原子力市民委員会特別レポート 8

燃料デブリ「長期遮蔽管理」の提言

―― 実現性のない取出し方針からの転換 ――

原子力市民委員会　原子力規制部会

原子力市民委員会　www.ccnejapan.com/

はじめに

福島第一原子力発電所の事故以来、メルトダウンした 3 基の事故炉の後始末が、大きな技術上の難問となっている。そのことは、地元自治体の復興の条件としても社会問題化している。政府および東京電力（以下「東電」）は、事故炉の後始末について、「中長期ロードマップ」を定め、それに基づいて作業を進めつつある。その計画の中心課題は燃料デブリ（以下「デブリ」）[1] の取り出しである。地元周辺住民が事故時にメルトダウンに伴う放射能飛散のために大規模な避難行動を余儀なくされた苦い経験から、そのような事態が再発しないようにデブリを取り出してサイトから搬出してほしいと地元自治体などが要望し、政府と東電がそのことを約束している。しかし、その実現性に技術的裏付けがあるわけではない。

その後 10 年間、デブリの位置・形状に係る現場調査や、取出しのためのロボット開発が営々と積み重ねられてきた。しかし、未だにその技術は確立していない。むしろ、時間経過とともにその困難性がより鮮明になってきた。デブリの分布や形状はデブリ取出し作業が当初の想定より困難であることを示し、取り出しロボットも未だ開発過程にある。さらに格納容器内の高い放射線レベルも作業を困難にしている。けれども、原子力損害賠償・廃炉等支援機構（NDF）、国際廃炉研究開発機構（IRID）、日本原子力研究開発機構（JAEA）などを中心とする研究機関や関連企業は、希望的な目標に固執したまま、多額の費用と多大な労力を投入し続けている。筆者らはすでに、高線量のデブリを移動させることはかえって外乱を加えて周囲に放射能を漏えいさせるものと考え、安全性と経済性を優先して、デブリ取出し作業を 100 年後、200 年後に延期するか、または半永久的に現在の位置に保管することを提唱してきた[2]。しかし、当事者たちが 2022 年度からデブリの取出しを開始する予定に固執している現状に鑑み[3]、より具体的な検討を行って、ここにデブリの「長期遮蔽管理方式」を提言することとした。

デブリを長期に安定的に保管する方法として、デブリの冷却を空冷化することを前提としているが、そのことは新たなトリチウム汚染水の発生を止め、現在社会問題化しているトリチウム汚染水の海洋放出を避けることにつながる。また、これによって、原子炉建屋内のドライ化も可能になり、周辺環境の安定化に資する。現在、事故後 10 年が過ぎた結果、デブリの崩壊熱が大幅に低下して、空冷に無理なく移行できる。ここに提唱する方式を着実に実施していけば、現行「中長期ロードマップ」のデブリ取出しによる放射能飛散のリスクと巨費の投入を解消できる。この提言が関係の方々のご再考に資すれば幸いである。

本稿執筆に際しては、佐藤暁さん（原子力情報コンサルタント）に一方ならぬ懇切なご指導をいただいた。記して感謝を表す。

原子力市民委員会　原子力規制部会
執筆者：筒井哲郎・滝谷紘一
協力者：高島武雄・後藤政志

1　メルトダウンした核燃料が他の様々な構造物の金属、コンクリートなどと混じりながら、冷えて固まったもの

2　特別レポート1「100年以上隔離保管後の『後始末』」改訂版2017、原子力市民委員会

3　デブリ取り出し開始は2021年度からとしていたが、ロボット開発の遅れのために1年間延期した。「福島第一原発のデブリ取り出し、22年以降に延期」日本経済新聞2020年12月24日

燃料デブリ「長期遮蔽管理」の提言
―― 実現性のない取出し方針からの転換 ――

目次

はじめに 1

第1章　デブリ取出しの無理 5
1.1　野放図なデブリ取出し費用と工程 5
1.2　デブリの長期遮蔽管理方式の選択 7
1.3　デブリ取り出しが非現実的である理由 8
1.3.1　デブリの全量取出しの困難と作業中の放射線性物質漏えいのリスク 8
1.3.2　デブリの行く先が決まっていない 8
1.3.3　暫定保管の技術上の困難 10
1.3.4　核分裂性物質の管理 11
1.3.5　人的操作の熟練 11
1.3.6　テロ攻撃のリスク 12
1.3.7　規制基準の欠如 12

第2章　空冷化システムの概念と成立性 14
2.1　デブリの現状 14
2.1.1　デブリの状態 14
2.1.2　デブリの発熱量 15
2.2　デブリの空冷化システムの基本概念 17
2.3　空冷化システムの成立性 20
2.3.1　ペデスタル内側デブリの温度 20
2.3.2　原子炉圧力容器内のデブリの温度 20
2.3.3　デブリ温度の長期的推移 22

第3章　長期遮蔽管理のための対策 24
3.1　外構シールド 24
3.2　関連する対策 25
3.2.1　格納容器を貫通している配管の隔離作業 25
3.2.2　圧力抑制室の水抜き 25
3.2.3　格納容器内部の不活性化処理と維持 26

3.2.4 未臨界の証明 27
3.2.5 エアボーン放射能濃度の監視と捕捉 27
3.2.6 保安規定の制定と運用 27
3.2.7 セキュリティ対策 27
3.3 制御建屋、付属設備等の撤去 28

