

原子力利用における国際的な基準について

1. 原子力規制委員会設置法における目的について

原子力規制委員会設置法の第一条には、次のように、その目的が記されている：

「（前略）、原子力利用における事故の発生を常に想定し、その防止に最善かつ最大の努力をしなければならぬという認識に立って、確立された国際的な基準を踏まえて原子力利用における安全の確保を図るため必要な施策を策定、（以下、略）」

ここで、「確立された国際的な基準」とは具体的に明記されていないが、以下、述べる国際原子力機関（以下、IAEA と略）、西ヨーロッパ原子力規制協会（Western European Nuclear Regulation Association、以下、WENRA と略）、米国原子力規制委員会（NRC、USA、Nuclear Regulation Committee 以下、NRC と略）の基準であると見なしてよいであろう。

2. 社会常識としての深層防護と原子力分野における深層防護

2.1 社会常識としての深層防護

個人における医療保険、自動車保険、サイバーセキュリティ分野、航空（セキュリティ）分野など、深層防護思想は社会の多くの分野で採用されている[山本 2015]。

2.2 原子力分野における深層防護

原子力分野における深層防護の評価が高い例 [原子力学会 2013] [山本 2015] として IAEA [IAEA1996,2006,2012]、WENRA [WENRA2013]、NRC [NRC-NUREG2150] の深層防護や規制が考えられる。

これらを比較すると、それぞれ、層（またはレベル）の個数は必ずしも同じではないが、故障や異常事象の発見・防止と設計想定事故の防止、設計における想定を超えた事故としての過酷事故が起きた場合のその拡大防止・影響緩和、放射性物質の環境への放出とその影響の緩和という 3 種類の層（またはレベル）は全て含まれている。ここでは、過酷事故が起きた場合のその拡大防止・影響緩和は、IAEA の深層防護では第 4 層が対応している。

深層防護における 2 つのポイント [阿部 2014] [山本 2015] は以上の 3 例に共通する。

ポイント 1：各層（またはレベル）の信頼性

ポイント 2：各層（またはレベル）の独立性

各層が独立であるということは、一つの原因等で同時に複数の層の防護機能を失わないということ。逆に、他の層（またはレベル）で代替すべきではないということ。特に、4 層では過酷事故が起きることを前提に実効的な対策をとることが強調されている。

3. 原子力規制委員会「実用発電用原子炉に係る新規制基準の考え方について」（平成 28 年 6 月 29 日、同 8 月 24 日改訂）について

§ 2-4 深層防護の考え方において、次のように記されている：

「第4の防護レベルは、第3の防護レベルでの対策が失敗した場合を想定し、事故の拡大を防止し、重大事故の影響を緩和することを要求するものである。重大事故等に対する安全上の目的は、時間的にも適用範囲においても限られた防護措置のみで対処可能とするとともに、敷地外の汚染を回避又は最小化することである。また、早期の放射性物質の放出又は大量の放射性物質の放出を引き起こす事故シーケンスの発生の可能性を十分に低くすることによって実質的に排除できることを要求するものである。」

深層防護4層の実践は深層防護において必要不可欠であるが、規制委員会が上記の考え方をもちて第4層の実践を「実質的に不要」と判断しているなら「確立された国際的基準」からの逸脱であり、設置目的に違反するだけでなく、社会常識にも矛盾している。

規制委員会が水蒸気爆発を熔融燃料と冷却水との相互作用と間接的に表現して、かつ水蒸気爆発の可能性が少ないとして、発生した場合の対策を電力事業者に全く要求しなかったことなど、「確立された国際的基準」からの逸脱である。

以下に、深層防護4層、過酷事故が起きた場合の影響緩和に関連する相互に独立した論考を紹介する。

- 1) 米国原子力発電運転協会（INPO）、特別報告書[INPO2012]において、「予想できないことに備えよ（Prepare for the Unexpected）」と強調されている。
- 2) なぜ福島第一原発事故は想定外だったのか？そこには、Known knowns, Known unknowns という認知構造の外に Unknown unknown があることに関連しているという IAEA の技術的分析がある。[IAEA 福島報告—技術報告2]
- 3) 原発など複雑な技術システムにおける部品、部分系の中の隠れた相互作用にも対処すべきである [Perrow1999].
- 4) 低頻度であるが高影響を与える事象はブラックスワンと呼ばれ、系統的に分析されている[タレブ 2009]。この種の事象は、科学的・技術的分析の枠外と考えるべきかもしれない。
- 5) 地理学者、人類生態学者、進化生物学者であるジャレド・ダイヤモンドは自身の研究行動中における3度の生死の境目の体験に根ざして、危機に対する姿勢と建設的なパラノイアの意義を詳細に論じている。 [ダイヤモンド 2013]

1979年のスリーマイル島原発事故、1986年のチェルノブイリ原発事故そして2011年の福島第一原発の1、2、3号機の過酷事故と、32年間で、それぞれ別の国々で、型式の異なる5機の原子炉が過酷事故を起こしている。チェルノブイリ原発事故の影響の継続、福島第一原発の廃炉については、その費用の増大と40数年で完了するかどうか不明な作業の長期性が高影響であることは明白である。しかし、決して、低頻度の事象とは言えない。

どのような単数または同時的複数の起因事象からどのような経過で過酷事故に進展するか可能な場合を事前に完全に把握することは不可能であることは明白である。

再び「想定外」ということは、歴史の忘却であり、原子力規制委員会にとって社会的にも決して許されない。

資料（１）

深層防護，特に過酷事故の発生を防止できない場合のその影響緩和は，不確定さと不可知性に備えた叡智として堅持するべきと思われる。

4. 新規制基準における深層防護の浅さと甘さ

- ・過酷事故対応の要件として，汚染水，地下水対策と地下水対策の強化を図ることは規制対象外である。
- ・福島第一原発事故の1, 2, 3号機が経験されたような複数原子炉の同時的または連鎖的な過酷事故が起こる事態への対策は規制対象外である。
- ・福島第一原発事故の後，フランスは総勢300人からなる緊急対応部隊[FARN]を新たに設置したが，日本の新規制基準には対応する措置は取られていない。

5. 福島第一原発事故からの教訓としての長期移住への対応も深層防護「第6層」として追加するべき。

以上の理由により，「確立された国際的な基準」によらない審査は設置法の目的に違反している。

引用文献・情報

[山本 2015] 山本章夫「深層防護について改めて考える」2015年8月18日

http://www.aesj.or.jp/~safety/20150831_yamamoto.pdf

[規制委 20160824] 原子力規制委員会「実用発電用原子炉に係る新規制基準の考え方について」平成28年6月29日，同8月24日改訂。

<https://www.nsr.go.jp/data/000155788.pdf>

[原子力学会 2013] AESJ-SC-TR005 (ANX):2013 原子力安全の基本的考え方について第I編別冊深層防護の考え方，標準委員会技術レポート，日本原子力学会(2013)。

http://www.aesj.or.jp/sc/s-list/tr005anx-2013_op.pdf

[NRC-NUREG1860] NUREG-1860, *Feasibility Study for a Risk-Informed and Performance-Based Regulatory Structure for Future Plant Licensing*, US, NRC, December 2007.

<https://www.nrc.gov/docs/ML0734/ML073400763.pdf>

[IAEA1996] IAEA, INSAG-10, *Defence in Depth in Nuclear Safety*, Vienna,

1996. 「原子力安全における多重防護」1996年。

http://www-pub.iaea.org/MTC/publications/PDF/Pub1013e_web.pdf,

[IAEA2006] IAEA, SF-1, *Fundamental Safety Principles*, Vienna, 2006.

<http://www-pub.iaea.org/books/IAEABooks/7592/Fundamental-Safety-Principles>

[IAEA2012] IAEA, Safety Standards, Specific Safety Requirements, No.

SSR-2/1, *Safety of Nuclear Power Plants: Design*, Vienna, 2012.

http://www-pub.iaea.org/MTC/publications/PDF/Pub1534_web.pdf

[NRC-NUREG2150] NUREG-2150, *A Proposed Risk Management Regulatory Framework*, USNRC, April 2012.

<https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/staff/sr2150/>

[WENRA2013] 西ヨーロッパ原子力規制協会 (WENRA, Western Europe Nuclear Regulators

Association) , RHWG, Safety of New Nuclear Power Plant Designs, March, 2013.

http://www.wenra.org/media/filer_public/2013/08/23/rhwg_safety_of_new_npp_designs.pdf

[INPO2012] 米国原子力発電運転協会 (INPO), 特別報告書 : INPO 11-005 Addendum, *Lessons Learned from the Nuclear Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station*, August 2012. the Institute of Nuclear Power Operations (INPO), USA.

<http://www.wano.info/Documents/Lessons%20Learned.pdf>

[IAEA 福島報告—事務局長] IAEA, 福島第一原子力発電所事故—事務局長報告書, 2015 年 8 月.
<http://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/SupplementaryMaterials/P1710/Languages/Japanese.pdf>

[IAEA 福島報告—技術報告 2]

The Fukushima Daiichi Accident_Non-serial Publications2015_URL

<http://www-pub.iaea.org/books/IAEABooks/10962/The-Fukushima-Daiichi-Accident>

IAEA, Technical-report_No.2(2015), 特に, 2.6.3. Basic assumptions of the main stakeholders regarding nuclear safety and their impact on the conditions for the Fukushima Daiichi accident.

<http://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/AdditionalVolumes/P1710/Pub1710-TV2-Web.pdf>

[タレブ 2009] N.N.タレブ 「ブラック・スワン(上, 下) —不確実性とリスクの本質」ダイヤモンド社 2009 年.

[ダイヤモンド 2013] ジャレド・ダイヤモンド (著), 倉骨 彰 (翻訳)

「昨日までの世界(下)—文明の源流と人類の未来」 2013 年, 日本経済新聞出版社,

特に, 第 7 章 有益な妄想など.

[Perrow1999]C.Perrow, *Normal Accidents: Living With High-Risk Technologies* , Princeton University Press, (Princeton Paperbacks), 1999.

Chap.3 Complexity, Coupling and Catastrophy.

[FARN] フランスの緊急時対応部隊 (FARN, Force d'Action Rapide Nucleaire)

http://ioj-japan.sakura.ne.jp/xoops/download/tayori/iojtayori_113.pdf

[阿部 2014] 阿部清治 「原子力のリスクと安全規制」、第一法規、2014 年.

特に 3.3 深層防護, 安全設計, アクシデントマネジメント, 防災.

