉冷却材温度変化率 55℃/h について、それを遵守することを考えたものと推定されます」＜47回資料2－2：6頁＞と説明していることから推察すれば、運転員はI C手動停止操作を行なった際、保安規定第77条第3項「当直長が異常の収束を判断するまでの期間は、第3節運転上の制限は適用されない」こと（注：「原子炉冷却材温度変化率 55℃/h」は「第3節運転上の制限」の一つ）＜47回資料2－1：18頁＞を認識していなかったことが窺えますが、保安規定第76条・第77条は平成20（2008）年6月26日施行のため、事故時までの2年半以上もそれらの保安教育が実施されなかったことが推察されます。 一方、国も、炉規法第37条第5項の「原子炉設置者は、…前項の規定の遵守の状況について、主務大臣が定期的に行う	

整理 番号	御意見	考え方
	検査を受けなければならない」との規定や、実用炉規則第16条の2第1項の「法第37条第5項の規定による検査は、毎年4回行うものとする」との規定に基づき、四半期に一度の検査（規制検査）を行なっていたはずですが、前年の変更等が半年から1年も教育訓練等されず、保安規定第77条等が2年半以上も保安教育されていなかった実態を事故前に全く把握できなかった・見逃していた原因を、自ら究明することが必要です。 以上のとおり、前年の変更等や保安規定第77条等についての東電の保安教育の実態調査を行った上で、調査結果に基づき「運転員への伝達及び教育訓練等を」<u>具体的にどのような「行う必要がある」のかを教訓化して、現行の事業者の保安教育（とりわけ実施時期・頻度・対象者など）のあり方を全面的に見直し、一方、国も、現行の規制検査のあり方を全面的に見直す必要があります。</u> ➤ 4＜該当箇所＞ 「第1章」18頁 12～14行目 「津波襲来までの期間、事故時の運転員の操作については、操作手順書に基づき確実に実施され、…ICは所定の機能を発揮し原子炉圧力は制御できていたと考える」 ＜内容＞ 津波前の運転員のIC操作について、「操作手順書に基づき確実に実施され」ていたと肯定的に評価しています。 その点に関して、規制庁は保安規定第77条第3項（以下「保安規定同条項」）＜47回資料2－1：18頁＞を認識しており、それを踏まえて規制庁岩野係長は「55℃/h 制限はス	➤ 御指摘の箇所については、記載のとおり、津波襲来までは非常用復水器等により原子炉圧力の制御がなされていたことを記録等により確認しています。 また、津波前後のICに係る解析については、ICの持つ冷却機能や作動時の原子炉の挙動など、安全機能の本質的な部分について今後も本検討会で調査を継続していきます。 なお、手順に係る部分の議論については、第48回事故分析検討会の議事録を御確認ください。

整理 番号	御意見	考え方
	クラム時には適用されないというふうに認識をしております」と明言した上で、「東京電力におかれてはここを踏まえて次回以降、説明のほうをお願いします」と要望していました<47回議事録：24頁>。ところが東電は、その後の会合でも、保安規定同条項を踏まえた最善・適正な操作について一切説明をしていません<47～50回議事録>。 そもそも保安規定は、炉規法第37条第4項により東電に遵守義務が課せられているものであり、また、実用炉規則第7条の4で「…原子炉設置者は、保安規定に基づき要領書、作業手順書その他保安に関する文書…を定め、これらを遵守しなければならない」とされているため、津波前の運転員のIC手動停止操作が、地震手順書や、手順書の上位文書である保安規定を遵守して「確実に実施」されたのかどうかを検証すべきですが、検討会ではそのような観点からの検証は全くなされていません<47～50回議事録>。 さらに、地震手順書では「地震においては、その地震動の大きさにより動作を期待する系統・機器が運転不能となる恐れがあるため、…健全な系統・機器により原子炉を冷温停止する…」<1. 事故概要>と指示されていることに鑑みれば、地震後に「操作手順書に基づき確実に実施され」るべき操作とは、自動起動したICをそのまま継続作動させて冷温停止に向けて急速減圧（SHC作動圧まで）すること以外にはないはずで、異常時にはそのような急速減圧・冷却が必要だからこそ、それを容認する保安規定同条項が定められているはずです。この点、更田上席技監も「…地震直後にこれは大ごとだって本当に大きな事故だ」という認識が中操です	