補足説明資料.....29
1 デブリ発熱量推算に関する不確かな部分 29
2 デブリ温度分布の計算説明書 31
3 格納容器外面での自然通風除熱の評価 35

参考情報 38
1 チェルノブイリのシェルターとデブリ 38
2 「石棺方式」記述の削除騒動 41

あとがき.....44

図表

第1章

表 1.1 「廃炉中長期実行プラン 2020」を踏まえた燃料デブリ取り出しに係る支出予定表.....6
図 1.1 燃料デブリ取り出しの工程と実施内容 8
図 1.2 HP(判断ポイント)によって、再考の意図を示していた「中長期ロードマップ」.....9
図 1.3 デブリを取り出した場合に一時保管するためのサイト内仮設保管施設.....10

第2章

表 2.1 燃料デブリの成分ごとの重量推定結果(単位:t) 14
図 2.1 デブリの存在箇所と重量推定結果.....14
表 2.2 注水冷却停止試験結果にもとづく燃料デブリの発熱量集計表 16
図 2.2 炉心崩壊熱減衰曲線.....17
図 2.3 受動型空冷システムの概念図.....18
図 2.4 原子炉格納容器の形状と概寸 19
図 2.5 デブリで発生する熱の流れのモデル 19
表 2.3 1、2、3 号機のペデスタル内側デブリの計算条件 20
表 2.4 1、2、3 号機のデブリの上面温度と内部最高温度 20

図 2.6　1、2、3 号機のペデスタル内側デブリの温度分布 21
図 2.7　IRID による 2 号機デブリ分布推定図 21
図 2.8　2号機原子炉圧力容器底部デブリの温度分布 22
表 2.5　デブリの発熱量と最高温度 22
図 2.9　2 号機のデブリ最高温度の長期的推移 23

第3章

図 3.1　外構シールドのイメージ図 24
図 3.2　即時解体と安全貯蔵後解体の放射性廃棄物発生量の比較 28

補足説明資料

表 A.1　燃料デブリの推定重量 29
表 A.2　ペデスタル内側デブリ 30
表 A.3　原子炉圧力容器底部デブリ 30
図 A.1　デブリ温度分布計算用の伝熱ネットワークモデル 33

参考情報

図 B.1　破損したチェルノブイリ 4 号機建屋 38
図 B.2　建設中の第二シェルター 40

【表紙写真】 廃炉段階に入った福島第一原発 1～4 号機　2019 年 4 月 17 日　撮影　鈴木 譲

第 1 章　デブリ取出しの無理

1.1　野放図なデブリ取出し費用と工程

デブリ取出しは、政府・東電が「中長期ロードマップ」の中心課題としており、その方法については、日本原子力研究開発機構（JAEA）および国際廃炉研究開発機構（IRID）などが、原子力損害賠償・廃炉等支援機構（NDF）の委託を受けて研究している。具体的なロボットの試作や試験は、東芝、日立、三菱重工業などの企業が行っている。また専用のアームは、核融合炉の保守点検用アームの開発には製造実績がある英国企業に委託している。[4]

デブリが存在する格納容器内は、放射線量がきわめて高く人間が立ち入ることができない。そのために、デブリの形状や位置についても正確な情報が把握されていない。デブリ取り出し作業は完全な遠隔操作とならざるを得ない。

東電は 2019 年 9 月に、「廃炉事業に必要と考えられる施設と敷地」という資料[5]を政府の「多核種除去設備等処理水の取扱いに関する小委員会」に提出した。政府および東電が事故直後に発表し、何度も改訂を重ねてきた「中長期ロードマップ」には、確かに 2021 年度からデブリ取出しに着手する旨表示されてきた。しかし、デブリが大量の鋼製構造材およびコンクリートと融合して、元々の核燃料の約 3 倍の重量になっていること、および格納容器内部の放射線量が 80Sv/h というきわめて高い数値を示していることが 2017 年に内部調査によって判明した。それらを考えれば、常識的にはデブリの取り出し予定は延期されて当然である。また、「中長期ロードマップ」には「HP」と記された「判断ポイント」が示されており、新しい知見が現れれば、修正されるものと示唆されていた（図 1.2）。ところが、2020 年 3 月に、同社は決算発表資料の中で、2021 年度からデブリ取出し作業を開始することを発表。表 1.1 のように、直近の作業費用について支出見通しと工程表を示した。上記の「廃炉事　業に必要と考えられる施設と敷地」（前出）が政府の小委員会に提出されたことを一般市民が知ったのはその後である。

表 1.1 によれば、2、3 号機のデブリ取出しの準備作業、設備の設置、試験的な取り出しまでの費用が 1 兆 3,700 億円であり、それ以後の実質的な取出し費用は「想定困難」としている。東電の廃炉費用と賠償費用は、NDF を通じて交付される国費である。デブリ取出しだけを見ても、準備段階で 1.37 兆円を予定しており、今後全体としていくらになるかわからない。

表 1.1 の予算表の次のページに図 1.1 に示す工程表が掲載されている。まず、「2 号機の試験的取り出し」、次いで「2 号機の段階的取り出し規模の拡大」、さらに 3 行目には「1 号機と 3 号機の取り出し規模のさらなる拡大」という題名が掲げられているが、その作業がいつ終了見込みであるのかが明示されていない。10 年後の 2031 年末の先にまで延長されることが、「変更が見込まれる期間」を示す矢印（破線）によって示唆されている。要するに、費用も期間も不明な業務をこれから着手すると表明したのである。

---

[4] 「英国のコロナ流行、福島原発廃炉に影響　装置試験に遅れ」朝日新聞DIGITAL　2020年12月6日
https://digital.asahi.com/articles/ASND476F7NCZUGTB012.html

[5] 「廃炉事業に必要と考えられる施設と敷地」東京電力、2019年9月27日
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/osensuitaisaku/committtee/takakusyu/pdf/014_03_01.pdf