原子力防災の有効性が全く検証されていない問題について

原子力規制委員会設置法第１条には、この委員会の目的として「原子力利用における安全の確保を図るため必要な施策を策定し、又は実施する」ことを求め、第３条ではその任務として「国民の生命、健康及び財産の保護、環境の保全」を掲げている。したがって原子力発電所のような国民の生命・財産に重大な影響を及ぼす可能性のある施設とその稼働の可否については、単に原子炉等規制法や設置許可基準規則のみで判断するのではなく、上記の委員会の目的に照らして総合的に判断すべきである。そのような観点からすれば、審査書には重大な不完全さがある。

その一つに、重大事故時の住民避難等の対策（原子力防災）の有効性が全く検証されていないという問題がある。そもそもこれを規制委員会が審査の対象にしていなかったためであるが、IAEAの深層防護の第５層として、原子力施設周辺における放射線影響緩和が求められており、IAEAなど国際的な観点から見ても原発の稼働にとって不可欠の条件である。これが自治体に「丸投げ」され、規制委員会だけでなくいかなる公的な第三者機関による検証もなされていない。

原発事故時の住民避難等の法制は、災害対策基本法第４条を受けて原子力災害対策特別措置法の第５条が、原発事故の避難計画、実施を自治体の「責務」としている。しかし原子力災害への対応は、その規模、重大さの程度によっては自治体の能力を超えることは福島原発事故で明らかとなった。そもそも根拠法である災害対策基本法は我が国の商用原発が始まる前に制定されたものであり、したがってその対象は自然災害を主としたものと思われる。自然災害とは全く異質の「災害」に対して、一自治体はその対策の責めを負うことに無理があるのは当然である。

原子力防災の有効性に対する疑問などの、上と同様のパブリックコメントが規制委員会のサイトに数件公表されているが（注１）、それに対する規制委員会の「考え方」の欄には、一括して「原子力防災については、原子力災害対策特別措置法に基づき、対策が講じられます」とあるのみで、事実上すべて無視されている。所轄庁は内閣府であると言いたいのであろうが、では内閣府がそのような検証をしたり、またそれに対するパブリックコメントを募集したりしているわけではない。文字通り「縦割り行政」的な責任逃れとなっている。規制委員会のこのような無責任な態度は到底許されるものではなく、したがって審査書も無効とすべきである。

加えて、規制委員会サイト（以下のリンク）にも掲載されている、「原子力規制委員会

資料（２）

設置法の参議院付帯決議」には以下の内容がある。

<https://www.nsr.go.jp/data/000068996.pdf>

十九、防災対策を確実に実施するため、実施機関及び支援機関の役割、責任について、法令、防災基本計画、地域防災計画、各種マニュアル等において明確にするとともに、これに必要な人員を十分確保すること。また、これらについて、その妥当性、実効可能性を確認する仕組みを検討すること。併せて、地域防災計画策定において安定ヨウ素剤の配布等を含めた住民等のニーズに対応した仕組みを検討すること。（引用終わり）

すなわち、設置法の一部である決議文には「(防災対策の) 妥当性、実効可能性を確認する仕組みを検討すること」が明記されている。これは設置法が議員立法として成立した過程において、福島原発事故で機能しなかった原子力防災の教訓を盛り込んだ一文といえる。

よって、(前記・引用したパブコメ回答にある様な) 原子力防災を原子力災害対策特別措置法に丸投げする様な考え方(認識)は間違っており、設置法の趣旨にも反している。

ちなみに、設置法成立当時の立法府の状況に関するインタビュー記事(注2)によると、「原子力規制に避難計画を法定化するための宿題」が、設置法の附則や決議に盛り込まれていた事情が分かる。

以上、玄海原発の審査において原子力防災の妥当性・実効可能性を確認しないことは、規制委員会による法律が求める責務(立法府の要請)からの責任逃れであり違法である。

(注1)「九州電力株式会社玄海原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書(3号及び4号発電用原子炉施設の変更)に関する審査書(案)に対する御意見への考え方(12頁)」

<https://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/kisei/00000197.html>

(注2)「避難計画：原子力規制委員会設置法附則と決議で求められていた」

<https://news.yahoo.co.jp/byline/masanoatsuko/20160320-00055656/>

過酷事故時の水蒸気爆発リスク対策において瑕疵がある（注1）

平成29年1月18日の原子力規制委員会による別紙3「九州電力株式会社玄海原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（3号及び4号発電用原子炉施設の変更）に関する審査書」（以下、「審査書」）の193ページから194ページにおいて「水蒸気爆発が実機において発生する可能性」について以下のように述べている。

申請者は、原子炉容器外のFCIのうち、水蒸気爆発は、実機において発生する可能性は極めて低いとしている。その根拠として、実機において想定される溶融物（二酸化ウランとジルコニウムの混合溶融物）を用いた大規模実験として、COTELS, FARO, KROTOS及びTROIを挙げ、これらのうち、KROTOS, TROIの一部実験においてのみ水蒸気爆発が発生していることを示すとともに、水蒸気爆発が発生した実験では、外乱を与えて液-液直接接触を生じやすくしていること、あるいは、溶融物の初期の過熱度を高く設定し、溶融物表面が冷却材中で固化しにくくさせていることを示した。さらに、大規模実験の条件と実機条件とを比較した上で、実機においては、液-液直接接触が生じるような外乱となり得る要素は考えにくいこと、実機で想定される初期の過熱度は実験条件よりも低く、冷却材中を落下する過程で溶融物表面の固化が起こりやすいことを示した。

加えて、申請者は、JASMINEコードを用いた水蒸気爆発の評価では、水蒸気爆発の規模が最も大きくなる時刻に、液-液直接接触が生じるような外乱を与え水蒸気爆発を誘発していること、融体ジェット直径分布として、0.1～1mの一様分布を与え、流体の運動エネルギーを大きく評価していることを示し、これらの評価想定は、実機での想定と異なることを示した。さらに、上記の水蒸気爆発に関する大規模実験の知見と実機条件との比較及びJASMINEコードにおける評価想定と実機での想定との相違を踏まえ、実機においては、水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いとする根拠を示した。これにより、規制委員会は、原子炉容器外のFCIで生じる事象として、水蒸気爆発は除外し圧力スパイクを考慮すべきであることを確認した。

そして、この「水蒸気爆発はほぼ起きない」との想定を根拠とし、審査書は、もし何かの原因で水蒸気爆発が起きた時に、格納容器が爆発損傷するかどうかの審議を放棄している。このことは、2017年2月22日に開催された佐賀県主催の玄海原発再稼働の武雄会場住民説明会の佐賀県の「書き起こし」に以下のように記録されている。

○質問者：つまり、その水蒸気爆発が起きるといふ最悪事態は想定

していないということですね。もう一度確認しますが、

- 原子力規制庁（市村原子力規制部安全規制管理官）：この原発については、水蒸気爆発が起こったときの影響の評価というものを審査の中で確認をしたものではないです。

原子力規制委員会は、玄海原発に過酷事故が発生し、メルトダウンをしたデブリ（熔融燃料）を大量の水で冷却しても、実炉では実験で使用したトリガー（引き金）は有り得ず、また水蒸気爆発も有り得ないので、水蒸気爆発が起きた時、格納容器が破裂するかどうかの検討はしていないとの見解を示した。

このような、玄海原発3，4号炉の適合性審査において、過酷事故時に格納容器が破損して、福島第一原発の過酷事故発生時の放射性物質放出量を超えるような格納容器破裂事故が有るか無いかの審査を行わずに適合性審査が認定された遠因は、新規制基準の策定に大きな抜け穴があったからである。

日本の新規制基準は「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」に原則が規定されているが、それを実際に施工するのは「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」であり、次のアドレスに掲示されている。

<https://www.nsr.go.jp/data/000069150.pdf>

IAEA の深層防護の第4層にあたる安全規則は、この規則のなかの第37条（重大事故等の拡大の防止等）で71ページから79ページに記載されている。そして、75ページに非常に重要な項目が以下のように規定されている。

(a)必ず想定する格納容器破損モード

- ・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
- ・ 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
- ・ 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用
- ・ 水素燃焼
- ・ 格納容器直接接触（シェルアタック）
- ・ 熔融炉心・コンクリート相互作用

この項目の中の「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」とは、英文では、” Molten Fuel Coolant Interaction”，略してFCIである。FCIは、「圧カスパイク」や「水蒸気爆発」などの事象につながる。「水蒸気爆発」とは、水中に落下した熔融燃料が小豆（あずき）程度の粒径に成った時、何かの衝撃により周りの安定した水蒸気膜がはがれ、約1000分の1秒程度で10ミクロンほどの超微粉になるときに起きる爆発である。「圧カスパイク」とは、小豆（あずき）程度の粒径になった熔融燃料が周りの水と接触した時、大量伝熱で急激な水蒸気の発生が起き、1秒から3秒ほどで急激な圧力上昇が起きる現象である。

加圧水型原発を所有する電力会社の主張は、以下の通りである（注2）。

国内外の実験で水蒸気爆発が起きているのは、実験の為にトリガー（何かの衝撃）を与えたため、実際にメルトダウンが発生し、水中に2600℃程度のデブリ（熔融燃料）が100トン程度落下するときには、トリガーに成る物は全く有り得ないので、実炉での水蒸気爆発は起こり得ない。圧カスパイクは必ず起きることなのだが、圧カスパイク対策はMAAPのシミュレーションで格納容器が破裂しない事が証明されている。

IAEAの「(a)必ず想定する格納容器破損モード」には、「水蒸気爆発」が含まれているが、日本の新規制基準では「水蒸気爆発又は圧カスパイク」とし、水蒸気爆発対策は絶対に必要なわけでは無いとの抜け道を作っていたのである。そして、新規制基準には、水蒸気爆発対策の項目が無い、基本的な欠陥がある。

「九州電力株式会社玄海原子力発電所3号及び4号炉の発電用原子炉設置変更許可申請書に関する審査書案に対する意見募集等について（案）」に対して多数のパブリックコメントの提出があった。その中に、水蒸気爆発問題についてのパブリックコメントがかなりの数提出されている。

そのパブリックコメントに対して、平成29年1月18日、原子力規制委員会の「九州電力株式会社玄海原子力発電所3号及び4号炉の審査書案に対する意見募集の結果等及び発電用原子炉設置変更許可について（案）」の資料の別紙1に「九州電力株式会社玄海原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（3号及び4号発電用原子炉施設の変更）に関する審査書（案）」に対する御意見への考え方が説明されている。

この資料の中で「水蒸気爆発対策問題」の考え方が説明されているが、殆どがパブリックコメントの論旨とは別の論旨にすり替えての考え方の説明で有り、審査書の正当性の説明が殆ど無い。

そもそも、熔融燃料－冷却材相互作用（FCI）は、複雑系に関わる現象であり、条件のほんの微小な変化により結果が大きく変わることが分かっている。審査書で述べられているような、KROTOSなど幾つかの「大規模実験」の結果で、FCIの全容が分かるわけではない。さらに「大規模実験」といっても、それは実機での過酷事故に比べれば、比較にならないほど小規模なものである。審査書で「実機条件」とか「実機での想定」が既知のものであるように論じているのは、ナンセンスである。

KROTOSなどの「大規模実験」とは比較にならないほど大規模な実機でメルトダウンを伴う過酷事故が起きたときには、何が起きるのかは分からないのが現状である。軽水炉の安全性についての研究において世界的な権威であるB.R. Sehgal教授の編集による最新の報告書 ”Nuclear Safety in Light Water

Reactors: Severe Accident Phenomenology” (Academic Press, 2011) (注3) では、以下のように論じている。

FCIを引き起こしたメルトダウンの実際の状況では、水蒸気爆発を誘引する外乱や内乱があるかどうかは、これまでの研究では確定的なことは言えない。さらに、近い将来の研究でもこの点についての進展が期待できない。従って、水蒸気爆発についての現在の解析では、FCIがあれば水蒸気爆発が必ず起きると考えよう (p.265～266)

すなわち、この分野における専門家の国際的合意は、FCIを伴うメルトダウンの実際の場面（「実機条件」）では、「水蒸気爆発は必ず起きると考えよう」であるのだ。この点を考えれば、原子力規制委員会の審議ではこの点で瑕疵がある。

審査書では、溶融した炉心を水で張った格納容器に受けて冷却するという事故対策を容認している。しかし、この事故対策は、明らかに「液-液直接接触が生じるような外乱を与え水蒸気爆発を誘発する」ことに他ならず、この分野における専門家の国際的合意から判断して水蒸気爆発が起ることを覚悟しなければならない。爆発が起きれば、福島原発事故をはるかに越える放射性物質を環境に放出することになる恐れがある。このように過酷事故をさらに酷くする水蒸気爆発を誘発する恐れがある今回の審査書は、到底容認できるものではない。