整理 番号	御意見	考え方
	ぐにできていれば、そこで55℃/hが出てくるのはおかしい」、 「そこで 55℃/h は一般にたたき込まれているからと言われても、じゃあ事故に対する、事故というか発生直後の認識が すごく緩やかなものだった。ひどい言い方すると甘かったと いうふうに推測もされる」などと述べ<47回議事録：27 頁>、「…操作手順書で定める原子炉冷却材温度変化率 55℃ /h が遵守できないと考え」I Cを停止した旨の東電の説明< 47回資料2－1：6頁>に、疑問を呈しています。ただし、 そのような議論がなされた際も、保安規定同条項や地震手順 書を踏まえてなされるべき操作については検討されておら ず（東電からの説明もなく）、操作が「確実に実施されてい た」と判断できるような根拠はありません。 また、「I Cは所定の機能を発揮し原子炉圧力は制御でき ていたと考える」とも評価しています。 ここで、前年の保安規定変更で原子炉圧力高に対し原子炉 水の減少を伴うSRVでなく原子炉水の減少のないI Cが 先に起動するようにされたことに鑑みれば、地震後に自動起 動したI Cが発揮すべき「所定の機能」とは、炉水を維持し ながら、地震手順書記載の冷温停止という最終目標の早期実 現に向けて、保安規定同条項で容認された原子炉の急速減 圧・冷却（55℃/h 以上）を行なうことだと思われます。また、 地震手順書には、保安規定第76・77条などが明記されて いることから<3.（3）関連規定>、事故前に同手順書の保 安教育が適切に実施されていれば、運転員の誰かは「55℃/h 制限はスクラム時には適用されない」ことを正しく認識でき ていたはずで、ところが、実際に運転員が行った操作は、	

整理 番号	御意見	考え方
	上記のとおり「事故というか発生直後の認識がすごく緩やかなものだった。ひどい言い方すると甘かった」と指摘されるようなもので、地震後に１号機で唯一「冷やす」機能を担っていたＩＣを２系統とも手動停止し、その後はＩＣ１系統で漫然と原子炉圧力制御（間欠冷却）を繰り返していただだけで、巨大地震直後・津波警報発令後のそのような甘い認識による切迫感のない操作が事故の拡大・悪化を招いた可能性が高いのです。 そして、運転員が、地震手順書や保安規定同条項を直ちに思い浮かべ、地震後に自動起動したＩＣを継続作動させ急速減圧・冷却していたなら、津波直前（全電源喪失によるＩＣの機能喪失前）までに一定程度の原子炉冷却・崩壊熱除去ができていたはずで、その津波直前までの冷却と崩壊熱減衰の効果により、事故当日夕方に１号機で生じたと推測される早期の炉心露出・溶融（ＪＮＥＳ解析では地震発生後２～３時間後、東電解析では同３～４時間後＜ＪＮＥＳ「東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故に係る１号機、２号機及び３号機の炉心の状態に関する評価」（２０１１．９）表３－４＞を一定時間先延ばしできたはずです。そして、その炉心露出・溶融先延ばしによる時間的猶予を活かして、実際に東電が津波後に講じた各種事故対応（代替冷却準備やバッテリー等電源確保など）が適時適切に行われていれば、炉心露出・溶融自体やそれに続く水素爆発なども回避でき、１号機水素爆発による２・３号機復旧作業への悪影響・事故の拡大連鎖をも断ち切れた可能性さえあると推察されます。 以上のとおり、津波前の運転員のＩＣ手動停止操作やそれ	

整理 番号	御意見	考え方
	を正当化する東電の弁明を、地震手順書や保安規定同条項（東電に遵守義務あり）と一切照らし合わせることなく、肯定的に評価することは、完全な誤りです。また、検討会の「非常用復水器（IC）に関する事実関係を明らかにし当該設備に対する疑問を解消するとともに、ICを通して事故時対応の教訓を見出す」との目的に鑑みれば、検討会参加者の専門性・知識技能を活かし、津波直前までのIC継続作動による急速減圧・冷却がなされた場合の津波後（SRVで減圧・主蒸気放出）の原子炉圧力・水位の経時変化について定量的解析を行ない、それに基づき具体的な事故の進展（炉心露出・溶融や水素爆発等の回避可能性）を検証することが強く求められます。そのような定量的解析・検証を行わず、明確な根拠もなしに肯定的評価をするのは時期尚早です。	
3	➤ <該当箇所>18 頁 12 行目以下 <内容> 【意見】 「津波襲来までの期間、事故時の運転員の操作については、操作手順書に基づき確実に実施され、原子炉圧力に係る記録によると、ICによる原子炉圧力が確認できており、ICは所定の機能を発揮し原子炉圧力は制御できていると考える」との記載については、更なる検証が不可欠である。 【理由】 （１）東電の保安規定 77 条第 3 項は「第 76 条第 1 項の異常が発生してから当直長が異常の収束を判断するまでの期間は、第 3 節運転上の制限は適用されない」と定めており、76 条 1 項（１）は「原子炉の自動スクラム信号が発信した場合」	➤ 御指摘の箇所については、記載のとおり、津波襲来までは非常用復水器等により原子炉圧力の制御がなされていたことを記録等により確認しています。 なお、「55□/h」の記載は「55℃/h」として解釈しました。原子力規制委員会は、引き続き、予断を持たず、客観的な事実に基づいて当該事故の調査・分析を行っていきます。