表 1.1 「廃炉中長期実行プラン 2020」を踏まえた燃料デブリ取り出しに係る支出予定表

参考.「廃炉中長期実行プラン2020」を踏まえた燃料デブリ取り出しに係る支出 6

➢ 本年3月27日に公表した同プランの作業プロセスをもとにした支出想定額は1兆3,7000億円で、そのうち作業費用に係る支出は3,500億円

□・・・廃炉中長期実行プラン2020に基づき実施する内容

	試験的取り出し（2号機）	段階的な取り出し規模の拡大（2号機）	取り出し規模の更なる拡大	想定支出
①準備作業	● 建屋内環境改善 ● 内部調査	● 建屋内環境改善 ● 訓練・試運転	● 建屋内外環境改善 ・PCV水位低下 ・線量低減等 ・排気筒解体 ・変圧器撤去等	3,300億円（※）
②設備の設置	● 取り出し装置	● 燃料デブリ取り出し設備 ● 安全システム ● 燃料デブリ一時保管設備 ● メンテナンス設備	（3号機） ● 燃料デブリ取り出し設備 ● 安全システム ● 燃料デブリ保管施設 ● メンテナンス設備	1兆 200億円
③デブリ取り出し	● 試験的取り出し	● 段階的な取り出し規模拡大	想定困難	200億円（※）

（※）計3,500億円

合計 1兆 3,700億円

©Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. All Rights Reserved.

出典:「2019 年度の連結業績予想について」東電、2020 年 3 月 30 日、Sheet 6
https://www.tepco.co.jp/press/release/2020/pdf1/200330j0301.pdf

現在は、デブリ取出し技術を未だ確立していないが、政府・東電は、着手して試行錯誤しながら開発していく姿勢のようである。しかしこのように費用も期間も不明な業務を遂行していくことは、際限のない国民負担をなし崩しに強いることになる。

「中長期ロードマップ」が、通常の原発の廃炉期間に相当する 30～40 年という期間を想定しており、廃炉費用を 8 兆円と政府は見積もっている[6]。通常の廃炉の費用が 1 基 500 億円程度であるのに（1～4 号機を対象とすれば合計 2000 億円程度）、廃炉費用がすでに 8 兆円と見積もられているが、今後デブリの取り出しやその処分に要する総額が明示されていないという現実は、責任ある業務計画とは言えない。

6 東京電力改革・1F問題委員会 「提言原案骨子案」2016年12月9日
https://www.meti.go.jp/committee/kenkyukai/energy_environment/touden_1f/pdf/006_01_00.pdf

1.2 デブリの長期遮蔽管理方式の選択

追加費用の問題に加えて、格納容器内部の高い放射線量が測定されたことは、深刻な被ばく労働の増大と、予期せぬ放射能飛散のリスクを払拭できないことを示している。格納容器内の放射線量は 200 年経過後におよそ 1/50 に減衰したとしても[7]、1.6Sv/h という、短時間でも危険な被ばくレベルである。こういう状態では、仮にデブリを取り出しても格納容器の解体はできない。

すでにデブリの発熱量はかなり減少しており、格納容器外面を空気冷却することによってデブリの冷却が可能なレベルに低下している。したがって、早い時点で後述の「外構シールド」を堅固なバリアとする「長期遮蔽管理方式」に切り替えることが、長期的に安定で、かつ、デブリをはじめとする放射性廃棄物の発生を抑制する近道であると私たちは考える。併せて、極めて困難で、汎用性もない「デブリ取出し技術の開発」という膨大な業務を不要にすることができる。

なお、「長期遮蔽管理方式」は、今回、私たちがつくった用語である。原発の廃止措置（廃炉）の方法としては、解体撤去（原子炉施設内の放射能を有する構造物等を解体撤去するもの）とは別に、遮蔽隔離（原子炉に遮蔽等の工事を行って放射能を有する物質を強固に外部から隔離するもの）という方法がある。私たちは、福島第一原発の廃炉の方法は、遮蔽隔離を主体として、デブリを取り出さず、現在の位置で管理していくべきとの考えから、「長期遮蔽管理」と呼ぶことにした。

この方式については、当事者である NDF からもすでに選択肢としての言及がなされている。2016 年に NDF が事故炉の処理に関する報告書において「石棺方式」を選択肢として記載したことである。しかし、この時は、福島県知事および地元自治体首長の強い反発を受けて冷静な比較検討の議論が進まなかった。その経緯については巻末の参考情報（2）「『石棺方式』記述の削除騒動」に記載した。

NDF は、長期保管を選択した場合には、「毒性の高い核燃料物質が、建屋の劣化に伴って将来的に環境中に漏えいする」リスクがあり、他方燃料デブリを取り出すことは、「現在のところ維持されている“一定の安定状態”からの逸脱が発生するリスクであり、例として、再臨界や冷却上の問題の発生、原子炉内部構造の劣化、放射性物質の再漏えい、等の可能性を挙げることができる」と述べた。その上で、「石棺方式も選択肢になり得る」と示唆したのである。

また、日本原子力学会も、2020 年の中間報告書で、国際原子力機関（IAEA）の原子炉施設の廃止措置の考え方を紹介し、即時解体、遅延解体、原位置処分（長期保管）という 3 つの方式を紹介し、放射能が許容レベルまで減衰するのを待つことを基本方針とする原位置処分を国際標準にある選択肢の一つとして説明している[8]。

---

[7] 西原、岩元、須山「福島第一原子力発電所の燃料組成評価」JAEA/Data-code 2012-018, p.75-85 デブリの放射線減衰率と同じと仮定した場合　https://jopss.jaea.go.jp/pdfdata/JAEA-Data-Code-2012-018.pdf