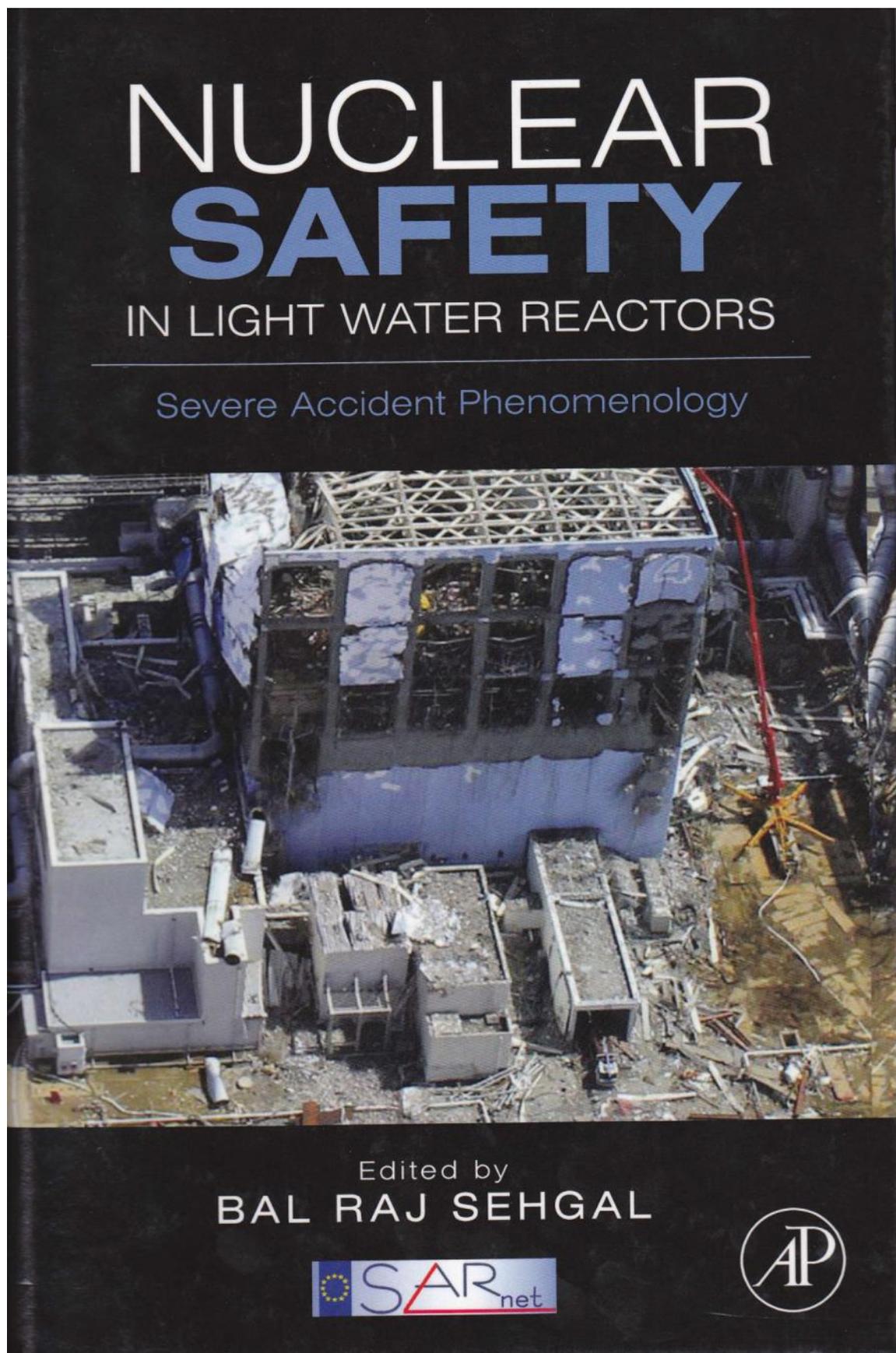
以上のように水蒸気爆発リスク対策には、大きな瑕疵がある。

(注1) 4月18日、原子力規制委員会に提出したものは一部に不正確な記述があり、その部分を削除した。4月21日。

(注2) 原子力規制委員会「第108回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合」（2014年4月24日）における資料1-2-7「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 M A A P）添付2 溶融炉心と冷却水の相互作用について」

<https://www.nsr.go.jp/data/000035733.pdf>

(注 3) 同書の表紙には以下のように福島事故の写真が使われている。



そして、その 3.3 節 軽水炉における水蒸気爆発（Steam Explosion in Light Water Reactors）における “Conclusion on Triggering”（p.265~266）において、以下のような文章がある（和訳をあとに付けている）。

From the preceding discussion, it can be concluded that it is practically impossible to predict whether or not a steam explosion will trigger in a real situation. This makes the definition of countermeasures to prevent steam explosions very difficult. Actually, any melt/coolant mixture involving high-temperature melt such that film boiling is the dominant boiling regime of the coolant may generate a steam explosion if a sufficiently energetic trigger is provided. The problem is establishing how energetic is energetic enough for a given system and/or situation, and whether energies of external triggers necessary to generate an explosion in experimental systems can be found in internal events occurring during core meltdown in reactor accident sequences. Past studies have been inconclusive in those respects, and, according to the present situation of the FCI research, little progress is expected in this area in the near future. It is the reason why present analyses of the steam explosion risk postulate that an explosion always occurs during an FCI (triggering probability equal to 1) and assess the consequences it may have for the surrounding structures. This helps to design structures that can withstand a steam explosion and define severe accident management strategies accordingly.

（和訳）

これまでの議論から、実機の中で水蒸気爆発が誘発されるか否かを予測することは事実上不可能であると結論することが出来る。このことは、水蒸気爆発を防ぐ対策を明確にすることを非常に困難にする。実際、膜沸騰が支配的であるような冷却材の沸騰の状況にある、どんな熔融燃料と冷却材の混合物でも、十分なエネルギーが供給されれば、水蒸気爆発が発生しうる。問題は、与えられた系や状況に関してどれだけのエネルギーがあれば十分か、また、実験系のなかで水蒸気爆発を発生させるに必要な外部刺激のエネルギーが、原子炉事故での炉心熔融の間に生じる内部事象の中に見出せるかどうかを確かめることである。過去の研究は、このような点について結論が出ておらず、そして、FCI 研究についての現状から言って、近い将来においてもこの分野での研究の進展はほとんど期待できない。このことが、次のように考える理由である。すなわち、水蒸気爆発リスクについての現在の研究では FCI があれば水蒸気爆発は必ず起きると考える（すなわち、誘発確率は 1）、そして、周辺の構造に関する結果を査定する。このことが、水蒸気爆発に耐性を持つ構造をデザインし、さらに、それに応じて過酷事故処理戦略を明確にする助けとなる。

再臨界の可能性について

要旨

- 再臨界の可能性についての審査が不十分と考えられる。
- 玄海原発の事故対策は再臨界を引き起こす恐れがある。
- 再臨界で水蒸気爆発が発生する可能性があるか未検証。

※再臨界（Recriticality）とは「臨界状態の原子炉が停止するなどして、核分裂が止まる未臨界状態になった後に、再び臨界状態になること（注１）」である。

1. 再臨界の可能性について

原子力発電は臨界状態（核分裂の連鎖反応が一定の割合で継続している状態）を、人工的に発生させて管理することにより成り立っている。具体的には、核燃料（ウランやプルトニウム）の核分裂反応を、制御棒やほう酸水などを使って（反応に関わる中性子の量や速度などを）制御して臨界状態にする。

しかし、想定外の状況で臨界状態になる事故（臨界事故）が世界中で数多く発生している（注２）。臨界事故は国内では 1999 年に茨城県東海村で起きた「ＪＣＯ臨界事故」で多くの死傷者が発生したが、実は沸騰水型原発の制御棒引き抜け事故でも、(当初秘密にされた) 多くの臨界事故が起きていた（注３）。

玄海原発の審査でも臨界事故を防止するための対策が検討されたが、既に判明している福島原発事故後の研究で得られた、臨界状態になる新たな条件（注４）などを踏まえた検討が不十分である。なお、設置法の参議院決議文（二十三）は「最新の科学的・技術的知見」を基本に規制することを求めている。

なお、再臨界の可能性は福島原発の事故直後から指摘された問題でもあり（注５）、福島原発廃炉作業に伴う再臨界の研究・実験と対策が進められている（注６）。そして、佐賀県の設置した「佐賀県原子力安全専門部会」の第一回会合（昨年 12 月 27 日開催）でも、「再臨界について」の質疑がなされた（注７）。

ちなみに、玄海原発を作った三菱重工業は福島原発事故前の出願で、メルトスルー後の「再臨界」を防ぐ方式を提案した（注８）。この対策が有効かは疑問だが原発の設計者らは「再臨界の可能性」を認識している。原発は、どのような状況であっても、臨界状態を厳重に監理することが至上命題なのである。

2. 再臨界の可能性があるとされる理由

玄海原発でメルトスルー（meltdown : 溶けた核燃料などが原子炉容器を貫通）した場合、事故後に貯めた大量の水の中に、溶け落ちる大量の核燃料などを受け止める対策が認可されている。この対策は、水の核燃料などを冷やす効果に期待してのものと思われるが、水蒸気爆発の危険性が指摘されている。

加えて、水は核分裂反応に関係する中性子を減速する（中性子の減速材）。原発（軽水炉）では水を、熱を伝える目的以外に減速材としても使い、減速された中性子（熱中性子）はウランなどに吸収されやすくなって核分裂反応を促進する。福島原発事故の解析でも水が再臨界の可能性を高めている（注９）。

審査では「ほう酸水（ホウ素）」の中性子を吸収する効果で、(核分裂反応を抑制し) 再臨界を防止できる可能性が高いと考えていると思われる（注１０）。しかし、溶けた核燃料などがコンクリートを溶かして混ざった場合、必要になるホウ素濃度が高くなり過ぎて現実的でないことが判明している（注１１）。

そもそも、非常時に使える「ほう酸水」の量に限りがあるし、福島原発事故の場合の様に地下水が浸入する恐れもある（注１２）。最終的には福島原発の様に海水を入れることを検討しているが、海水の臨界

資料（４）

防止効果は低い（注１３）。よって、保守的に「水」を前提として再臨界の可能性を考えるべきである。

また、福島原発事故の廃炉作業に伴う研究によって、再臨界の可能性が高い状況が指摘されている。それは、原子炉から落ちて積もっていた核燃料などの上に、メルトスルーしたが原子炉にぶら下がっていた核燃料などが落ちて、（ウランなどの量が一気に増えるなど）再臨界の可能性が高まる状況である。

実際、玄海原発の原子炉には多くの貫通部があり、多くのケーブルが垂れ下がっていてもいる（注１４）。そのため、複数箇所からメルトスルーしたり、原子炉に固化した核燃料などが垂れ下がるかもしれない。それが、溶け落ちた核燃料などが水に入って生じる、圧力スパイクなどの影響で落下する恐れがある。

3. 再臨界による影響は未知数

そもそも、原発の設計現場ではメルトスルーしたら再臨界を心配するのは当然との認識だったようだ。しかし、メルトスルーした後に再臨界するか確かめる実験は、危険過ぎて簡単には出来ないし、解析するにもパラメーターが多過ぎて手に負えないため、具体化できる安全対策を検討できなかったらしい。