整理 番号	御意見	考え方
	としているから、本件事故当時は操作手順書に優先する認可を受けた保安規定 77 条 3 項に基づき、55℃／h の運転制限は適用してはならなかったはずである。なぜ保安規定 77 条 3 項に従わなかったのか更なる検証が必要である。 日本原子力学会和文論文誌 (2013)「福島第一原子力発電所事故に関する 5 つの事故調査報告書のレビューと技術的課題の分析 事故の進展と原因に焦点を当てて」 https://www.jstage.jst.go.jp/article/taesj/advpub/0/advpub_J12.036/_pdf/-char/ja では、IC で原子炉圧力 6 ～ 7 MPa に維持する規定は「MSIV の再開ができるまでの、いわば「場つなぎ」としての役割であると考えられる」としている。他方で、大地震発生＋原子炉スクラム停止＋外部電源喪失においては「IC による原子炉圧力の維持を試みるのではなく」「できるだけ早く原子炉を冷温停止に移行することを考えるべきであったと判断できる」とされている。さらに「IC は、原子炉を高温停止状態に維持することを意図した系統であり、IC 本来の目的を十分に理解していれば、今回のような地震による原子炉スクラム時に IC を用いて冷温停止に移行すると考えるのはむしろ不自然である」ともされている。 「JAEA-Technology2014-036 福島第一原子力発電所 1 号機において地震に起因する冷却材漏えいが事故の原因になった可能性があるという指摘について」 https://jopss.jaea.go.jp/pdfdata/JAEA-Technology-2014-036.pdf	

整理 番号	御意見	考え方
	においても「15 時 17 分以後、運転員は、IC 1 系列（IC-A）のみを手動で 3 回起動・停止しているが、東電事故調では、「この操作は手順書に従って原子炉圧力を 6～7 MPa の範囲に維持しようとしたものである」としている。この結果、記録が残っているスクラム後約 30 分間において、原子炉圧力は SRV の作動設定圧以下に維持され、SRV が作動することはなかった。ただし、今回のように大地震により原子炉がスクラムしさらに外部電源も喪失した状態において、原子炉圧力を高圧に維持することが適切であるかは疑問である。」などとされている。 「着々と進む中国の原子力開発 奈良林 直（東京科学大学 特定教授） https://jinf.jp/feedback/archives/45666 においても、「一方、津波の被害を受けた福島第一 1 号機の非常用炉心冷却装置である隔離時復水器 2 基が地震直後に保安規定に定めた毎時 55℃を遙かに超える 3 倍のスピードで冷えたため、1 基を止め、残りの 1 基をオンオフ運転していたところ、オフの状態で津波が来襲してメルトダウンに至った。事前に津波襲来時の訓練がされていれば、保安規定の矛盾に気づき、事故が防げたであろうことも紹介した。」とされている。 なお、2 号機では R C I C の手動起動で対応がなされているが 55℃/h の運転制限が意識された形跡はない。運転員が近接している 2 号機における操作との対比も行われるべきである。 （2）保安規定添付 1 原子炉がスクラムした場合の運転操作	