[8] 「国際標準から見た廃棄物管理－廃棄物検討分科会中間報告－」日本原子力学会　福島第一原子力発電所廃炉検討委員会、2020年7月、pp.6-7
http://aesj.net/hp/documents/%E5%BB%83%E6%A3%84%E7%89%A9%E5%88%86%E7%A7%91%E4%BC%9A%20%E4%B8%AD%E9%96%93%E5%A0%B1%E5%91%8A-%E6%9C%80%E7%B5%820714.pdf

1.3 デブリ取出しが非現実的である理由

1.3.1 デブリの全量取出しの困難と作業中の放射線性物質漏えいのリスク

現行のデブリ取出し計画は、とりあえずデブリの所在を突き止め、アクセス方法、回収方法を試行錯誤しながら取り出していくことになろう。その計画に着手した場合、表層の剥離しやすいデブリを取り出すことは可能であろうが、大部分のデブリはコンクリート層や構造体と固着していて剥離や破砕が困難と考えられる。そのために、強力なロボットアームが必要となり、その作業は試行錯誤と開発を長期にわたって際限なく継続することになるであろう。

デブリの取出しの方法として現在提示されている方法は、格納容器側面に大きな開口部を設け、それに接続する放射性物質を閉じ込める大きなセル（部屋）を設けて、デブリを収納する缶の中に収めて搬出する方法である。現状のまま何もしなければ格納容器内に閉じ込められているデブリが、広い面積の壁と天井を持つ空間の中に取り出されることは、放射性物質漏えいリスクを著しく増やす結果となる。

1.3.2 デブリの行く先が決まっていない

首尾よくデブリの取り出しができたとしても、その先に続く最終処分までの全プロセスが整わなければ、中間貯蔵の段階で停止してしまうことになる。せっかく困難な状況下で苦労して取り出したとしても、その努力が無駄になる。その間のサイト内の仮設保管施設に必要な面積を東電は、図 1.3 のように示している。

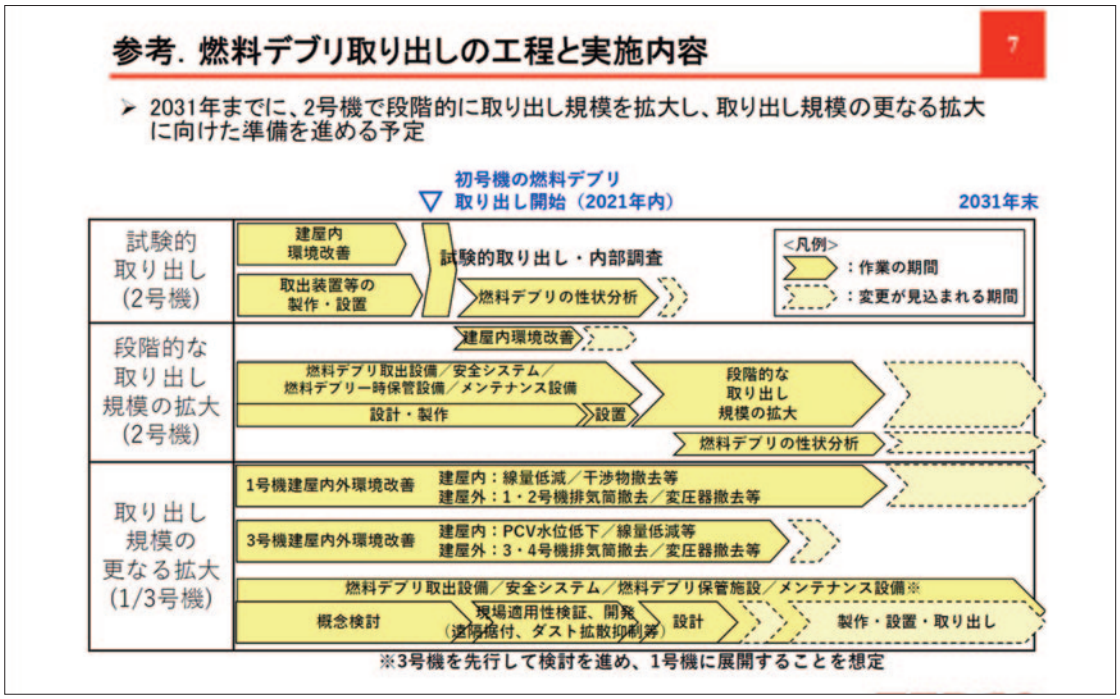


図 1.1 燃料デブリ取り出しの工程と実施内容

出典：「2019 年度の連結業績予想について」東電、2020 年 3 月 30 日、Sheet 7
https://www.tepco.co.jp/press/release/2020/pdf1/200330j0301.pdf

日本学術会議の提言「高レベル放射性廃棄物の処分に関する政策提言」には、高レベル廃棄物の暫定保管の方法と期間について、次のように要旨を記載している[9]。(これは、事故を起こしていない通常の原発から出された高レベル放射性廃棄物についての考え方だが、当然、福島第一の事故廃棄物にも適用されるべきものである。)

提言1　暫定保管の方法については、ガラス固化体の場合も使用済燃料の場合も、安全性・経済性の両面から考えて、乾式(空冷)で、密封・遮蔽機能を持つキャスク(容器)あるいはボールト(ピット)貯蔵技術による地上保管が望ましい。

提言2　暫定保管の期間は原則 50 年とし、最初の 30 年までを目途に最終処分のための合意形成と適地選定、さらに立地候補地選定を行い、その後 20 年以内を目途に処分場の建設を行う。なお、天変地異など不測の事態が生じた場合は延長もあり得る。