確かに、核燃料（ウランやプルトニウム）以外の原子炉内の物が混ざり、コンクリートや（水を貯める過程で流れてくる可能性のある）保温材などに、海水を入れれば多様な物質が混入してしまう。これら形状が不規則で多様な物質が溶け込んだ核物質の、再臨界に関する解析は極めて困難である（注１５）。

それでも、これまでに起きた臨界事故の報告などから考察するに、再臨界になった時に核燃料などの内部などが高温の液体状であった場合、水蒸気爆発を引き起こす可能性がありえる。多くの（溶液状の核燃料による）臨界事故では、瞬間的に（即発臨界による）発生エネルギーの強い高まりが生じている。

即発臨界とは核分裂による中性子（即発中性子）だけで、核分裂の連鎖反応が続く危険な状態である（原発は核分裂の少し後に発生する遅発中性子を活用して安定的な制御を実現）。しかし、水に落とした熔融炉心の再臨界に関する解析や実験はないようなので、即発臨界の可能性がどの程度か不明である。

発生した再臨界が穏やかなものだった場合でも、溶け落ちて山になった堆積物の温度が徐々に上昇し、内部が高温の液体状になっていくかもしれない。それは床のコンクリートを溶かして大量のガスを発生させる（ガスは核分裂によって生じる物質からも発生する）。この発生したガスは内部にたまっていく。

それというのも、水中で山となった堆積物の周囲は水で冷やされて硬い外皮（クラスト）が出来ると考えられている。よって、内部などで発生したガスはクラスト内部にたまる場合が予想される。しかし、再臨界で温度が上昇してクラストが内部から溶かされて薄くなれば、クラストが破れてガスが放出する。

そうすると、冷たい水がどっとクラストの中に侵入するが、水は優れた減速材であり冷却材である。実は、核物質は冷やされると密度が高まる関係で臨界しやすくなる（密度効果）。そのため、二重の効果で水の侵入は核分裂を促進するかもしれない。こうした状況で高温の液体に低温の水が浸入するのだ。

この様な状況だけでも水蒸気爆発を引き起こす可能性があると思われるが、（前述した様な）原子炉に垂れ下がっていた核燃料などの落下がクラストを破壊すれば、より危険な展開になることが予想される。しかし、再臨界について不確定なことや解明されていないことが多過ぎ、これ以上の推測は困難である。

そもそも、福島原発の内部や事故の経過が完全に解明されていれば、これら再臨界の可能性と影響についても、はるかに明確で現実的な推測や判断ができた可能性が高い。よって、福島原発事故の詳細が分からないのに、メルトスルーした後の事故対策が出来ると考えることが「危険な間違い」なのである。

以上、玄海原発の再臨界に関する審査は、設置法の第一条に明記された「原子力利用における事故の発生を常に想定し、その防止に最善かつ最大の努力をしなければならない」との目的に違反している。

資料（４）

（注１）

再臨界とは | エネ百科 | きみと未来と。

<http://www.ene100.jp/%E5%86%8D%E8%87%A%E7%95%8C%E3%81%A%E3%81%AF>

（注２）

世界の原子力施設における臨界事故 (04-10-03-05) - ATOMICA -

世界の核燃料施設における臨界事故 (04-10-03-02) - ATOMICA -

海外の核燃料施設における臨界事故の原因分析（渡辺憲夫）

https://www.jstage.jst.go.jp/article/jaesj1959/42/11/42_11_1204/_article/-char/ja/

（注３）

BWR臨界事故と日本の原子力安全文化（小林圭二）

<http://www.rrri.kyoto-u.ac.jp/NSRG/seminar/No103/kobayashi.pdf>

沸騰水型原発（BWR）に制御棒引き抜け事故が多発していた

<http://www.priee.org/chikyugo/pdf/325/p0809.pdf>

原子力発電所の制御棒脱落事故隠蔽問題に関する意見書

http://www.nichibenren.or.jp/library/ja/opinion/report/data/070823_6.pdf

（注４）

福島第一原子力発電所燃料デブリ臨界管理に資する基礎臨界データ整備に向けて

https://www.jaea.go.jp/04/anzen/archives_seikahoukoku/h26/H26PosterCritical.pdf

（３頁より一部転載）燃料デブリが格納容器のコンクリート床に落下していると考えられる。このため熔融炉心コンクリート相互作用（MCCI）生成物（コンクリートとウラン酸化物の単純な混合物も包含）の臨界特性を評価した。

ケイ素を主成分とするコンクリートは、中性子吸収が少なく、水には劣るが中性子減速効果も持つ。このため、MCCI 生成物がごく少量の水分と共存すると臨界になり得ることが示された。

（この資料の元論文↓）

Infinite multiplication factor of low-enriched UO₂-concrete system

低濃縮 UO₂-コンクリート系の無限増倍率

<http://jolissrch-inter.tokai-sc.jaea.go.jp/search/servlet/search?5036965>

（注５）

「デブリの再臨界」菅直人ブログ <http://ameblo.jp/n-kan-blog/entry-12046148246.html>

（一部転載）

実は 2011 年 3 月 12 日の 18 時ごろからの関係者の協議の時、私が斑目原子力委員長に 1 号機の「再臨界」の可能性について聞いたことがある。それはメルトダウンした核燃料、つまりデブリが圧力容器の底を突き抜けて格納容器の底に落ちてたまった時に、形状によっては再臨界を起こす可能性がある、外部の専門家から聞いていたから、質問したのだ。斑目委員長は「可能性はゼロではない」と答えた。

資料（４）

（注６）

日本原子力研究開発機構による福島原発デブリの再臨界等に関する研究成果が以下リンクにある。

<https://fukushima.jaea.go.jp/about/seika.html>

（注７）

昨年 12 月 27 日に開催された佐賀県の設置した「佐賀県原子力安全専門部会」の第一回会合で、「再臨界について」以下の質疑があった。（転載開始 ※委員の所属・専門分野を加筆）

○出光委員（九州大学大学院工学研究院 教授 原子力工学（核燃料工学））

シナリオによりますと、大体 4 時間後に全ての燃料がキャビティ部に落下するということになっておりますが、ちょっとこのシナリオの中には書いていないんですが、再臨界についてはどのような考え方になっているのか、教えていただけますか。

○九州電力（梶原本部放射線安全グループ長）

ちょっとこの事象かどうか忘れましたが、一応、溶融燃料の未臨界性というのはちょっと今、ここでは手持ちのデータがないんですけども、確認してございます。

○出光委員

再臨界の可能性はないということでもよろしゅうございますか。

○九州電力（梶原本部放射線安全グループ長）

はい。再臨界の可能性はないと考えてございます。

○出光委員

あと追加で教えていただきたいんですが、これを冷却するときには、今のところ純水で考えられているとの理解でよろしいですか。ほう酸水をまぜるといふようなことは、特には今考えていないということでもよろしいですか。

○九州電力（梶原本部放射線安全グループ長）

最初は RWS T が働くときはほう酸水でございしますが、最終的には冷却というのが優先されますので、海水までを使うと。優先度はちょっとありますが、最終的には海水を入れるということで評価してございます。そのときにも塩の析出による影響とかも評価して実施可能であるという見通しは得てございます。（転載終わり、以下リンクの「第 1 回佐賀県原子力安全専門部会議事録」48,49 頁より引用）

http://www.pref.saga.lg.jp/kiji00352941/3_52941_34072_up_r05oivoo.pdf

なお、キャビティ（cavity）については以下リンクの、「玄海原子力発電所 3 号炉及び 4 号炉 重大事故等対策の有効性評価に係る補足説明資料」の「添 3.5.3-7（129 頁）」に説明があり、次頁に右に転載した図などがある。

<https://www.nsr.go.jp/data/000151762.pdf>

RWS T (Refueling Water Storage Tank) については、「用語・略語リスト（以下リンク）」に以下の説明がある。



図 2.1.7 原子炉下部キャビティ室構造体

資料（４）

http://www.pref.saga.lg.jp/kiji00352941/3_52941_34073_up_27v1doqj.pdf

「燃料取替用水タンクの略語。原子炉から燃料を使用済燃料ピットへ取り出したり、再び原子炉へ装荷したりするときに使う水を貯めるタンク。事故時には、炉心（燃料）を冷却するための水源となる。」

上記内容に出てくる「熔融燃料の未臨界性に関する確認内容」について九州電力に質問したところ、以下の回答が本年４月５日にメールで送付された。

（以下、回答本文を転載）

ご質問いただきました内容について、下記URLの新規制基準適合性審査に関する事業者ヒアリング（玄海3・4号機）（その12）」の「資料108」のページ「添3.1.2.11-1 炉心部に残存する損傷燃料の冷却について」を参照ください。

https://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/tekigousei/power_plants/genkai34/meeting/index.html

（転載終わり）

「資料108（<https://www.nsr.go.jp/data/000176076.pdf>）」を確認したところ、「添3.1.2.11-5（138頁）」に以下の記載があった（なんと、本資料は玄海原発の設置変更申請の認可日に提出されていた！）。

（転載始め）

（２）冷却操作実施時に想定される設備への影響

原子炉容器内残存した熔融炉心の冷却のためCV内への注水を実施した場合に考えられる影響と評価を次頁の表のとおり整理した。

a. 臨界性

冠水している残存した熔融炉心については、冠水させている水が、ほう酸水と海水の混合水であり、ほう素濃度が十分確保できている状態では臨界に至る可能性は低い。なお、海水にはほう素濃度換算で200ppm程度の中性子吸収効果が見込まれる。

露出している残存した熔融炉心については、減速材不足のため臨界に至る可能性は低い。仮に熔融燃料中に冷却材が侵入し、中性子の最適減速条件が形成されることを想定した場合は臨界に至ることが考えられるが、炉心形状の崩壊などの要因も考慮すると、その可能性は低いものとする。

以上のように熔融炉心が臨界になる可能性は低いものの、熔融の形態が特定できないことから、熔融炉心が無制御な臨界状態に至る可能性をできる限り少なくするため、注水にあたっては可能な限りほう酸水を用いる。

なお、炉心の臨界状態は、モニタリングポスト、CV内サンプリングによる核分裂性希ガス濃度の測定等により行うこととなる。（転載終わり）

上記のCV(Containment Vessel)については、前記「用語・略語リスト」に以下の説明がある。

格納容器の略語。燃料が収められた原子炉容器や蒸気発生器など、重要な機器を覆っている容器

この九州電力の回答によれば出水委員の質問に、九州電力（島笠発電本部放射線安全グループ長）は「熔融燃料の臨界性について」間違った回答をしたことになる。出水委員の質問は「原子炉容器内に残存した熔融炉心」ではなく、「キャビティに落下した（熔融炉心）」の再臨界（臨界性）についてである。

そのため、「キャビティで冠水したデブリの臨界性の確認の有無、確認していない場合の理由、確認した場合は公開の有無と入手方法、定量的な臨界性の確認をしたか、この資料より以前に臨界性に関する確認資料を審査機関に提出したか」の5つの再質問を4月5日にしたが、4月16日時点で回答はない。

資料（４）

（注８）

「再臨界の可能性」は原発メーカー三菱重工業の出願書類にも明記されている。

以下に三菱重工の出願内容を一部転載するが、添付図面の構造は玄海原発のものともそっくりである。

（転載開始）「緊急炉心冷却装置が故障した場合には、炉心を冷却することができず、炉心が溶解して、溶解した燃料などの溶融物が原子炉容器を破壊する。原子炉容器を破壊した溶融物は、原子炉容器の下部を貫通して冷媒が貯蔵されているキャビティに落下して冷却される（例えば、特許文献１）。