整理 番号	御意見	考え方
	基準（第 77 条関連）では「非常用炉心冷却系、非常用交流電源及び非常用ガス処理系等が自動作動した場合は、2 つ以上の独立した計器により状況を確認するまでは、自動作動が正しいものとして対処し、不用意に手動停止しない」とある。非常用復水器が自動起動した後は自動起動が正しいものとして対処し、不用意に手動停止してはならなかったのではない。検証すべきである。 （３）１号機事故時運転操作手順書には「Ⅳ 自然災害編」「第 22 章 自然災害事故」の定めがあり、本件事故時には「２２－１ 大規模地震発生」「Ａ－１ 大規模地震発生の場合（自動スクラムした場合）」「（Ｅ）外部電源喪失の場合」が真っ先に参照されるべきである。大規模地震発生時には余震や火災、機器の損傷などがあり、これらの影響を確認するためにも高温待機ではなく緊急減圧・緊急冷温停止が目指されるべきである。周辺の被害によっては電力回復が遅れたり燃料が枯渇することもあり得る。一般的なスクラム停止の手順書ではなく、自然災害・大規模地震に特化した「自然災害編」が遵守されなかった理由について詳しく検証すべきである。 （４）そもそも非常用復水器がＳＲＶよりも優先的に起動する可能性が高まった平成 22 年保安規定変更認可による設定値変更について本文において検証すべきである。この点、70 頁以下には「３ 設置許可における設計方針及び作動設定値等」「１」設置許可における基本設計及び解析条件等」「２」非常用復水器、主蒸気逃し安全弁（逃し弁機能）の作動条件等」の記載があるが、本文ではこの設定値変更について何ら	

整理 番号	御意見	考え方
	検証されていない。 この点、松岡猛教授は「福島第一原子力発電所事故の PSA の観点からの検討（再検討）」 http://mats121.world.coocan.jp/SSS2018-4.pdf において「IC の運転継続時間から考えて本事故時に 1 号機で IC を使用したのは間違いといえる。HPCI を選択していれば 1 号機の炉心損傷確率は 2,3 号機と同等となっていた。1 号機が 5 時間以内に炉心溶融に至ったのはたまたまではなく IC を起動させたためほぼ必然であった」と結論づけている。 まずは平成 22 年の IC の設定変更が無かった場合のシナリオを吟味し（その場合は 2 号機と対比すると SRV による減圧と HPCI による水位回復がなされるはずであり、全電源喪失後も数日は冷却が継続した可能性がある）、なぜ平成 22 年にスクラム停止圧力高だけでなく、IC の設定値も変更したのか、その意図を探求し、それが適切であったのかを検証すべきである。長年 IC の実働実績・経験が存しなかったのであるから、その IC の起動可能性を高める変更をあえてしなければならない理由が明らかにされるべきである。IC の設定変更がなければ事故は発生しなかった可能性があるからである。 そして、IC の設定変更について規制庁における安全審査が厳正に行われていたのかについても検証が不可欠である。その際には、非常用復水器が設置許可本文や添付書類八・十で安全評価されていることに鑑み、設定値の変更の際にも設置変更許可や工事計画認可・届出あるいは使用前許可などの監督手続も踏むべきではなかったかについても検証がなさ	

整理 番号	御意見	考え方
	れ、その結果を本文で記載すべきである。 さらに I C の設定変更が H P C I の自動起動に及ぼす影響も吟味すべきである。 また、保安規定変更許可の際に、東電運転員の I C への知識経験や手順書への反映についても審査がなされたのかについても検証すべきである。 今後、革新型軽水炉に非常用復水器を用いるというのであれば、1 号機を早々に水素爆発させ、2 号機・3 号機・4 号機の復旧を妨げた I C について深く検証すべきであり、「操作手順書に基づき確実に実施され」「I C は所定の機能を発揮し原子炉圧力は制御できていたと考える」などと早々に結論づけてはならない。	
4	(別添 3-3) 4 号機原子炉建屋の鉄筋コンクリート損傷から水素爆発 1 事象の検証について (-177-~-191-) ➤ 1. p. 179: (a) 損傷モード及び程度 L5~9「特に、これらの…(中略)…形態となっている。」 p. 185: 3. 3 鉄筋コンクリート配筋標準(建築基準法) L4~6「しかし、1F 建設時…(中略)…肝要である。」について Q: 原子力発電所の原子炉建屋は建築基準法が改訂されて、「既存不適格建築物」になっても、そのまま、使用されているような表現になっているが、これは正しいのか。 ➤ 2. p. 179 (c) 損傷モードの判定 L18~20「曲げ、せん断、ねじり/引張、圧縮、回転等に対して生じる損傷のモード…(中略)…整理することができる。」について	➤ 本節の主旨は、建設当時の建築基準法の配筋詳細が、現行の規定に比べ単純であることから部材ごとの破壊モードが比較的想定しやすいことを利用し、部材の損傷状態から水素爆発の位置や規模を推定する手法を示したものです。したがって、建築基準法における既存不適格建築物について言及したものではありません。 ➤ 部材の損傷モード(曲げ、せん断等)の判定は、作用力と損傷状態との関係性から算出されるもので、ここではこれらの関係性から水素爆発の位置や大きさを推定しようとするものです。したがって、「回転」だけに着目しているものではあ