暫定保管期間を原則 50 年としているが、それも現在の社会環境においては速やかに恒久保管場所が決まることは期待できない。いずれにしろ、暫定保管期間が 50 年程度ですむのか数百年になるのかわからないが、その期間はデブリ取出しの通過点であって最終ゴールではない。最終処分までのプロセ

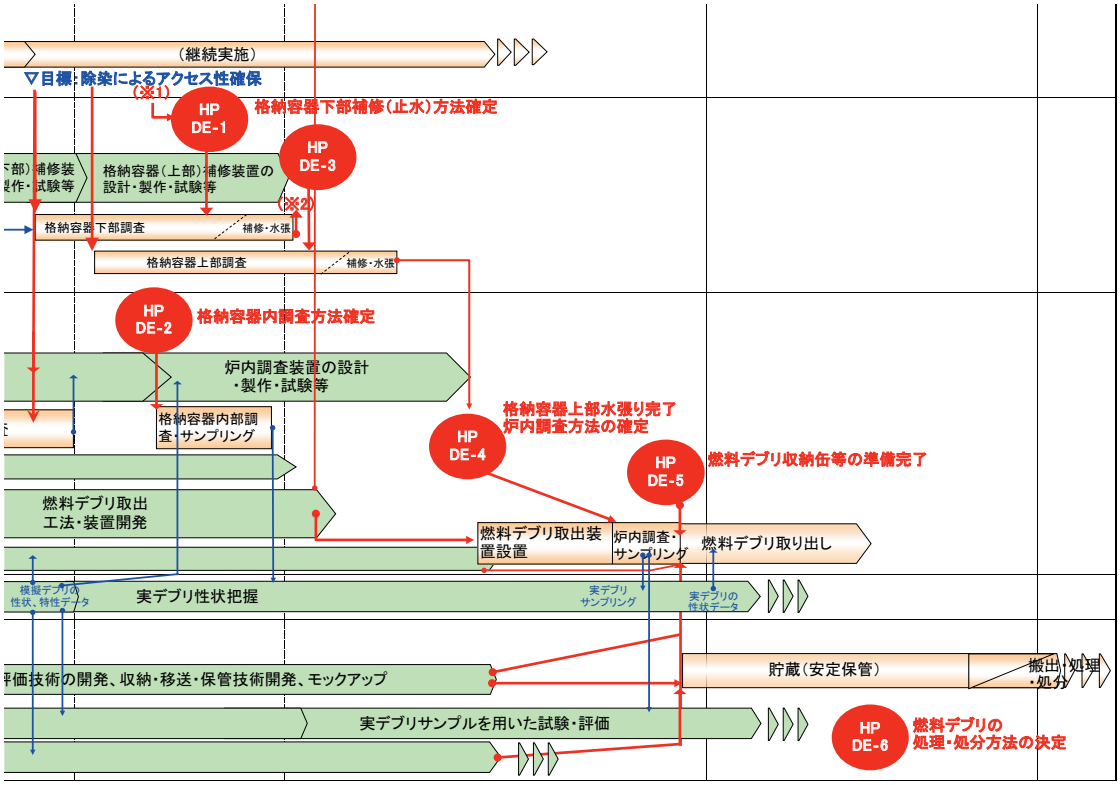


図 1.2　HP(判断ポイント)によって、再考の意図を示していた「中長期ロードマップ」
出典:「中長期ロードマップ」原子力災害対策本部、2013 年 6 月 27 日
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/pdf/130627/130627_01d.pdf

[9] 日本学術会議　高レベル放射性廃棄物の処分に関するフォローアップ検討委員会、2015年4月24日、p. ii
http://www.scj.go.jp/ja/info/kohyo/pdf/kohyo-23-t212-1.pdf

スが決まらず、暫定保管がいつまで続くかわからない状態において、急いでデブリ取出しを行うことは無駄である。

1.3.3 暫定保管の技術上の困難

デブリの回収ができて、暫定保管用のキャスクに密閉した場合、デブリは完全に乾燥させておく必要がある。水分が含まれていると、放射線分解を起こして水素と酸素が発生する。これによりキャスクの内圧が上昇する。水素は金属の結晶格子に浸透して脆化させる。したがって、回収されたデブリは不活性ガスの雰囲気で乾燥させ、水分を取り除く必要がある。しかし、現実的には困難である。デブリにはコンクリートの粒子が混じっているが、コンクリートにはかなりの水が結晶水として含まれている。結晶水はコンクリートの形状と強度を保つためには不可欠であるが、放射線はそれさえも分解してしまう。したがって、コンクリートの粒子と一緒に回収されたデブリは、キャスクに密封された後、必然的に水素と酸素を発生させ、金属の水素脆化を誘発する。このように、キャスク保管には重大な短所と困難な課題がある。

そこで、デブリを高温で加熱して結晶水を分解して気化させ、さらに溶融しガラス化させるという概念がある。しかし、デブリには、融点が 2500℃以上の二酸化ウラン、二酸化ジルコニウムなど、容易に溶融しない成分が含まれている。これらを溶融するほどの高温にした場合には、今度は逆に気化してしま

図 1.3 デブリを取り出した場合に一時保管するためのサイト内仮設保管施設
出典：「廃炉事業に必要と考えられる施設と敷地」東京電力、2019 年 9 月 27 日、Sheet 2
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/osensuitaisaku/committtee/takakusyu/pdf/014_03_01.pdf

う成分もあり、その処理工程を新たに加えなければならない。ステンレス鋼やニッケル基合金などの金属成分も含まれていて、これらは 2000℃以下で溶融する。しかし凝固の際に収縮してしまい、「ガラス」をひびだらけにしてしまうであろう。このようにガラス固化の技術を応用することもできない。