特許第３５３７４４４号公報 しかしながら、特許文献１に開示されている発明では、溶融物が山状に堆積した場合には、溶融物を十分に冷却することができず溶融物が再臨界を引き起こす危険性があった。」

（上記出願 WO2011104908 A1 のリンク）

<http://www.google.com.tr/patents/WO2011104908A1?hl=ja&cl=ja>

（引用された特許３５３７４４４のリンク）

https://www.j-platpat.inpit.go.jp/web/PU/JPA_H11503234/F493846A7E66FEF166CBC462D1EED3B4

（転載終わり）

詳細は上記出願内容などをご覧いただければわかる通り、キャビティに階段状の構造物を設けて小分けして溶融炉心を受け止める対策を考えている（再臨界を防げるし早く冷却できると考えたと思われる）。

（注９）

「再臨界について」炉物理の研究 第 64 号（2012 年 3 月）京都大学原子炉実験所 中島 健

http://rpg.jaea.go.jp/else/rpd/annual_report/pdf64/No64-5.pdf

（４頁より一部転載）溶融した燃料が压力容器底部等において、大きな軽石のような多孔質岩石状に固まり、そこへ水が浸入するという場合に、臨界となる可能性があると考えられる。

（注１０）

「第 56 回原子力規制委員会」資料 1 の 46 頁より抜粋）<https://www.nsr.go.jp/data/000175362.pdf>

（意見の概要）九州電力は、炉心溶融物とコンクリートの反応で水素が発生する対策として、原子炉下部キャビティに水を貯めるとある。この対策では炉心溶融物が大量の水と接することで、水蒸気爆発事故になる危険性がある。模擬燃料を使った実験によると、溶け落ちた炉心溶融物は水に接すると粒子状・軽石状になり、コンクリートの床に降り積もる場合が想定される。そして、国内外の専門家による解析によると、炉心溶融物はコンクリートを溶かしながら、内側に取り込んだ水やコンクリートの効果で臨界に至る可能性がある。その場合、炉心溶融物は臨界で発生した熱などによって、急激に膨張し飛び散る危険性がある。その大量の細かく飛び散った高温溶融物は、直接・瞬間的に大量の水と大きな表面積で接して、大量の水蒸気が急激に水中で爆発的に発生する。すなわち、再臨界は水蒸気爆発のトリガー（外乱）になりうる要素になるのではないかと。

（考え方）形状が失われ、ほう酸水が注入された状態において、炉心溶融物が臨界に至ることは考えがたいと判断しています。仮に再臨界が起こったとしても、そのエネルギーは崩壊熱に比べて十分小さいため、問題とはならないと判断しています。（転載終わり）

問題とすべきは再臨界で発生するエネルギーの量もあるが、水蒸気爆発の引き金になる形状的な変化などが起きるかどうかが重要である。そもそも、発生エネルギーの定量的な確認をしたのか疑わしい。

資料（４）

（注１１）

原子力規制庁平成 26 年度原子力施設の臨界管理安全基盤強化委託費事業報告書

<https://www.nsr.go.jp/data/000175836.pdf>

（34 頁より一部転載）解析結果—水中のホウ素有り

MCCI 生成物の未臨界を担保する手法の 1 つとして水に中性子毒物のホウ素を添加することを想定し、必要濃度の目安として $k_{\infty} = 1$ となる濃度を評価した。計算モデルは図 3-3 に示す非均質体系であり、ホウ素を MCCI 球を取囲む水の部分にのみ含ませた。用いた計算コードは SRAC-PIJ である。解析結果を表 3-9 (1)~(4) 及び図 3-5 (1)~(4) に示す。

UO₂ の場合、表 3-9 (1)~(3) 及び図 3-5 (1)~(3) に見られるように、MCCI 生成物中のコンクリート体積割合が 0%~40% の範囲では、 $k_{\infty} = 1$ となる最小ホウ素濃度はほぼ一定となる。235U 濃縮度 5 wt% の場合 17,000ppm、同 4 wt% の場合 10,000ppm、同 3 wt% の場合 6,000 ppm となった。しかし、コンクリート体積割合が増大するにつれ、 V_m/V_f が小さい領域、すなわち自由に流れる水が極端に少なく、コンクリート中の水分が主に中性子を減速している条件では、必要なホウ素濃度が増大し非現実的な値となる。

燃焼燃料の場合、表 3-9 (4) 及び図 3-5 (4) に見られるように、コンクリート体積割合が 80%程度までは、 $k_{\infty} = 1$ となる最小ホウ素濃度は 4,000ppm 程度となる。但しコンクリート体積割合が 90%では 16,000ppm となる。（転載終わり）

k_{∞} は無限増倍率のことで（下記リンクの解説によると） k が 1 の時に臨界、1 を超える時に臨界超過、1 に満たない時に臨界未満となる。有限な体系では必ず中性子の漏れがあるので、体系が臨界となるためには無限増倍率 k_{∞} は 1 を超えていることが不可欠である。

http://www.rist.or.jp/atomica/dic/dic_detail.php?Dic_Key=1922

以下資料（7 頁）には、玄海原発のほう酸タンクのほう酸濃度は 7,000ppm 以上、燃料取替用水タンク（ピット）は 3,100ppm 以上との記載がある。<https://www.nsr.go.jp/data/000034726.pdf>

よって、コンクリートとの混合が進んだ場合、ほう酸水を入れても再臨界は防止できない。

（注１２）

工事实績 九州電力玄海原子力発電所 3 号機・4 号機（大林組）

<http://www.obayashi.co.jp/chronicle/works/07900.html>

（一部転載）海面下 21m まで掘削するため海水の浸透を防止する遮水グラウト工法を採用した。

※グラウト：空洞、空隙、隙間などを埋めるために注入する流動性の液体のこと（上記サイトの解説）

（注１３）

（前記）資料 1 0 8 「添 3.1.2.11-5 (PDF ファイルの 138 頁)」<https://www.nsr.go.jp/data/000176076.pdf>

（一部転載）海水にはほう素濃度換算で 200ppm 程度の中性子吸収効果が見込まれる。

（注１４）

前記した「玄海原子力発電所 3 号炉及び 4 号炉 重大事故等対策の有効性評価に係る補足説明資料」の「添 3.5.3-8 (130 頁)」に以下の図（写真）がある。同じく「添 3.5.3-33 (155 頁)」の説明によると、キ

資料（４）

キャビティ室天井奥の空間から（原子炉下部の貫通部より）出ているケーブルは「炉内核計装コンポジット」、ケーブル周囲の構造物は「コンポジットサポート」、キャビティ床から原子炉まで高さ 5m とある。

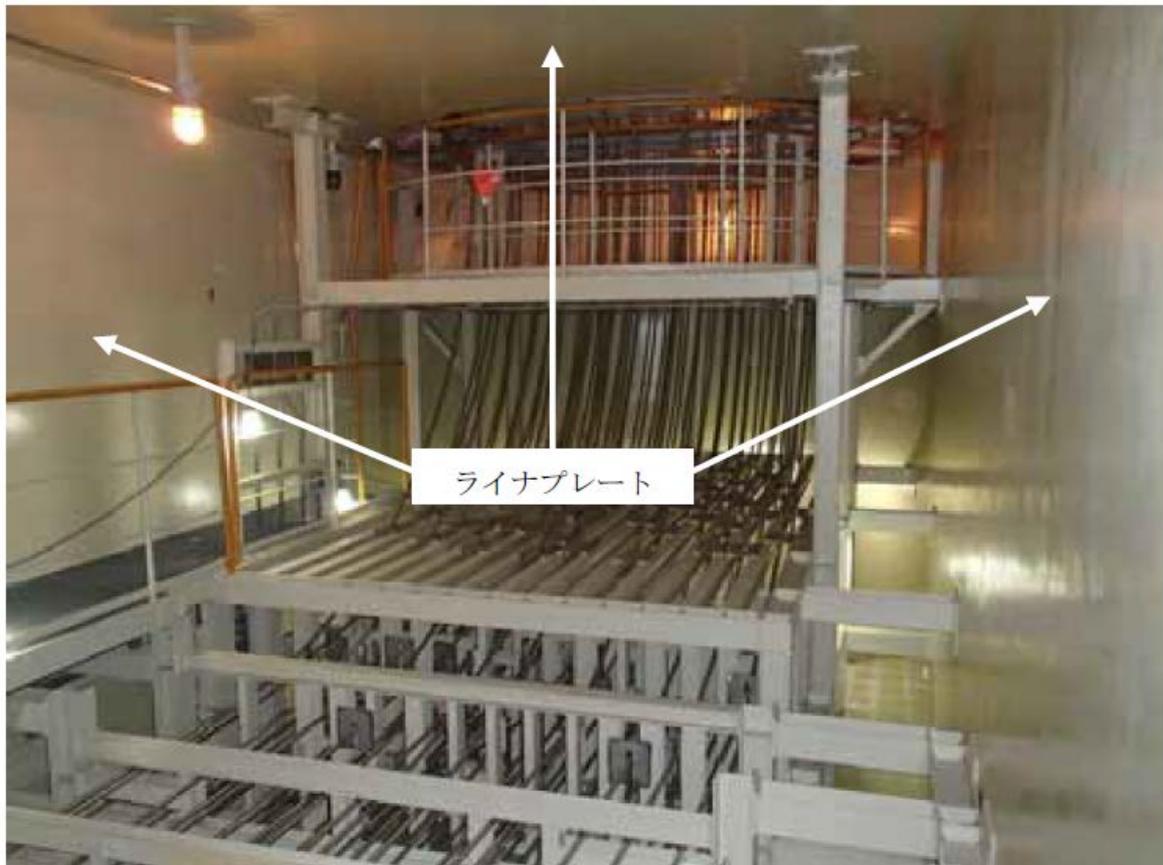


図 2.1.9 原子炉下部キャビティ室内面の状況

福島原発のロボットによる内部調査で原子炉底から溶け落ちた核燃料などが、原子炉下側にある構造物を部分的に溶かしていたり、それらの上に堆積していたりする映像が公表された。玄海原発の場合も原子炉下側に多様な構造物が存在するため、溶け落ちた核燃料などは多様な分布になるのではないかと？

(注 15)

変則的臨界、すなわち最小臨界量になるのは球状とは限らないこと、中性子の無限増倍率がたとえ 1.000 以下であっても、反射体の配置により実効増倍率は 1.000 を超え、核分裂連鎖反応の臨界超過になる可能性は 1970 年代から原子力関係者の一部には知られていた[1,2,3]。

[1] E.D. Clayton, Anomalous-of-Nuclear-Criticality-Rev.5(1979)

http://www.scintillators.ru/booc/criticality/technical/12808/ref_010.pdf

[2] E.D. Clayton, Anomalous-of-Nuclear-Criticality-Rev.6(2010)

http://www.pnl.gov/main/publications/external/technical_reports/PNNL-19176.pdf

(166P より一部転載) Contrary to the usual expectation, the sphere may not be the configuration of least mass after all; the reflected cube may be somewhat less under certain circumstances.

