

2016年7月20日

花とハーブの里 御中

PEACE LAND 御中

核燃から海と大地を守る隣接農漁業者の会 御中

大間とわたしたち・未来につながる会 御中

豊かな三陸の海を守る会 御中

三陸の海を放射能から守る岩手の会 御中

三陸・宮城の海を放射能から守る仙台の会 御中

日本原燃株式会社
地域・業務本部

質問への回答について

拝啓 時下ますますご清祥の段、お慶び申し上げます。平素は格別のご高配を賜り、厚くお礼申し上げます。

さて、ご質問を頂きました件につきまして、別添のとおり回答いたします。

敬具

(お問合せ先)

日本原燃株式会社 地域・業務本部 広報部 総括グループ

小枝、下田中、今

〒039-3212 青森県上北郡六ヶ所村大字尾駈字沖付 4-108

TEL:0175-71-2002

FAX:0175-71-2136

回 答

1. 落雷による事故の事実関係の確認等について

Q 1－1 最終報告書の表題について

報告書の表題は「再処理施設 分離建屋における安全上重要な機器の故障について」となっているが、報告書では同時期に故障が確認された建屋は「安全上重要な機器」について前処理施設、ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋、「安全上重要な機器以外の機器」については前処理建屋、海洋放出管、北換気筒、淡水取水設備、制御建屋、主排気筒管理建屋、試薬建屋となっている。表題を見る限り、落雷事故の被害は分離建屋だけのように受け止められる。この表題は実際の被害実態を反映していないのではないか。

A 1－1 当該事象は、「使用済燃料の再処理の事業に関する規則」（以下「再処理規則」という。）第十九条の十六第三号に該当する事象として、同規則に基づき、原子力規制委員会に対し平成27年8月11日（経過報告）、平成27年10月15日（最終報告）、平成27年12月7日（最終報告の改正版）を報告している。

再処理規則第十九条の十六第三号では、「再処理施設の故障により、使用済燃料等を限定された区域に閉じ込める機能、外部放射線による放射線障害を防止するための放射線の遮蔽機能、再処理施設における火災若しくは爆発の防止の機能若しくは重大事故等に対処するための機能を喪失し、又は喪失するおそれがあったことにより、再処理に支障を及ぼしたとき。」と定められている。「再処理に支障を及ぼしたとき」とされていることから、事故発生時にその機能を要求される状態であるものが対象であり、保安規定に定める「適用される状態」にあった安全上重要な機器が、安全機能を喪失（A/B系列の両系列故障）したことにより、再処理に支障を及ぼす事象に該当するとして、原子力規制委員会へ報告したものであり、法令報告の対象は分離建屋に設置している安全上重要な機器の故障がそれにあたるため、表題のとおりとした。

しかしながら、事象発生当時、保安規定に定める適用される状態になっていなかった安全上重要な機器、および安全上重要な機器以外の機器について、共通要因によって複数の機器に同時に不具合が発生した可能性が高かったことから、法令報告の対象である分離建屋の安全上重要な機器の故障と合わせて原子力規制委員会へ報告したものである。

Q 1-2 高レベル廃液濃縮缶中の廃液量、安全対策について

安全上重要な 17 機器の液位計、圧力計、温度計、放射線線量計、秤量計とこれに連動する警報設備が故障したことが報告されている。特に高レベル廃液濃縮缶に関わる計器については加熱蒸気、発生気体の凝縮器出口排ガス温度検出器と漏洩液の液位計が故障しており高レベル廃液温度の自動制御ができなくなったようだが、この時濃縮缶に入っていた濃縮中の高レベル廃液の量は何リットルだったか。この高レベル廃液の崩壊熱対策、放射線分解水素の掃気対策はどのように行ったのか。

A 1-2 事象発生当時、使用済燃料の再処理運転は行っておらず、また、高レベル廃液濃縮缶による核分裂生成物を含む廃液の濃縮運転も行っていなかった。高レベル廃液濃縮缶中の溶液量については、運転情報に当たるためお答えできない。

また、高レベル廃液の崩壊熱は、安全冷却水系の冷却水により除熱されていること、および放射線分解により発生する水素は、安全圧縮空気により掃気しているが、事象発生当時、いずれも安全冷却水および安全圧縮空気の供給は継続しており、安全上の影響はなかった。