濃硝酸や王水を使って溶かし、使用済燃料に対するピューレックス法のような化学処理を施して回収するという概念もある。しかし、ステンレス鋼やニッケル基合金は不動態を作ってしまって溶解させることができず、二酸化ジルコニウムの挙動も不明である。そもそも取扱いの危険な化学薬品や有機溶剤を大量に使用する化学処理は、火災や爆発、臨界事故などのリスクが高く、現実的な選択とはなり得ない。

以上のように、回収したデブリをどういう形態に安定化し、その中に放射性物質を固定化するかという課題が放置されており、これでは最終処分どころか中間貯蔵さえ適切に行うことができない。

1.3.4 核分裂性物質の管理

デブリの回収に当たっては、核分裂性物質が収支不明となっていないことを証明するため（端的に言えば、核拡散防止条約に違反して、核兵器の製造を企図し、こっそりと核分裂性物質の所在を眩ますようなことをしていないことを国際機関に証明するため）、厳格な計量管理をしなければならない。実際のところ、米国や英国では、そのような収支不明も生じており、チェルノブイリ 4 号機の場合も、その管理が放棄されてしまっているが、これらの国々は初めから核保有国であって、計量管理の査察の対象外である。しかし、非核保有国である日本の場合、そう簡単に計量管理の義務から解放されるとは思われない。本来は、U-235、Pu-239、Pu-241 などの他、Cf-252 までを含むあらゆるアクチノイド核種に対し、それぞれグラム単位で管理しなければならないところであるが、これをデブリの回収作業に合わせてバッチ毎に行うとなると、作業が大変なだけでなく、最終的に収支が合わなくなるという問題に直面するものと予想される。測定と計量の誤差なのか、どこかに未回収分が潜入してしまっているのか、水に溶出して流失した分はどれだけあるのかなど、数字の辻褄合わせのような事態になるだろう。

ペデスタル内には、雑多な夾雑物が不規則、不均一に混在している。そしてデブリには底部や壁面部に融け込んだ分、そこから溢れ出た分、まだ原子炉圧力容器内にこびりついて残留している分があり、これらを遠隔操作で、きれいにすべてこそげ落とすのは大変な作業であり、何種類ものツールを用意して使い分ける必要があるであろう。しかし、その完了はどのように、誰に対して証明すればよいのか。実際のところ、デブリの所在はペデスタル内だけではなく、ペデスタル外にも流れ出ており、一方、原子炉圧力容器の中に残留している分もある。これらの箇所に対しては、ロボット等を使うとしても、アクセスだけでも困難であり、デブリの回収はさらに困難を極める。どのように完了に漕ぎ着け、それを証明すればよいのか、一層難問となる。

1.3.5 人的操作の熟練

本来、アクチノイド核種は、極少量であっても、グローブボックスやホットセルの中で、マニピュレータを使って扱う。アルファ線を放射し、内部被曝をした場合の放射能毒性が著しく高いからである。したがって、デブリの回収作業においてもこの概念に基づいた工法が採用されるべきで、ある程度は遠隔化、自動化が可能であっても、やはり人的操作の熟練が求められる作業がある。定期的な部品の交換や故

障の修理も発生するだろう。したがって、そのようなルーティン的、および非ルーティン的な業務に携わる作業者に対する放射線管理は、従来の原子力発電所におけるものとは異質の、外部被曝管理よりも内部被曝管理に重点をおいた内容となり（たとえばホールボディカウンターとバイオアッセイの頻用）、これに伴って環境モニタリング用として使用する測定器も、従来の GM 管や電離箱などの可搬式なものが主体ではなく、高純度ゲルマニウム半導体検出器や液体シンチレーションカウンターなどのより精密で固定式の装置が必要になる。

結局、デブリの回収作業については、まだその概念が検討中で開発段階にあるときには気にする余裕がないものの、いざこれを実務化する段階に向かうときには、放射性物質や核分裂性物質に関する専門的な知識に加え、上に述べた点なども考慮した高度な技量を習得した技術者、技能者を養成しなければならない。それには、これまでにない国家資格制度や研修、訓練、技量認定などのための制度や施設を整備する必要もあるであろう。しかし、現状はそれらの構築に必要な知見さえ欠如しており、まずは然るべき協定を締結した上で米国のエネルギー省（DOE）の施設などに視察、研修に行って、情報収集するところから始めなければならないであろう。ただし、そのような投資と努力をして制度や施設を整えたところで、最終的に現場で働くことを志願する有能な技術者や技能者を集わせることはできるだろうか。DOE の施設のごときは、国家安全保障の一環だという誇りがモチベーションになるが、日本の場合、壊れた原子炉のデブリ回収が、どれほど将来有望な技術者たちにとってモチベーションになり得るのか、また世間の評価が期待できるのかは疑問である。

以上のような必要な制度や設備が整い、有能な技術者と技能者も集ってきたとしても、長期にわたる作業中の事故やトラブルを想定しないわけにはいかない。その場合、彼らの将来の疾病や健康障害との因果関係がうやむやになってはいけない。物理的半減期も生物学的半減期も長いアクチノイド核種の内部被曝によっては、骨髄、肺、肝臓などの重大疾患が予想され、生命に対するリスクのレベルは、ヨウ素による甲状腺ガンの比ではない。したがって、作業者一人一人の日常の作業日報を克明に記録し、これを一生涯保存しておくなどの特別な管理も必要になるだろう。