[3] 片倉純一「臨界安全と変則的臨界」炉物理の研究 No.36(1987)10

http://rpg.jaea.go.jp/else/rpd/annual_report/UptoNo53/No36.pdf

資料 (5)

通常運転時の健康被害について全く検討していない

「原子力防災の有効性が全く検証されていない問題について」の項と同様、原子力規制委員会設置法第3条が規定する「国民の生命、健康及び財産の保護、環境の保全」という規制委員会の任務に鑑みて、審査書案には重大な不完全さがある。

重大事故が防止できない可能性についてはすでに多くの人が警告しているが、玄海3, 4号機が稼働を再開すれば、通常運転においても原発周辺では健康被害が生じる恐れが大きい。森永徹氏の研究によれば、玄海原発周辺では、同原発の稼働によって住民の白血病死亡率が高くなったことが明らかにされた(注1)。

森永氏は通常運転時に原発から環境に放出されるトリチウムが原因として疑われると述べている。実際、玄海原発は過去の稼働時の2002年から2012年に826テラベクレルと、我が国の原発では最も多量のトリチウムを放出しており、これは福島原発事故で発生した汚染水中のトリチウムの量とほぼ等しい。

トリチウムの危険性については、ベータ線のエネルギーが小さいためベクレル当たりの吸収線量は小さい。しかし生体に容易に取り込まれ、水素として生化学的にも重要な元素であるため、特別なリスクがあることをECRR(欧州放射線リスク委員会)の2010年勧告が指摘している。すなわち「核変換と局所線量：水素結合と酵素増幅」による強調効果である(注2)。

したがって、トリチウムの周辺住民への健康影響の危険性が完全に払拭されない限り、玄海原発の稼働を許可すべきではない。

ちなみに、ECRRに関しては、原子力規制委員会設置法制定時の参議院環境委員会の付帯決議14項で、「放射線の健康影響に関する国際基準については、ICRP(国際放射線防護委員会)に加え、ECRR(欧州放射線リスク委員会)の基準についても十分検証し、これを施策に活かすこと」を求めている。

玄海原発周辺の住民の健康調査としては、1973年から2010年の間、原発3キロ圏内の玄海町8地区・鎮西町1地区で行われた「北部地区住民検診」が行われた。公費も投じて実施されたこの調査の資料は九電に渡されたにもかかわらず、住民には全く公開されていない(注3)。規制委員会は、このような情報の収集も含め、原発の稼働による周辺住民への健康影響について調査すべきであり、そのような検討を一切経ていない審査書は不当である。

資料 (5)

(注 1) 森永徹,「玄海原発と白血病の関連の検討」, 社会医学研究, 第 56 回日本社会医学学会総会講演集 (2015) p.94. ネット上では例えば次を参照されたい.

<http://jssm.umin.jp/lectures/2015.pdf>

(注 2) 放射線被ばくによる健康影響とリスク評価 — 欧州放射線リスク委員会 2010 年勧告, 明石書店 (2011), p.94.

(注 3) 玄海町議会 2016 年 3 月 10 日および 2016 年 6 月 16 日議事録参照.

http://www.town.genkai.saga.jp/town/tyogikai/000003085/pagefile/000003085_003_004.pdf

http://www.town.genkai.saga.jp/town/tyogikai/000003085/pagefile/000003085_005_004.pdf

1. 初めに

平成29年1月18日付けの原子力規制委員会による「別紙1 九州電力株式会社玄海原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（3号及び4号発電用原子炉施設の変更）に関する審査書（案）に対する御意見への考え方」の39ページから47ページにIV-1. 2. 2. 4 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用のご意見の概要と考え方が記載されている。この「ご意見の概要」の7項目の論旨は別々のものであるが、考え方は全く同じ論旨で説明されており、「ご意見の概要」の指摘に対する見解が欠落している。

この部分の考え方「水蒸気爆発に関する大規模実験としては、COTELS、FARO 及びKROTOSを参照し、大規模実験の条件と実機条件とを比較した上で、実機においては、水蒸気爆発の発生の可能性が極めて低いことを確認しています。加えて、JASMINE コードを用いた水蒸気爆発の評価における条件と実機での条件との相違を踏まえると、実機においては、水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いことを確認しています。これらから、原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用で想定される物理現象のうち、水蒸気爆発は除外可能であることを確認しています。」は平成26年7月16日の「九州電力株式会社川内原子力発電所1号炉及び2号炉の審査書案に対する意見募集の結果等及び発電用原子炉設置変更許可について（案）」の水蒸気爆発問題の原子力規制委員会の主要な論旨である。この審査書案に対して、パブリックコメント整理番号3759で「申請者があげた大規模実験として、COTELSの実験装置では約60kgの試料を用いるが、KROTOSでは約3kgであり、KROTOSより規模の大きい実験であるTROIを評価しない理由は理解できない。しかもTROIはKROTOSなどよりも最近に行われている。水槽容器形状も、より実機に近いと思われる。爆発の発生の有無には混合物の割合など、さまざまな因子が関与しており、爆発の条件を満たした場合は、容易に爆発が発生する可能性がある。ことほど左様に判断がむずかしい現象である。爆発の可能性が極めて低いと判断することはできないのではないだろうか。」という厳しい意見が提出されていた。

もともと、この考え方の論旨は、関西電力、九州電力、四国電力、北海道電力の4社が第58回適合性審査会合の配布資料として提出した「資料2-2-6 重大事故等対策の有効性評価に係わるシビアアクシデント解析コードについて（第3部MAAP）添付2 熔融炉心と冷却材の相互作用について」で説明された主要な論旨である。この資料には、TROIの説明がない。

しかし、TROIの実験は、OECD（経済協力開発機構）のSERENAプロジェクトとして、国際的な支援を受けて、韓国で長期に行われている原発の水蒸気爆発のモデル実験である。日本はOECDの加盟国なので、OECDに出資をしているようであるが、OECD（経済協力開発機構）がわざわざ重大な問題として取り上げた原発の格納容器内の水蒸気爆発の危険性の検討を目的として設立したSERENAプロジェクトの実験結果を取り上げていない事は、隠ぺいが行われたと推測される。

58回適合性審査会合の配布資料は、第108回適合性審査会の配布資料で一部改訂が行われている。

しかし、この改定資料にもTROIの実験の資料は見当たらない。そして、玄海原発3・4号炉の適合性審査会でも、TROIの実験を踏まえた審議は行われていない。

TROIの実験は東北電力、東京電力、中部電力、中国電力の4社が第236回適合性審査会の配布資料として提出した「資料1-4 重大事故等対策の有効性評価に係わるシビアアクシデント解析コードについて(第5部MAAP) 添付2 熔融炉心と冷却材の相互作用について」で初めて記載され、論議が行われた。

あきらかにこのような欠陥を持った旧論旨で、7項目のパブリックコメントに対して、そのまま、まる写しの考え方を説明するのは許されない事である。

2. 7項目のパブリックコメントの要旨

2.1 審査書案はIAEAの安全基準「原子力発電所のシビアアクシデントマネジメント計画」の水蒸気爆発対策を無視していると思われる

「パブコメ意見一覧 (WEB 投稿)」の整理番号1110E4の意見全文

2.2 審査書案はロシアのカベンスキーらの論文の水蒸気爆発対策の新知見を無視していると思われる

「パブコメ意見一覧 (WEB 投稿)」の整理番号1110E6の意見全文

2.3 平成27年9月1日、北九州市のアルミメッキ加工会社でアルミニウムの溶解作業中に漏出したアルミニウムと付近にたまっていた水が接触し、水蒸気爆発が起きている

「パブコメ意見一覧 (WEB 投稿)」の整理番号1110E9の意見全文

2.4 チェルノブイリ原発は地下プールに大量の水があり、水蒸気爆発防止のために犠牲者を出して水抜きしたのに、日本ではわざわざ水を入れている

「パブコメ意見一覧 (WEB 投稿)」の整理番号1111E3の意見全文について

2.5 過酷事故現象学の専門家の国際的合意は、FCI を伴うメルトダウンの実際の場面(「実機条件」)では、「水蒸気爆発は必ず起きる」である。

「パブコメ意見一覧 (WEB 投稿)」の整理番号1209E34の意見全文

2.6 加圧水型原発も水中の熔融燃料のクレスト破壊モデルを無視している

「パブコメ意見一覧 (WEB 投稿)」の整理番号1112E3の意見全文について

多くの水蒸気爆発の実験やコンピュータープログラムは、デブリが連続して水中に落下している条件で行われている。

しかし、燃料プールの存在は、加圧水型原発でも沸騰水型原発でも存在するとされてい

る。

また、電力会社が水蒸気爆発が起こらない大きな理由の一つとして、「加えて、JASMINE コードを用いた水蒸気爆発の評価における条件と実機での条件との相違を踏まえると、実機においては、水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いことを確認しています。」の理由を挙げている。

そして、その根拠として、「軽水炉シビアアクシデント時の路外水蒸気爆発による格納容器破損確率の評価」を挙げている。

<http://jolissrch-inter.tokai-sc.jaea.go.jp/pdfdata/JAEA-Research-2007-072.pdf>

この論文の3ページに「融体プールは爆発に寄与しないとして除外する。」とある。

しかし、金属の製錬炉で一番水蒸気爆発の起きているのは、「融体プールの上部のスラグ層がトリガにより破けて、上部の水と融体プールが接触した時である。このパブリックコメントはこの事を指摘している。

2.7 熔融温度の低い、スズや鉛を除いて、熔融銑鉄やアルミニウムやマグマを、水プールに投入する実験では、自発的な水蒸気爆発が発生することはほとんど報告されていない
「パブコメ意見一覧 (WEB 投稿)」の整理番号1209E123の意見全文

3. 適合性審査では、TROIの実験結果を無視しており、審査書案も僅か数行の説明の問題

加圧水型原発の原子炉設置変更許可申請書の添付資料には、TROIの実験結果は隠ぺいが行われてきた。また適合性審査会でも、TROIの実験結果の討議は行っていない。

原子炉設置変更許可申請書の添付資料に、TROIの実験結果を記載し、討議を行ってきたのは沸騰水型原子炉である。

<https://www.nsr.go.jp/data/000109849.pdf>

そして、川内原発1、2号炉、高浜原発3、4号炉、伊方原発3号炉、玄海原発3、4号炉のパブリックコメントでこの事が度々指摘されてきた。

そして、玄海原発3、4号炉の審査書案では、『申請者は、原子炉容器外のFCIのうち、水蒸気爆発は、実機において発生する可能性は極めて低いとしている。その根拠として、実機において想定される熔融物（二酸化ウランとジルコニウムの混合熔融物）を用いた大規模実験として、COTELS、FARO、KROTOS 及びTROI を挙げ、これらのうち、KROTOS、TROI の一部実験においてのみ水蒸気爆発が発生していることを示すとともに、水蒸気爆発が発生した実験では、外乱を与えるか、熔融物の過熱度を高く設定することにより、液-液直接接触を生じやすくしていることを示した。さらに、大規模実験の条件と実機条件とを比較した上で、実機においては、液-液直接接触が生じるような、外乱となり得る要素は考えにくいことを示した。』とのみ簡単に説明された。

それに対して、たくさんのパブリックコメントが提出された。

これに対して、考え方が説明されている。しかし、この反論内容は、沸騰水型原子炉の見解と思われる。

TROIの論文は、インターネットで公開されているが、これをよく読むと、「熔融物の過

熱度を高く設定することにより」には問題が有る事がよく分かる。

4. 労働安全衛生規則は溶融高熱物を取り扱うピットの中に水を侵入させない事としている問題

御意見への考え方」の38ページの「IV-1. 2. 2. 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧）」の項目でご意見の概要として、

『173 頁、原子炉圧力容器の破損により流出する溶融燃料を原子炉下部キャビティに水張りして受け止め冷却する方式は、労働安全衛生規則の水蒸気爆発の防止規定に違反するものであり、容認してはならない。・・・』と

47ページの「IV-1. 2. 2. 4 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」の項目で、ご意見の概要として、

『189ページ、原子炉容器の破損により流出する溶融燃料について、原子炉下部キャビティに水張りして受け止め冷却する方法は、労働安全衛生規則の水蒸気爆発の防止規定に違反する。』についての考え方で