整理 番号	御意見	考え方
	Q：この「回転」に対して損傷するという理解で良いか。 ➤ 3. p.182 L2～4「特に、損傷を…（中略）…評価指標として有効である。」について Q：加速度及び速度が弾性領域の指標であるとの記述があるが、力学的な意味が全く理解できない。また、「塑性域を超えたエネルギー則」とはどのような法則か。 ➤ 4. p.182 L6～8「なお、4号機原子炉建屋の損傷調査では、放射線汚染環境下にある回転角、変位・変形等の客観的な調査・計測ができないことから…（中略）…ことになる。」について Q：これは事実なのか。「放射線汚染環境」という正式な用語があるのか否か存知ないが、貴庁の文書にこのような記述があることに驚く。貴庁発の「風評被害」になりかねないのではないか。 ➤ 5. p.182：3. 1 鉄筋コンクリートの損傷評価	りません。 ➤ 4号機は、水素爆発により複数の壁床・梁柱部材が大きく破壊に至る損傷を受けています。こうした現状において損傷を含めて性能を定量的に評価しようとした場合、部材ごとに損傷程度や破壊モードによりエネルギーの吸収等が異なることから応力ひずみ関係については非線形を示すことになり、エネルギー則等を用いて性能評価をする必要があると考えています。 なお、エネルギー（一定）則は、線形系の最大応答変位から非線形系の最大応答変位を簡便に計算できる手法として、N. M. Newmark らにより 1960 年に提案されたものであり、具体的には、部材の塑性化に伴って、構造物に作用する荷重の最大応答値が減少する（ソフトニング）大きさを評価するための手法で、作用力による構造物の最大運動エネルギーは一定であるという仮定の下で、最大ひずみエネルギーの応答値が同一であるとした方法を意味しています（日本道路協会道路橋示方書耐震設計編（平成 24 年版）用語より引用）。 ➤ 4号機は、水素爆発により放射性物質による汚染環境下にあることから、容易に損傷等の調査計測ができないことを示したものです。御指摘を踏まえ、「放射性物質による汚染環境下」に記載を修正します。 ➤ 鉄筋コンクリート造の設計では、要求機能に応じて柱梁・壁

整理 番号	御意見	考え方
	②構造形式 L18 ～19 について C：鉄筋コンクリート構造では、柱梁構造でラーメン構造を利用しないことは極めて難しく、また、梁を内蔵させないで壁床構造を構築することもなかなか難しい。この件の意味がよくわからない。 ➤ 6. p.182：3. 1 鉄筋コンクリートの損傷評価 ②構造形式 L19～L20 について C：「構造形式により応答応力の算定が異なる。」という記述の意味がよくわからない。構造物に外乱が加わり、それに対応する応力を算定する場合、力の釣り合い・変形の適合・エネルギーの保存（停留）の物理学の基本原理を利用するだけで、構造形式や計算方法によって外乱に対する応力が異なるような表現は不適切である。 ➤ 7. p.183 L1～2「ピーク以降のソフトニングをどのように評価するかが重要である。」について C：その通りであると思う。残念ながら、ソフトニングを評価しうる解析法、実験法で一般的に利用しうるものは、現在のところ、無い。解の唯一性が保証できない領域である。構造物が崩壊するまでの挙動を追跡できればありがたいのであるが、夢物語である。	床等が適切に配置され、これらの配置及び鉄筋配筋により外力に対して抵抗するものであり基本的考え方を示したものです。 ➤ 「力の釣り合い・変形の適合・エネルギーの保存（停留）の物理学の基本原理を利用するだけ」との指摘については、主に許容応力度設計法における設計の基本的考え方であり、破壊に至る損傷を受けた構造物等の性能の診断には必ずしも適用される考え方ではないと考えています。ここで重要なのは、新設設計ではなく、損傷を受けた鉄筋コンクリート造の健全性診断を如何に客観的に評価するかであり、4号機は大きな損傷を受けている部材も存在することから、従来の評価法だけでなく最新の学術成果等を鑑みて評価することが必要と考えています。 ➤ 御指摘（解の唯一性の保証）については、梁柱構造のようにひずみが局在化する部材では難しい部分も存在しますが、壁床構造のように応力ひずみの均一性・分散性が保たれる場合などはピーク以降のソフトニングについても一定の解が推定されることを利用して検討を行うものです。 この考え方は、例えば、ひびわれた鉄筋コンクリートの引張剛性モデルを示した論文、「出雲、島、岡村、面内力を受ける鉄筋コンクリート板要素の解析モデル、コンクリート工学論文、Vol. 25, No. 9, Sept. 1987, PP107-120」に記載されています。