1.3.6 テロ攻撃のリスク

デブリを回収しても、相当の長期にわたってサイト内暫定貯蔵を余儀なくされることはすでに述べた。しかし、中途半端な中間貯蔵の形態は、テロリストたちにとっては、好都合の対象物になるであろう。いわば、砂や泥の混じった砂金には手を出すのが億劫でも、すでに選り分けてビンに入れられたものならば、手を出したくなる泥棒の心理にも似たものである。厳重な金庫と警備態勢を整える前に、せっせと砂金の採集に励むのは、かえって自分の命を危険に曝すことになる。

1.3.7 規制基準の欠如

国際規制物資である核分裂性物質を含むデブリを、事業者の自主管理だけに委ねてよいものでないことは論を待たない。当然、規制機関の関与が必要で、さまざまな段階において、安全解析、許認可の制度を設定し、審査や検査、認可のプロセスが運用されなければならない。しかし、これまでのところ、事故の発生から 10 年が経過しているにもかかわらず、汚染水処理の問題も含め、規制機関が個別的にコメントを発したりすることはあっても、制度化された審査や検査を実施したことはない。規制機

関が厳格な姿勢で、規制要件、規制指針、安全評価指針などを策定して事業者に示さなければならないはずである。その場合、運転プラントに対するのと同じように、設計基準事故や過酷事故を設定し、安全評価を行い、判定基準に照らして満足されるか否かが評価されなければならない。このような規制の仕組み作りがないままで、デブリの取出しが実務として動き出すことはあってはならない。

第 2 章　空冷化システムの概念と成立性

2.1　デブリの現状

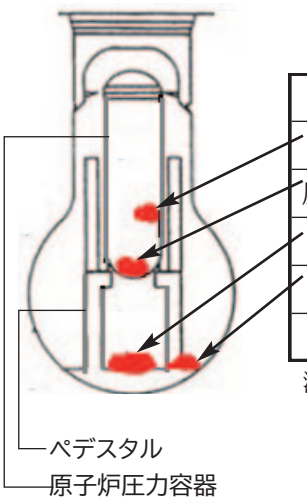
2.1.1　デブリの状態

メルトダウンした燃料デブリの成分別重量と炉内の存在箇所は IRID により表 2.1 と図 2.1 のように推定されている。これに基づいて以下の考察を進める。

表 2.1　燃料デブリの成分ごとの重量推定結果（単位：t）

	燃料デブリ合計	燃料成分（UO_2 など）	構造成分（Zr、SUS など）	コンクリート成分
1 号機	279	76	73	130
2 号機	237	107	56	74
3 号機	364	107	111	146
合　計	880	290	240	350

出典：IRID「解析・評価等による燃料デブリ分布の推定について」2016 年 10 月 04 日、Sheet 24
https://irid.or.jp/wp-content/uploads/2016/10/20161004.pdf



デブリ重量（代表値、単位：t）

場所	1 号機	2 号機	3 号機
炉心部	0	0	0
原子炉圧力容器底部	15	42	21
ペデスタル内側	157	146	213
ペデスタル外側	107	49	130
合　計	279	237	364

注：これらの数値は現時点において最も確からしい値を示す。

図 2.1　デブリの存在箇所と重量推定結果
出典：「国際廃炉研究開発機構における研究開発の状況について」釼田裕史、2016 年 10 月 20 日、Sheet 14　https://irid.or.jp/_pdf/161020RADIEX.pdf

2.1.2 デブリの発熱量

私たちは 2014 年の時点から、放射性汚染水が増加しないように、デブリの冷却を空冷化することを提唱してきた[8]。しかるところ、2019 年から 2020 年にかけて東電においても、注水冷却を一時的に停止して原子炉圧力容器内および格納容器内の温度上昇を測定する試験を行っている。その報告書は下記の通りである。

福島第一原子力発電所 1 号機燃料デブリ冷却状況の確認試験の実施について（2019 年 9 月 26 日）
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/09/3-5-2.pdf

1 号機燃料デブリ冷却状況の確認試験の結果（速報）について（2019 年 10 月 31 日）
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/10/3-5-2.pdf

1 号機燃料デブリ冷却状況の確認試験の結果について（2020 年 1 月 30 日）
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/01/3-5-2.pdf

2 号機燃料デブリ冷却状況の確認試験の実施について（2019 年 3 月 28 日）
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/03/3-5-2.pdf

2 号機燃料デブリ冷却状況の確認試験の結果（速報）について（2019 年 5 月 20 日）
https://www.tepco.co.jp/decommission/information/committee/evaluation_review/pdf/2019/evaluation_review_2019052005.pdf

2 号機燃料デブリ冷却状況の確認試験（STEP2）の結果（速報）について（2019 年 5 月 30 日）
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2019/05/3-5-2.pdf

3 号機燃料デブリ冷却状況の確認試験の実施について（2020 年 1 月 30 日）
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/01/3-5-3.pdf

3 号機燃料デブリ冷却状況の確認試験の結果（速報）について（2020 年 2 月 27 日）
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/02/3-5-2.pdf

試験計画および試験結果には、デブリ発熱量の推定値は記載されていないが、温度上昇は記載されている。それらの数値に基づいて、現在のデブリの発熱量を推算すると、40kW 内外という小さな数値になる。崩壊熱の推定値を 1 号機について見ると、2011 年 12 月には 430kW、2012 年 9 月には 250kW、2013 年 10 月には 160kW であった[9]。時間経過によって大きく減衰したことと、長年冷却水を循環してきたことによって、水溶性の核分裂生成物が選択的に水に溶け出し、洗い流されたことによるものと推定される。