『労働安全衛生規則第249条の適用対象となるピットについては、「高熱の鉍さいを水で処理するものを除く。」と規定され、解釈通達に「高熱の鉍滓（さい）に注水して冷却処理するもの」が例示されていることから、原子炉格納容器下部注水設備のように、水の注入による冷却処理を前提とした設備に適用されるものではないと承知しております。また、第250条の適用対象は、「溶融高熱物を取り扱う設備」ではなく、当該設備を内部に有する「建築物」であることから、同条は、原子炉格納容器下部の注水設備には適用されないと承知しています。

なお、新規制基準においては、原子炉格納容器外の溶融炉心と冷却水の相互作用は必ず想定し、その場合原子炉格納容器が機能喪失しないことを求めています。』と説明しています。しかし、原子力規制庁はこの意味が分かっていないと思われま

す。「パブコメ意見一覧（WEB 投稿）」の整理番号1110E7の意見全文

このパブコメは法律違反という論旨ではなく、法律が策定された経緯より、『実機においては、水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いとする根拠を示した。これにより、規制委員会は、原子炉容器外のFCI で生じる事象として、水蒸気爆発は除外し圧力スパイクを考慮すべきであることを確認した。』と判定されているが、これは間違いと思われる事を論じています。

「高熱の鉍さい」とは、鉄や銅などの金属製錬を行う時、不純物を取り除くために石灰石（CaO）を投入するが、石灰石（CaO）にシリカ（SiO₂）やアルミナ（Al₂O₃）が混ざって溶けてできるもので有り、比重が金属よりも非常に小さく、溶融金属の上に浮かぶもので有る。「高熱の鉍さい」は一般にはスラグと呼ばれている。

そして、この「高熱の鉍さい」は製錬時、溶融金属とは分離されて、樋を使用して、搬送され、高圧水を吹き付けて急冷されます。

<http://www.mlit.go.jp/common/001114542.pdf>

そして、「高熱の鉍さい」は、比重が金属に比べて小さく、熱伝導率も非常に小さいの

で、高熱の鉱さいを水で処理する設備では、殆ど水蒸気爆発を起こさない事が長年経験されている。したがって、（高熱の鉱さいを水で処理するものを除く。）の条件が付けられたと思われる。

5. 第274回適合性審査会では、柏崎刈羽原発6、7号機の過酷事故対策において、水蒸気爆発の起きる可能性を認めて、ペDESTAL床面の水位の検討を行っている
考え方はパブリックコメントについての意見を取り違えていると思われる。御意見への考え方」の30ページの「重大事故等対処施設及び重大事故等対処に係る技術的能力 全般」の「御意見の概要」の2項目の『東京電力は柏崎刈羽原発6、7号機の過酷事故対策において、水蒸気爆発の起きる可能性を認めて、ペDESTAL床面の水位の検討を行っている。加圧水型原子炉では「水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いとすることは妥当である』との矛盾する見解を示している。」に対して、

考え方「ご指摘は、本審査の対象とは別のプラントに関するものであり、本審査の対象ではありません。」と説明している。

しかしこのパブリックコメントは

「パブコメ意見一覧（WEB 投稿）」の整理番号1111E13の意見全文
についてのもと思われる。このパブコメは、（1）水蒸気爆発が実機において発生する可能性についてのパブコメの6項目のテーマーについてのもので有り、「第274回適合性審査会では、柏崎刈羽原発6、7号機の過酷事故対策において、水蒸気爆発の起きる可能性を認めて、ペDESTAL床面の水位の検討」は審査書の間違い証拠書類であります。

それなのに、考え方では、わざと39ページからの「IV-1. 2. 2. 4 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」の項目から外し、「重大事故等対処施設及び重大事故等対処に係る技術的能力 全般」の項目に移動し、「柏崎刈羽原発6、7号機の審査書のパブコメだから本審査の対象ではない」との意見を表明している。

明らかに、論旨の取間違いと思われる。

以 上

原発等を破壊行為から守る対策について

要旨

- 誰でも容易に確認できる破壊行為から守る対策について重大な不備・欠陥がある
- 使用済み核燃料を水冷保管する・格納容器の中を空気（酸素）充填する事は危険
- 航空機の落下・激突に対して現実的な検討・対策がない事は国際基準に劣る審査

1. 破壊行為から守る対策の考え方

昨今の情勢を見るまでもなく、原発等は潜在的に極めて大量の毒性物質を抱える危険施設でもあり、天災だけでなくあらゆる人災に対しても「事故の発生を常に想定し、その防止に最善かつ最大の努力をしなければならない（原子力規制委員会設置法の目的より引用）」ことは当然である。

その点、玄海原発の審査には看過しがたい重大な欠点（設置法の目的からの違反）が多くある。審査における破壊行為から原発等を守る対策の意見に対しては、「テロの想定脅威の具体的内容や対策の具体的内容を確認していますが、防護上の観点から公開しておりません。」との考え方が示されている（注1）。

また、記者会見で田中委員長は「テロの問題は、情報公開をすることによって余計テロの危険性が高まるということがあって、・・・そこはお任せしていただくしかないと考えます。」と回答している（注2）。

しかし、明確に公開されている情報からだけでも「お任せできない」危険な状況が放置されている。それは、福島原発事故で世界中に広く知れ渡った使用済み核燃料の危険性と、福島原発事故で防げなかった水素爆発の危険性に関する対策の問題である。航空機対策の面でも看過しがたい審査の方針がある。

2. 原理的に安全な状況を選択する

何からの危険性に対する場合、誰にとっても明白により安全と断言できるような対策の考え方がある。それは、火を使わないことで火事を防ぐ対策の安全性は、火を使うが火事対策を実施した場合の安全性より明確・確実に勝るとの「原理的に安全な考え方」のことである。原発がなければ原子力災害はない。

それでも、原子力規制委員会の様に「原子力の利用を前提に事故の防止に最善かつ最大の努力をする」ことが求められている場合にはどうすれば良いであろうか？ それは、原子力の利用を前提にしながら「原理的に安全な考え方」を追求し実現することであろう。危険性の生じる原因を除く対策である。

その観点からすると、危険性があると「分かりながら・知られながら」根治療法的な対策ではなく、対処療法的な対策を優先することは間違いである。原理的に安全な考え方（根治療法的な対策）をして、それを「積極的に知らせること」が危険性を最小化する知恵で、広く昔から実践されている方法である。

例えば、厳重に警備していることをステッカー等で明示したり、見るからに頑丈そうな鉄格子や鍵を設置したりする対策である。自然界の生物でも体内に毒を持つ捕食者にとって極めて不味い生物等は、わざわざ目立つ色や体表のデザインによって、余計な被害を受けることのないように進化したとされる。

その点、玄海原発などにおいて、使用済み核燃料を水冷保管していることや、格納容器を空気で充填していることに、見て分かる航空機対策をしていないことは、疑いようなく周知されている事実である（そもそも、航空機の対策についてなどは「確率」による計算と判断を信用して、審査対象から外した）。

本資料の後半で具体的な問題指摘と参考資料などの紹介をするが、航空機の対策は欧米各国の対策・考え方から大きく遅れている。海外では取り組みが進んでいる使用済み核燃料の乾式貯蔵は、佐賀県が最終処分場となる危惧を抱かせ、核のゴミ問題の解決を先送りする弊害などがあるが、安全性は高める。

また、福島原発事故で水素爆発が起きて問題になっているが、格納容器には窒素が充填されていた。これは他の沸騰水型原発においても充填されており、水素爆発等の防止に有効として実施されている。実際、福島原発に窒素が充填されていなければ、格納容器が水素爆発で大破した恐れが極めて高い。

玄海原発等の加圧水型原発の格納容器が、沸騰水型に比較して容量が大きいことを理由に、窒素充填していないことは承知している。しかし、ここで先ほどの原理的に安全な考え方（根治法的な対策）を思い出してほしい。加圧水型原発の格納容器に窒素充填する問題の検証・解決は必要だが有効だろう。

ここで、改めて破壊行為から守るためにもこれらの対策が有効であることを強調したい。燃料プールが無ければ破壊して冷却を阻害できないし、窒素充填していれば内部に侵入するにも酸素ボンベがいる。窒素を排除するにも時間がかかる（泥棒も侵入に時間がかかり困難であれば諦める度合いが高くなる）。

すなわち、天災等による事故に限らず、破壊行為の抑止や邪魔にも確実に有効な上記の対策である。これらの対策は（隠しようもないが）積極的に公開した方が、住民等のストレスを緩和するだけでなく破壊行為からの防止にも役に立つ。既に広く実施・実証された方法で技術的・経済的なリスクも少ない。

こうした明らかに良さそうな対策を審査せずに、燃料プールの冷却手段の確保が十分かどうかとか、有効性が実機で実証されていない危険性も指摘されている方法だけで、格納容器での水素爆発の防止を考えて認可している。これは「事故の防止に最善かつ最大の努力をすること」を追求した審査でない。

3. 国際的に最良の基準を採用する

2001年にアメリカで起きた「9 1 1」は、民間の飛行機をハイジャックした犯人が自爆攻撃したとの公式説明である。また、欧州では軍用機がしばしば落下して問題になり、オランダで民間機が高層アパートに激突して多数の被害者が出たりしている（九州では九州大学にファントムが墜落した事件もある）。

こうした現実を深刻にとらえた欧米各国は、現実的な検討をして具体的に公開された対策もしている。例えば、大型航空機の衝突に耐える設計をした、2重構造の格納容器などを備える原発がフィンランドで建設されている（注3）。こうした頑強な構造を持つ原発は従来の原発より安全性は高いと予想される。

加えて、航空機の衝突に耐える設計や構造は、天災等による事故の被害拡大や破壊行為への抵抗性も高いと考えられる。この様に頑強な設計と構造は秘密にされておらず、安心感を与える事実でもあろう（ただし、より安全な原発も本質的に原子力災害の脅威は消せず、被ばく労働と核のゴミを生じさせる）。

よって、航空機の衝突に強い原発が作れるとしても、玄海原発の審査で問題となるのは法律の求める「最善かつ最大の努力」であろう。確率を根拠に航空機の衝突を審査しないなら「努力」の放棄である。田中委員長は「航空機落下とか何かは確率では議論できない」と言われていたがその通りである（注4）。

「最善かつ最大の努力」とは、より良い実践例や考え方が世界中から探して取り入れることでもある。既設の原発で良い方式が実現可能かどうかは、原発を動かしたい事業者などが考えれば良いことであり、「規制」に専念すべき（原発の推進を使命としない）機関が、事業者らに配慮して遠慮する必要はない。

ただし、規制機関に既設の原発をより安全な原発に更新することを求めているわけではない。単に、審査の基準が現実的でない許認可の取り消しを求めている。そもそも、内閣府から日本学術会議に依頼した審議の回答を尊重して、再稼働の可能性を前提とする審査より核のゴミの後始末が優先課題である。

最後に、天災や過失などによる原子力災害を防止することだけに傾注すれば許される状況ではなく、悪意による破壊行為から原発等を守る対策を、真剣に検討して実現しなければならないことを強調する。それには、公開することが破壊行為を抑止する影響を与える様な、目に見える具体的対策が必要である。

参考まで、国内原発の具体例で「確率を根拠に航空機の危険性を論じる問題」を詳しく指摘しておく。始めに、以下は伊方原発近くに米軍ヘリが墜落した事件の時の、墜落現場等を確認した際の写真である。