Q 1-3 本格稼働中だったと仮定した場合の対応について

報告書の 24 ページから 25 ページにかけて「高レベル廃液濃縮缶の運転中に今回の落雷事象が発生した場合」について濃縮缶凝縮器出口排ガス温度がオーバースケールした場合と、ダウンスケールした場合について分けて推定されている。いずれの場合も「保安規定にあらかじめ定めた措置に従った対応により施設の安全は確保されたものとする」と記載されている。しかし同時に 4 カ所の計器が異常を示した場合の対応マニュアルはあるのか。また濃縮缶加熱蒸気を遮断できたと仮定したとして、その後蒸発缶に残っている高レベル廃液の崩壊熱や放射線分解水素を除去しなければならないがこれはどのように対処されたと想定しているのか。(廃液の温度測定用センサー先端に腐食孔が空いたまま使用されていると聞くと、これとの関係も示されたい)

A 1-3 高レベル廃液濃縮缶の運転中に、今回の落雷事象と同様に高レベル廃液濃縮缶凝縮器出口排ガス温度の指示計が故障し、指示値がオーバースケールとなった場合、高レベル廃液濃縮缶加熱蒸気発生器への一時蒸気の供給を停止するインターロックが作動し、高レベル廃液濃縮缶の加熱を停止する。

一方、当該指示計がダウンスケールした場合は、運転員が予め定められた措置に従い、高レベル廃液濃縮缶の加熱を停止させる。なお、計器異常が複数同時に発生した場合であっても、施設の運転状態に応じて保安規定に定める措置を講じることで、施設の安全は確保可能である。

また、高レベル廃液の崩壊熱は、安全冷却水系の冷却水により除熱しており、放射線分解により発生する水素は、安全圧縮空気により掃気していることから高レベル廃液の冷却と水素掃気に問題はない。

Q 1-4 水素掃気安全圧縮空気圧力について

報告書 4 ページに安全上重要な機器以外の機器の故障状況についてあり、その中に分離建屋の水素掃気用安全圧縮空気圧力 A と同 B が上げられている。この工程について具体的な装置の配置図とそのどの検出部が故障したのか示されたい。水素掃気用空気のトラブルは掃気対象貯槽内の水素濃度が爆発濃度まで高まる危険性があるが、事故当時の復帰までの作業状況について時系列により示されたい。

A 1-4 水素掃気用安全圧縮空気圧力の故障箇所について、分離建屋内にて測定した水素掃気用安全圧縮空気の圧力信号を制御建屋に設置している安全系監視制御盤の指示計等に伝送するための機器（ディストリビュータ 報告書図 6-2 参照）が故障していることを確認した。その為、当該機器を予備品と交換し、水素掃気用安全圧縮空気圧力 A は 2016 年 8 月 17 日、同 B は 2016 年 8 月 14 日に復旧している。

また、当該計器はディストリビュータの故障により、圧力指示値が監視できない状態となったが、同一系統に設置している別の圧力計で監視を行ったこと、および安全圧縮空気の供給自体は継続しており、安全上の影響はなかった。

なお、圧力計の配置図は機微事項のため、示すことは控えさせていただく。

Q 1-5 対応復旧時間について

分離建屋高レベル廃液及び高レベル廃液濃縮缶の漏洩液受皿の液位計の異常は 8 月 2 日 18 時 52 分にわかり 8 月 3 日 22 時 50 分に A 系が、4 日 19 時 30 分に B 系が復旧したとある。復旧まで A 系 28 時間、B 系は約 49 時間経過している。塔槽類排ガス処理設備の排ガス洗浄塔入口圧力計については 8 月 2 日 20 時 30 分頃故障を確認後復旧まで A 系 28 時間、B 系 50 時間経過している。これは貴社が原子力規制委員会へ報告している、高レベル廃液貯槽において冷却が停止した場合沸騰開始する時間 24 時間を超えている。また、水素掃気が止まった場合爆発濃度に達する時間 35 時間（最近の報告では 48 時間）を超えた事例もある。これでは復旧に時間がかかり過ぎ、その前に沸騰・爆発の重大事故へ発展することになったのではないか。