整理 番号	御意見	考え方
	➤ 8. p. 183 L4「ピーク以降のハードニング等」について C：鋼材である鉄筋のピーク以降も評価しようというのは、無理難題の領域である。 ➤ 9. p. 183 L15「壁部材は応力の分散均一化することから」について Q：一般論でそうなるのか。たとえば、小さな飛翔体の衝突、壁下端のせん断滑り破壊、壁のコーナーの圧壊、等々、破壊現象のほとんどは変形の集中である。 ➤ 10. p. 183 図7 部材毎の損傷の例〔梁〕塑性ヒンジ及び〔曲げ破壊〕の写真について C：梁端部の被りコンクリートが剥離脱落し、フープ筋らしき鉄筋が大きく変形している。これを「曲げ破壊」と断定するのは疑問である。「曲げせん断破壊」の可能性も大きい。ここ、すなわち、この梁端部が「塑性ヒンジ」として働いたと断定するのは、なお、難しい。コンクリートが圧壊・剥落した梁端部を塑性ヒンジとするのは無理であろう。柱で引張筋	➤ 鋼材は、ピーク以降は材料特性としてハードニングが生じることは明らかだと考えています。ここでは単独の材料の特性評価ではなく鉄筋コンクリート複合部材としての終局時の挙動に着目して、ピーク以降のハードニング域（またはソフトニング領域）での応答特性を考慮して損傷部材の評価を行うものです。 この考え方は、例えば、鉄筋の降伏以後をモデル化した論文、「玉井、島、出雲、岡村、一軸引張部材における鉄筋の降伏以後の平均応力—平均ひずみ関係、土木学会論文集 第378号/V-6 1987年2月 PP239-247」に記載されています。 ➤ 壁部材は、主筋、配力筋を等間隔に2方向に配筋することから発生する応力及びひずみは均一化・分散化されます。したがって、力学的評価として「平均応力～平均ひずみ関係」を構成モデルとして表現することが可能です。飛翔体の衝突等の事象は、応力集中や応答の局在化する特殊事象であり、区別して評価することで損傷評価が出来ると考えています。 ➤ 梁部材では、かぶりの損傷状況、ひび割れの発生状況及びひび割れ幅並びに曲げ・せん断等の破壊モード等の損傷状況を総合的に判断しています。今回の対象部材は、梁の引張部には曲げによるひび割れが若干発生しているものの、梁柱への固定端部は曲げが卓越した破壊ということで「曲げ破壊」としています。また、梁の圧縮部引張部の主筋はほぼ同量であり、柱も同様であることも塑性ヒンジの発生と判断した理由です。 なお、御指摘のとおり、梁損傷部の配筋は、せん断筋が量・

整理 番号	御意見	考え方
	と圧縮筋が同量であれば、抵抗曲げモーメントを少し小さく見積もって塑性ヒンジを仮定することは可能かも知れない。 ➤ 11. p. 184 図8「鉄筋コンクリート梁・柱部材の荷重～変形関係」は理解できない。コンクリートに「ひび割れ」が発生しても荷重～変形関係は線形のままだのように見える。「ひび割れ」による「非線形化」はコンクリートの本質の一つである。ここで、重ね合わせの法則が使えなくなる。この「非線形化」が明示されていない図は信用できない。 ➤ 12. p. 184 L1～3「設計では弾性設計を行うが…（中略）…認識すべきである。」について Q：ここでは、いわゆる「裏面剥離」のような現象は考えなくても良いのか。考える必要がないとする理由がわからない。 ➤ 13. p. 186 図11「壁部材の破壊モードの考え方」について Q：図中の説明に、「現行の建築基準法では、…（中略）…フック等の設置が義務づけられている」とあるが、これは本当か。図10「建築基準法による配筋ディテールの例」のどこがそれに相当するのかわからない。また、図11の「平面」の意味がわからない。 ➤ 14. p. 187	間隔共に現在に比べ少ないため破断していることも確認しています。 ➤ 図8は、梁・柱部材の荷重～変形関係を、鉄筋比や帯筋拘束の大小等を加味して模式的に表した一般的な関係図です。ここでひび割れ発生後の曲線が非線形化となっていないとの御指摘ですが、今回の損傷評価では、ピーク以降の大きな変形域が問題となっていることから、こちらを強調したことで立ち上がり部は線形的になっています。なお、図8の荷重～変形関係図は、主に上に凸の非線形で示されており、御指摘は当たりません。 ➤ 4号機鉄筋コンクリートの損傷は、参考資料[4]日本建築学会の建築物の耐衝撃設計の考え方(2015)に基づいて、ひび割れの発生やかぶり崩落等の損傷を考慮するとともに、ピーク以降の終局破壊まで評価するものです。また、飛翔体等の衝突により表面破壊、貫入、裏面剥離及び貫通の局部破壊が発生することがありますが、今回の水素爆発による損傷の分析では、こうした局部破壊も念頭に損傷の評価を行いますので、裏面剥離を除外しているものではありません。 ➤ 配筋詳細としてあばら筋、帯筋のフック、鉄筋の重ね継手や定着部にフックを設置したりする規定があり、過去の建築基準法の改訂では阪神淡路大震災等の大地震を受けるごとに配筋詳細は強化されてきています。また、図11の平面とは伏図のことです。 ➤ 図13のひび割れ図は、4号機の損傷部材の調査結果から代表