四国電力の資料（原子力規制委員会サイト公開）によると、自衛隊機又は米軍機の落下事故の確率は、 4.86 （ 10 のマイナス 8 乗）回／炉・年である（原子炉施設の標的面積は 0.012 平方 km で計算）。

1988年6月25日、米軍の大型ヘリ（CH-53）が伊方原発2号機から約800 mの地点に墜落した（上記写真の右端に写っている紅白の鉄塔付近に墜落したことを、当時の状況を知る現地の方に聞いた）。伊方原発2号機は1981年7月に初臨界しており、墜落事故の発生までに約7年間が経過していた（落下確率は 0.143 回／炉・年）。半径800 mの円（中心は原発）の面積は約2平方 km になる。これは前記原子炉施設の標的面積の約167倍の広さである。よって、原子炉施設の面積に墜落する確率ならば、前記確率を167分の1（ $0.143/167$ ）にして、「約 0.00086 回／炉・年」の確率となることが計算できる。

この確率は米軍機落下のみを考慮したもので、自衛隊機や民間航空機なども考慮すると確率は高まり、「 0.002 回／炉・年」程度の確率が推計される（四国電力の試算では自衛隊機の方が米軍機より落下する確率が高い）。この確率「 0.002 回／炉・年」は、防護設計の要否判断の基準である 10 のマイナス 7 乗（ 0.0000001 ）回／炉・年の2万倍、四国電力試算値の約 6.5 （ 10 のマイナス 8 乗）回／炉・年の、約3万倍も高い数値である。とても無視できるような低い確率ではない。

なお、墜落したCH-53の重量は10トン以上（最大15トン程度）だが、原発に落ちた場合の破壊力は試算されていない。しかし、福島原発事故後にドイツの原子炉安全委員会（RSK）は様々な航空機の衝

突を想定した安全評価を実施して、評価書をドイツ語と英文で今も公表している（注5）。

加えて、「原発の来た町」等によると米軍ヘリが墜落した現場は（日米安保条約の）地位協定により、日本側の立入が制限された（注6）。そのため、原発に激突して原子力災害が引き起こされていたならば、事故収束や原因究明に支障が出たであろう。また、米軍ヘリの墜落は「原発を目標とする霧の中の飛行訓練中の事故」の可能性があり、実際、原発周辺で米軍機や自衛隊機の墜落が多発している（注7）。

ところで、原子力規制委員会サイトの検索窓に「原子力発電所上空を航空機が飛行した旨の連絡」と入力して検索すると、多くの原発サイト上空に正体不明の航空機が浸入・旋回していることがわかる。玄海原発の格納容器と一体型の建屋は鉄筋コンクリート製で、内径 約 43m、内高 約 65m、ドーム部厚約 1.1mである。ドーム部を内部から支える支柱はなく、重量物が激突しても耐えられるのか疑問である。

（注1）

「九州電力株式会社玄海原子力発電所3号及び4号炉の審査書案に対する意見募集の結果等及び発電用原子炉設置変更許可について（案）」の65頁に以下の考え方が記載されている。

<https://www.nsr.go.jp/data/000175362.pdf>

「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」

大規模損壊発生時の対応については、施設の広範囲にわたる損壊、不特定多数の機器の機能喪失及び大規模な火災等の発生を考慮し、可搬型設備による対応を中心として柔軟で多様性のある対応ができるように手順書や体制、設備等を整備する方針であることを確認しています。なお、テロの想定脅威の具体的内容や対策の具体的内容を確認していますが、防護上の観点から公開しておりません。（転載終わり）

ちなみに、この考え方に対応する意見に「テロ対策については、防御自体が無理ではありませんか？」とのものがあり同感である。それは、動かせない超危険物を守るための対策が求められるためである。

（注2）

原子力規制委員会記者会見録（5頁より抜粋）日時：平成28年6月15日（水）

○田中委員長 テロの問題は、情報公開をすることによって余計テロの危険性が高まるということがあって、そういった部分については非公開でやらせていただくことは、以前から、いろいろな段階で申し上げていますので、そこはお任せしていただくしかないと思います。私自身も詳しいことは余り聞けないことになっているのですよ。

○記者 ただ、問題として、健全性は難しいけれども、安全性は担保されるという、せめてその部分は重要なことだと思いますので、何らかの形で前広に、きちんとメッセージを寄せられるとか、要点だけでも、どういうことを審査した結果、そういうふうになっているのかということ、何か努力していただけないのでしょうか。

○田中委員長 それはできると思うけれどもね。特重の審査の結果として、例えば、航空機落下、航空機の意図的な衝突があった場合でも原子炉は安全にとまって冷却継続ができるようになっていますとか、そういうことを求めているわけですから、通常の制御室が壊されても、遠隔の制御室の方からそれがコントロールできるようにするとか、そういうことは、定性的な話はできますよ。でも、具体的に、どういう飛行機が、どのくらいの角度で、どんなスピードでとか、そういうことは申し上げられないということをおっしゃっているのです。（転載終わり） <https://www.nsr.go.jp/data/000153551.pdf>

資料（7）

（注3）

「シビアアクシデント対策規制の基本的考え方に関する検討（原子力安全保安院）」

<http://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/3532877/www.nisa.meti.go.jp/shingikai/800/34/006/6-1.pdf>

欧米などの航空機衝突対策などがまとめられた資料（平成24年7月12日）。

（注4）

「平成24年10月10日原子力規制委員長定例記者会見速記録（16頁より転載）」

○記者 共同通信の竹岡と申します。シビアアクシデント対策の関連なのですけれども、考慮すべき外的事象としては航空機衝突とかテロリズムも検討の対象に入っていますけれども、これはどの程度考慮すべきというか、こういうことが起こっても安全を確保できるような対策を求めるのか、それとも、影響をできるだけ小さくするような対策を求めるのか、お考えをお願いします。

○田中委員長 原則は、例えば核テロ、航空機落下とか何かが起こっても、いわゆるシビアアクシデントに行かないような、環境への大きな放射能の放出が起こらないような、そういうことの対応を求めたいと思っています。

○記者 また従来みたいに、確率を使ったような議論になっていくのでしょうか。

○田中委員長 多分、航空機落下とか何かは確率では議論できない、いわゆる PSA（確率論的安全評価）の範囲ではないのだと思います。これは私の個人的な意見を申し上げているのですが、そういうことではないと思います。」（転載終わり） <https://www.nsr.go.jp/data/000068523.pdf>

（注5）

「ドイツ RSK の安全評価（英文）」

<http://www.rskonline.de/sites/default/files/reports/rskstnsuesummaryreven.pdf>

（注6）

「原発の来た町（斉間満）106頁～」

<http://www.ikata-tomeru.jp/wp-content/uploads/2015/02/koudai1gosyo.pdf>

（注7）

米軍機による原発を標的にした低空飛行訓練/ わんわんらっぱー

<http://wanwanlapper.seesaa.net/article/411875946.html>

（伊方原発などの情報）

伊方発電所3号炉 自然現象及び故意によるものを除く 人為による事象説明資料

<http://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/10191253/www.nsr.go.jp/data/000037795.pdf>

伊方原発の設備概要

http://www.yonden.co.jp/energy/atom/ikata/page_02.html

CH-53

[https://ja.m.wikipedia.org/wiki/CH-53_\(航空機\)](https://ja.m.wikipedia.org/wiki/CH-53_(航空機))

受付番号201611170000382996で以下のパブリックコメントを提出している。

審査書案18ページ、19ページ、3. 震源を特定せず策定する地震動、『(1) 地震規模がモーメントマグニチュード（以下「Mw」という。）6.5以上の地震については、2008年岩手・宮城内陸地震と2000年鳥取県西部地震を検討対象とした。・・・規制委員会は、審査の過程において、震源を特定せず策定する地震動の評価で収集対象となる内陸地殻内の地震の例として地震ガイドに示している16地震について観測記録等を収集していなかったことから、これらすべての地震について観測記録等の分析・評価を実施することを求めた。・・・これに対して、申請者は、2000年鳥取県西部地震の観測記録を収集し、その地震動レベル及び地盤特性を評価し、震源近傍の観測記録を「震源を特定せず策定する地震動」として採用した。また、2004年北海道留萌支庁南部地震については、佐藤ほか(2013)で推定された基盤地震動に不確かさを考慮した地震動を、「震源を特定せず策定する地震動」として採用した。』について。

日本列島には海洋プレートの移動エネルギーによって日本列島プレートの岩盤に応力と歪が発生し、蓄積されたエネルギーによって岩盤に働く応力が増大し、岩盤の強度の限界を超えると、最も弱い岩盤を起点に破壊が起こり、その時岩盤に蓄積されていたエネルギーが大振動エネルギーとなって、大地震動がひきおこされると思われる。活断層が大エネルギーを持っているのではなく、活断層は一番弱い岩盤が過去に割れてできたものという事だと思われる。大地震が起きて、周辺の歪エネルギーが少なくなっても、又歪エネルギーが溜まってくると、一番早く弾ける場所と思われる。

玄海原発の周辺の佐賀県や福岡県の岩盤は、海洋プレートの移動エネルギーの影響を受けにくい位置にあるので、地盤の移動スピードも遅く、歪エネルギーの飽和時間が日本列島の他の地域に比べると長いので、これまで大地震が発生し、活断層ができた場所が少なかったのだと思われる。今日本列島は、2016年10月21日の鳥取県中部地震(M6.6)のように、大きな活断層の観測されていない場所での大地震が増えてきている。

したがって、玄海原発3、4号炉の基準地震動の策定には、震源を特定せず策定する地震動が非常に重要と思われる。

発電用軽水型原子炉施設の地震・津波に関わる新安全設計基準に関する検討チーム第10回会合は、震源を特定せずに算定する地震動について詳しく審議している。

議事録46ページから「震源を特定せずに算定する地震動について」の詳しい説明が行われている。日本の原発の建設が始まった頃は、基準地震動の算定は「応答スペクトルに基づく地震動評価」の方法で行われていたようだが、地震学の発達や各種の地震特性の測定装置の発達と、測定装置の設置の整備が進んだことにより、基準地震動の算定は、「断層モデルを用いた手法による地震動評価」と「震源を特定せず策定する地震動の評価」が重視されるようになってきたようだ。なお、「震源を特定せず策定する地震動の評価」のほうが、策定が

遅れていて、新規制基準の制定の検討が始まった頃、「震源を特定せず策定する地震動の評価」がまとまり始めたようで、第10回会合に提出された会議資料震10-3「震源を特定せずに算定する地震動について」がまとめの資料だったようだ。この資料は、詳細な説明はあまり無いが、基本的な考えと、方針はかなり明確に記述されている。そして、この会議資料震10-3では、Mw6.5以上の比較用の地震は8ケになっていた。しかし、その後策定された新規制基準のガイドラインでは2008年岩手・宮城内陸地震と2000年鳥取県西部地震の2ケにのみになっており、トータルのMw6.5未満も含む比較地震は22ケから16ケと減少されている。

そして、新規制基準のガイドラインのMw6.5以上の比較用の地震が2ケのみとなったため、玄海原発3、4号炉の震源を特定せず策定する地震動が、620ガルと小さく算定された。このように、意図的に基準地震動を小さく算定した申請書を認定した審査書案は到底認められない。玄海原発3、4号炉の再稼働には反対である。

このパブリックコメントで指摘した、「新規制基準でMw6.5以上の比較用の地震は8ケになっていた。しかし、その後策定された新規制基準のガイドラインでは2008年岩手・宮城内陸地震と2000年鳥取県西部地震の2ケにのみになった。」理由の説明が全く行われていないのは不当である。審査書の取り消しを要求する。