A 1-5 安全冷却水系や安全圧縮空気系により高レベル廃液の冷却及び水素掃気は継続していたことから、重大事故へ発展することはなかった。

Q 1-6 対策対象機器の詳細報告の公開について

今回の落雷事象の対策として、故障した計器（ディストリビュータ）に保安器を設置するとのこと、その台数は前処理建屋に約 110 台、分離建屋約 80 台、精製建屋約 30 台、ウラン脱硝建屋約 5 台、ウラン・プルトニウム混合脱硝建屋約 40 台、使用済み燃料受入・貯蔵建屋約 5 台、計約 270 台にも達する。故障報告外の建屋を含む工場の主要建屋の殆どを網羅し、その設置台数の多さを見る時工場全体の計器に異常が起こったことが推察される。もし本格稼働中にこの事態が起こっていたならば、計測に基づく制御系が大きく乱れ、高レベル廃液の沸騰、水素爆発、臨界、火災などが同時に起こり大事故に結びついていた可能性がある。特別危険な放射能を大量に扱う施設を運転する貴社の資格が問われる重要な事故であったと判断せざるを得ない。約 270 台の保安器が設置される建屋、設備や機器名称と故障状況の全てについて詳細報告を公開すべきではないか。

A 1-6 当該事象において故障が確認された計器は、報告書で述べた通りである。

なお、当該事象において故障が確認された計器以外の計器に対しては、今回の事象における推定原因を踏まえ、予防的措置として保安器を設置するものである。

Q 1-7 最大想定雷撃電流とその対策状況について

再処理における設計電撃電流は 150 kA、今回の電撃電流は 196 kA であった。貴社は最大想定直撃電流を 270 kA として見直す方針とのことだがその根拠は何か。国内で過去最大の直撃電流は幾らかなのか。世界の気象変動が非常に激しくなっており、今まで経験したことのない気象現象が現れ過去の記録を塗り替えている。十分余裕を持たせたものでなければならないのではないか。

A 1-7 想定する落雷の規模は、再処理施設の立地地域の地域特性を考慮し、過去に再処理施設の敷地で観測された落雷の最大雷撃電流である 211kA を元に、設計余裕を考慮し 270kA の雷撃電流を想定した。

また、地域特性を考慮して落雷を想定する際に用いた観測実績は、過去 15 年程度のデータによるものであり、想定を超える落雷が発生する可能性を否定できないことから、落雷により安全上重要な施設が機能喪失した際の手順を予め整備する。具体的には、機能喪失の検知方法、機能喪失を検知した場合の設備の運転停止の手順、予備品による機能回復などの運用上の措置を定め、施設の安全を確保するものとする。

Q 1－8 落雷事故以降のトラブル事象について

以下の4つのトラブル事象は昨年8月2日の落雷事故以降に起きているが、遠因は落雷による可能性があるのではないかと見解を示されたい。

- ① 分離建屋における非常用無停電交流電源装置の故障（昨年11月10日公表）
- ② 使用済燃料受入れ・貯蔵建屋（管理区域内）における火災（昨年12月17日公表）
- ③ 使用済燃料受入れ・貯蔵管理建屋における海洋放出管理系配管からの排水のにじみ（今年1月26日公表）
- ④ 使用済燃料受入れ・貯蔵建屋における非常用無停電交流電源装置の故障（今年5月16日公表）

A 1－8 ①分離建屋における非常用無停電交流電源装置の故障

故障の原因は、同装置内機器のIC（集積回路）に不良（電極間を接続する配線の接合部の剥がれ）が原因であり、偶発的に発生したものと考えている。（2016年2月19日 当社ホームページにて公表）

②使用済燃料受入れ・貯蔵建屋（管理区域内）における火災

火災の原因は、査察機器のバッテリーが正規の規格品ではなく、バッテリーの品質等が粗悪だったため、異常発熱を引き起こしたものと推定している。（2016年3月29日 当社ホームページにて公表）