整理 番号	御意見	考え方
	図 13「梁部材の損傷レベルとひび割れ破壊」について C：ひび割れ図は理解できない。梁の上面は床スラブによる補強効果でひび割れが発生しにくいのかかもしれないが、補強効果の判断は極めて難しい。梁の上面からひび割れが発生すると考えるのが普通である。このひび割れ図は、p. 184 の図 9「作用の大きさによる部材抵抗性」と矛盾している。 ➤ 15. p. 190 L13～15「今回の損傷状態は、…（中略）…考えることが妥当と思われる。」について C：ひび割れ幅が大きくなることもなく、ひび割れが進展することなく、「端部の塑性ヒンジが生じた」というのは、何の根拠もない新説という以外にない。これまで人類が蓄積してきた力学体系の否定である。 ➤ 16. p. 190 L16～19「なお、これらの損傷調査から、…（中略）…判断することが妥当と思われる。」について C：「衝撃」及び「塑性ヒンジ」という言葉が、通常使われている意味だとすると、この件も理解できない。 以上	的かつ典型的なひび割れ及び損傷状況を模式的に表現したものです。既往の研究等で示された地震動等によるひび割れとは異なっていると認識していますが、そもそも今回の作用は水素爆発による衝撃波（面外力）という特殊性があることからこのような損傷が生じた原因ではないかと推定しています。 ➤ 4号機の鉄筋コンクリート部材等の損傷については、過去に同じように発生した事例は存在しない特殊な損傷形態と考えており、水素爆発により衝撃的に作用した損傷と考えられ、一般の鉄筋コンクリート造ではガス爆発による損傷と類似しています。 また、一般には従来の壁等の損傷の解析は、外力として地震力の面内力が主流で、今回は水素爆発により面外力が卓越したものとなっていることから、従来の破壊とは異なる損傷形態であったと考えています。 これまでの調査において、今回の損傷状態は、ひび割れが進展した形跡が現時点では明確には見られていないことから、一気に外力が（衝撃的に）作用したことで、梁では端部の塑性ヒンジが生じた可能性があることを考慮し、記載を修正します。 また、今後の調査方針についても、記載を追加します。 ➤ 「衝撃」及び「塑性ヒンジ」という言葉は、建築・土木分野で通常用いられているものと同義で用いています。具体的には衝撃荷重は、車の衝突や台風による飛翔体の衝突などであり、また、塑性ヒンジとは、曲げモーメントが全塑性モーメントを超え、部材断面全てが降伏し、ヒンジのように回転剛性を失った部分のことです。簡単に言うと、回転する力に抵抗できなくなった部分のことで、梁部材の崩壊モードの1つで「曲げ破