③使用済燃料受入れ・貯蔵管理建屋における海洋放出管理系配管からの排水のにじみ

当該事象は、配管継ぎ手部付近から排水がにじんだ事象であり、落雷による計器故障とは全く異なる事象である。

④使用済燃料受入れ・貯蔵建屋における非常用無停電交流電源装置の故障

当該装置について詳細に設備点検を行った結果、当該装置が健全であることを確認している。

上記の機器について、いずれも昨年発生した落雷による計器故障時における調査において故障等は確認されておらず、また、落雷事象の発生から相当の時間が経過していることから、落雷事象との因果関係はないものと考えている。

2. 高レベル廃液とそのガラス固化について

Q 2－1 高レベル廃液の量と核種の放射エネルギーについて

貴社は再処理工場のアクティブ試験で使用済み核燃料を425トンせん断溶解しウランとプルトニウムを得たとのこと。その際得られた高レベル廃液の量は何m³か。その中に含まれていたセシウム137とストロンチウム90の放射エネルギー（ベクレル）を示されたい。

A 2-1 平成27年3月時点での高レベル廃液の貯蔵量は、約 223m³である。また、核種別の放射エネルギーとしてお答えできる範囲では、セシウム 134、セシウム 137 の放射エネルギーの推定値が、それぞれ約 2,800 テラベクレル、約 520 ペタベクレルである。

ただし、再処理施設を管理するために必要な設備の運転により、定常的に高レベル廃液が発生していることや、高レベル廃液を均質に保つために、水及び硝酸を定期的に供給していることから、上記高レベル廃液量とアクティブ試験で使用済み核燃料を 425 トンせん断溶解することにより発生した高レベル廃液量は同じではない。

Q 2-2 ガラス固化された核種の放射エネルギーについて

上記の廃液のうちガラス固化された廃液の量は何m³か。ガラス固化されたセシウム 137 とストロンチウム 90 の廃液の量もしくは両核種の放射エネルギー（ベクレル）を示されたい。

A 2-2 アクティブ試験開始以降に製造したガラス固化体は 346 本である。お尋ねのガラス固化体に含まれる廃液量、放射エネルギーについては、運転情報等に当たるため回答できない。

Q 2-3 各ガラス固化体に封じ込められた核種の放射エネルギーについて

高レベル廃液のガラス固化体の各々について閉じ込められたセシウム 137 とストロンチウム 90 等の核種について放射エネルギー（ベクレル）が調べられているのか。調べられているのなら、ガラス溶融炉 A 系列、B 系列の各々について最終報告書にある安定運転確認 20 本と性能確認 5 本の各 25 本計 50 本の固化体について封じられた両核種の放射エネルギーを示されたい。

A 2-3 ガラス固化体に含まれる放射エネルギー等については、保守的な前提条件をおいた上で算定した平均放射エネルギーとして管理しているが、運転情報等に当たるため回答できない。

Q 2-4 高レベル廃液を早期にガラス固化することについて

私たちは不安定でとてつもない危険な高レベル廃液の存在に脅威を感じている。東海再処理工場は廃止することになっているが、貯蔵されている高レベル廃液の危険性を認め今年 1 月からガラス固化を開始している。六ヶ所再処理工場においても同様、早期に安定なガラス固化にすべきではないのか、見解を示されたい。

A2-4 仮に全交流電源供給機能が喪失した場合、現在貯槽に保有している高レベル濃縮廃液及びプルトニウム濃縮液が沸騰に至るまでの時間は1日程度。また水素濃度が可燃限界濃度に達するまでの時間が最も早い機器（高レベル廃液混合槽）で35時間程度であり、これに対し崩壊熱除去機能等の回復（交流電源供給機能の復旧を含む）に要する時間としては余裕をみても16時間以内で対応できることから、現時点においても全交流電源供給機能の喪失に対応できると考えている。
（福島第一、第二原子力発電所等の事故を踏まえた再処理施設の緊急安全対策に係る実施状況報告）

3. その他

Q3-1 高レベル廃液の貯蔵量について

新規規制基準では高レベル廃液の貯蔵量に関する規定はあるのか。一旦電源喪失や冷却系・掃気系のパイプが破断する事態になれば1日～2日で水素爆発、廃液の沸騰・蒸発乾固そして硝酸塩爆発の危険な状態になる。貴社はもし本格操業になった場合、人々の安全・安心、幸せのため、高レベル廃液の貯蔵量をゼロとする自主規制を行う予定はないのか。