整理 番号	御意見	考え方
		壊」となります。 なお、建築基準法施行令第八十三条に「衝撃による外力」という規定があります。また、日本建築学会「鉄筋コンクリート構造保有水平耐力計算規準・同解説」には、塑性ヒンジの規定が示されています。
5	中間取りまとめ（２０２５年版）（案）について、意見を提出いたします。 ●被曝しながら原子炉建屋等に接近・立ち入って調査に当たられている方々に、感謝致します。 ●参考８のお蔭で、調査全体が俯瞰できます。今後も、とりまとめの度に付けて下さい。 ➤ ●本文１６頁の東電が紹介した設計を記載するのは書き過ぎです。事故の分析調査の範囲を超えています。 原発の新規導入を推奨しているかのようにも読めます。そもそも、事故を起こした東電が新規導入に向けた設計を紹介すること自体が有り得ない事ですし、あってはならない事です。とは言え、事業者が考えたり検討すること自体は止められないでしょう。「また」から「行う必要がある」までの段落は、せめて、本文からは削除して参考や添付にすべきです。 ➤ ●本文１８頁等に記載のように、実条件での動作確認・訓練等の重要性は、どんなに強調しても、強調しすぎることはないと考えます。「おわりに」などにも記載するなど、もっと強く打ち出すべきではないでしょうか。 ➤ ●シールドプラグに関する記載が「第四章」と「第五章 第四節」で離れているのが分かり難いです。 同じシールドプラグのことですから、「第五章 第四節」で	➤ 中間取りまとめの構成については、主な検討結果等を本文に記載し、調査・分析内容や検討結果について詳細な説明が必要と考えられるものは、別添を付して詳述しています。当該記載については、事故分析検討会において必要と判断し、記載しています。 ➤ 同上 ➤ 同上

整理 番号	御意見	考え方
	書かれている「シールドプラグの高汚染」の項目を「第五章第一節」に移動させ、それ以降の項目を一節ずつ繰り下げた方が良いのではないですか。もっと分かり易くなります。 ➤ ●第二章の1号ペデスタルのコンクリート損傷に関する調査は、今後も継続して下さい。 ➤ ●第三章の水素挙動に関する調査や知見の収集は、号機を問わず今後も継続して下さい。 2021年版とりまとめで3号建屋の多段階爆発説を提示しているにも関わらず、第二段階である可燃性ガスに関する記載が見当たらないので、不自然な感じを受けます。可燃性ガスの種類や発生源、5階への流入経路等はどうなっているのですか。 「調査中」だとしても、どのような理由で分析が長引いているのか、今後の分析予定がどうなっているのかなど、記載した方が良く考えます。 ➤ ●第五章 第三節の1号機ベントに係るモニタリングポスト等の分析は、今後も継続を望みます。 写真・動画・モニタリングポストの値等、複数の要素を突き合わせての分析は、世界で初めての取り組みでしょう。 1号建屋北側のモニタリングポストの計測値との比較等の結果は、次のとりまとめに盛り込んで下さい。 ➤ ●事故調査分析の進め方と目的について 多くの個人や組織の協力を得て調査・分析を進めているのは分かりますが、対象が殆どオンサイトに絞られていることに、国民の一人として抗議します。 オフサイト（敷地外）では、恐らく何十万人単位の人達が避	➤ 御意見をいただいた事項については、今後も事故調査を継続していきます。 ➤ 同上。 なお、水素爆発の解明については、「水素挙動」及び「水素爆発時に生じる圧力」の各項目において調査を進めており、継続的に実施しています。 ➤ 御意見をいただいた事項については、今後も事故調査を継続していきます。 ➤ 原子力規制委員会における東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析の目的、調査内容及びその進め方に対する御意見については、今後の活動の参考とします。具体的には、廃炉作業の進捗、現場の環境、人的資源、新たな情報・知見の収集可能性など、様々な状況や制約を踏まえて、その対象

整理 番号	御意見	考え方
	難を余儀なくされ、多くの土地・建物が放射性物質をかぶり ました。避難指示の発出がどのような根拠でどのようなタイ ミングでなされたのか、それによって住民の生活や人生がど のような影響（被害）を受けたのか、それらも調査対象に含 めるべきです。 事故を起こした事業者が提案した原発の新規導入に向け た設計を本文に盛り込む一方で、事故の被害者の声は聞きに 行かないのですか。原子力規制委員会の事故調査分析は、規 制委員会設置法に定められている、法的根拠のあるもので す。公務員は全体の奉仕者です。被害者にこそ、先ず向き合 うべきでしょう。「事故の調査分析を行います。どのような被 害なのか、お話を聞かせて下さい」と聞きに行くのが筋では ありませんか。 1号ベントのプルームの放出量・放出方向を調べようとして いるのは評価できますが、セシウムボールの生成量・生成過 程など、オフサイトで調べるべきことも山積していると考え ます。 この国の主権者の一人として、原子力規制委員会には、オフ サイトの調査、被害の様相を調べる調査を強く望みます。 提出した意見は私個人のものであり、他の如何なる個人・ 組織とも関係のないことをお断りしておきます。	や内容を選定しています。また、事故調査の進め方等は必要 に応じて見直しを行います。