A3-1 新規規制基準では、冷却機能の喪失による蒸発乾固に対処するための設備に関する要求はあるが、貯蔵量に関する要求はない。

なお、仮に全交流電源供給機能が喪失した場合、現在貯槽に保有している高レベル濃縮廃液及びプルトニウム濃縮液が沸騰に至るまでの時間は1日程度。また水素濃度が可燃限界濃度に達するまでの時間が最も早い機器（高レベル廃液混合槽）で35時間程度であり、これに対し崩壊熱除去機能等の回復（交流電源供給機能の復旧を含む）に要する時間としては余裕をみても16時間以内で対応できることから、現時点においても全交流電源供給機能の喪失に対応できると考えている。

（福島第一、第二原子力発電所等の事故を踏まえた再処理施設の緊急安全対策に係る実施状況報告）

Q3-2 使用済燃料プールの貯蔵余裕について

貴社は2016年度に受け入れる使用済み核燃料は4トンとしている。これにより工場内の貯蔵プールは容量3千トンのうち、2968トン*（貯蔵率98・9%）が埋まる見通しだ。現在、返還ガラス固化体貯蔵建屋において腐食検査のため固化体を移送させているが、燃料プールで同様な補修やトラブル等により移送が必要になったときは大丈夫なのか、対応について示されたい。

*これは福島第一原発4号炉から移送された使用済み燃料1331体(226トン)の約13倍に相当する。

A3-2 返還ガラス固化体貯蔵建屋における対応と、使用済燃料貯蔵プールの話は、直接的に関係しないため、回答できない。

Q3-3 事故評価シミュレーションについて

現在国では再処理工場の周辺自治体の PAZ 予防的防護措置区域、UPZ 緊急時防護措置準備区域を含む災害対策指針を検討しはじめているとのこと。これには、大事故時の評価シミュレーションが必要であるが、貴社が実施した大事故評価のシミュレーションを示されたい。

A3-3 現在、原子力規制庁内の原子力災害事前対策等に関する検討チーム内で評価を行っているところと聞いている。当社としても評価に協力していく。

Q3-4 トリチウムやクリプトン85を除去せず全量を環境へ放出することについて

使用済み燃料に含まれている、トリチウムやクリプトン85や炭素14を全量環境へ放出することを見直す予定はないか。本格稼動時に原発のトリチウム放出基準1リットル当たり6万Bqの2700倍もの排液を日常的に海洋に放出することになることが予想されるが、これによる悪影響は計りしれない。除去できなければ未完成の技術であり再処理から撤退するより他ないのではないか。見解を示されたい。

A3-4 再処理施設から放出される年間の放射エネルギーについては、クリプトン-85、トリチウム及び炭素-14を含め、施設から放出される放射性物質によって一般公衆の受ける線量当量は年間約0.022mSvであり、十分に小さいことを確認している。

Q3-5 使用済み核燃料再処理機構との責任・役割分担について

貴社の資金管理や実施計画策定を行う団体として「使用済み核燃料再処理機構」が発足することになっている。両者の役割分担はどうなっているのか。またもし再処理工場で大事故が発生したときの責任はどちらになるのか。

A3-5 再処理等拠出金法では、新たに設立される機構が安全確保を旨として、原子炉等規制法で規定する再処理事業者などに業務を委託することができるとされており、実質的に当社が機構から受託する形で、引き続きサイクル事業を進めていくことになると考えている。

昨年、原子力事業環境整備検討専門WGの中間報告において、それぞれの責任・役割分担が整理されており、本法はその趣旨に沿って立法化されたものと理解している。

認可法人は、再処理を実施する一義的な責任を負い、拠出金の徴収・管理、関連

事業全体を勘案した総合的な計画を策定する。当社は、認可法人における管理・監督の下で再処理事業等の実施に関する現業を担うものと理解している。

なお、再処理事業に係る炉規制法や原災法上の責任は当社にあり、今後も引き続き、安全への取り組みに努めていくものである。

以 上