表 2.2 に、上記の注水冷却停止試験に基づくデブリの発熱量の推算を記載したが、冷却水の停止時間が短く、温度上昇の測定値も 1℃以下と小さいので、測定誤差や水温分布に伴う不確かさが大きいと考えられる。したがって、本検討ではデブリ発熱量を安全側に設定するために、表 2.2 の 4 項に示すように、試験結果からの推算値と IRID による揮発性核分裂生成物（FP）の放出を考慮した崩壊熱の参考値[10]を包絡する 10 年後の値として、1 号機では 40kW、2，3 号機では 45kW を採用した。より停止時間の長い試験を 2020 年度にも計画中とのことであり、その結果が得られれば発熱量推定値の精度向上が期待できる。

---

[8] 『原発ゼロ社会への道』原子力市民委員会、2014年、p.91

[9] 1号機燃料デブリ冷却状況の確認試験の結果について、2020年1月30日、シート30
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2020/01/3-5-2.pdf

[10] 高守謙郎「IRIDにおけるf燃料デブリ取出し技術の開発」2019年4月11日、Sheet 9
https://irid.or.jp/_pdf/20190411.pdf

表 2.2 注水冷却停止試験結果にもとづく燃料デブリの発熱量集計表

項	項目	単位	1 号機	2 号機	3 号機	備考
0	注水停止試験実施日		19 年 10 月 15-17 日	19 年 5 月 13 日	20 年 2 月 3-5 日	
1	原子炉圧力容器					
-1	原子炉圧力容器重量	t	440	500	500	
-2	圧力容器比熱	kcal/kg-C	0.11	0.11	0.11	
-3	デブリ重量	t	15	42	21	
-4	デブリ比熱	kcal/kg-C	0.2	0.2	0.2	仮定
-5	注水停止時間	h	49	8	48	1 号機：速報p.1、 2 号機：速報p.2
-6	最大温度上昇	C	0.2	1	0.6	3 号機：速報p.1
-7	原子炉圧力容器の熱量	kcal	9,680	55,000	33,000	
-8	デブリの熱量	kcal	600	8,400	2,520	
-9	熱量合計	kcal	10,280	63,400	35,520	
-10	発熱量	kW	0.2	9	0.9	1kW=0.239kcal/s
2	格納容器					
2-1	鋼材					
-1	格納容器重量(球部/円筒部/リブとも)	t	395	504	504	
-2	格納容器内配管・機器・支持材	t	300	380	380	2・3 号機は 1 号機の 1.25 倍とした
-3	鋼材重量合計	t	695	884	884	
-4	格納容器比熱	kcal/kg-C	0.11	0.11	0.11	鋼材として
2-2	コンクリート					
-1	ペデスタル内径／外径/高さ	m	5/7.4/8.5	5.7/8.5/8.5	5.7/8.5/8.5	2・3 号機の内径、外径は、1 号機×1.15
-2	ペデスタル重量	t	417	557	557	(圧力容器内径比)、高さは同じと推定
-3	容器底部コンクリート、生体遮蔽	t	300	380	380	
-4	格納容器下建屋床コンクリート	t	567	700	700	伝熱範囲を容器最大投影面積x深さ 1m と仮定
-5	コンクリート重量合計	t	1,284	1,637	1,637	
-6	コンクリート比熱	kcal/kg-C	0.21	0.21	0.21	
2-3	デブリ					
-1	デブリ重量	t	264	195	343	
-2	デブリ比熱	kcal/kg-C	0.2	0.2	0.2	仮定
2-4	水					
-1	格納容器内水位の深さ	m	1.75	5.6	5.6	1 号機は速報 p.1。2 号機は 3 号機に合
-2	格納容器内水量	㎥	319	1,535	1,535	わせた。3 号機は速報p.19
-3	水の比熱	kcal/kg-C	1	1	1	
2-5	デブリの発熱量計算					
-1	注水停止時間	h	49	8	48	1 号機は速報p.2、2 号機は測定値不詳
-2	最大温度上昇	C	0.5	不詳	0.7	3 号機は速報p.1
-3	鋼材の熱量	kcal	38,216	不詳	68,077	
-4	コンクリートの熱量	kcal	134,839	不祥	240,690	
-5	デブリの熱量	kcal	26,400	不詳	48,020	
-6	水の熱量	kcal	159,633	不詳	1,074,203	
-7	熱量合計	kcal	359,089	不詳	1,430,990	
-8	発熱量	kW	9	不詳	34.6	
3	合計発熱量(水冷停止測定による)					
-1	測定時点	kW	9	不詳	35.5	2 号機は 3 号機と同じと推定
-2	10 年後推定	kW	8	(34)	34	IRID, 高守、2019、p.9
4	空冷化検討用の発熱量採用値		40	45	45	測定値の不確かさを考慮し、IRID に
-1	原子炉圧力容器内 炉心部重量	t	0	0	0	よる参考値をも包絡する値として設定。
-2	原子炉圧力容器内 炉心部発熱量	kW	0	0	0	
-3	原子炉圧力容器内 底部重量	t	15	42	21	
-4	原子炉圧力容器内 底部発熱量	kW	2.2	8.0	2.6	
-5	ペデスタル内側 重量	t	157	146	213	
-6	ペデスタル内側 発熱量	kW	22.5	27.7	26.3	
-7	ペデスタル外側 重量	t	107	49	130	
-8	ペデスタル外側 発熱量	kW	15.3	9.3	16.1	
-9	重量合計(確認用)	t	279	237	364	
-10	発熱量合計(確認用)	kW	40	45	45	

燃料デブリの崩壊熱減衰評価には、図 2.2 に示す事故炉 1～3 号機の炉心崩壊熱減衰曲線を参照した。

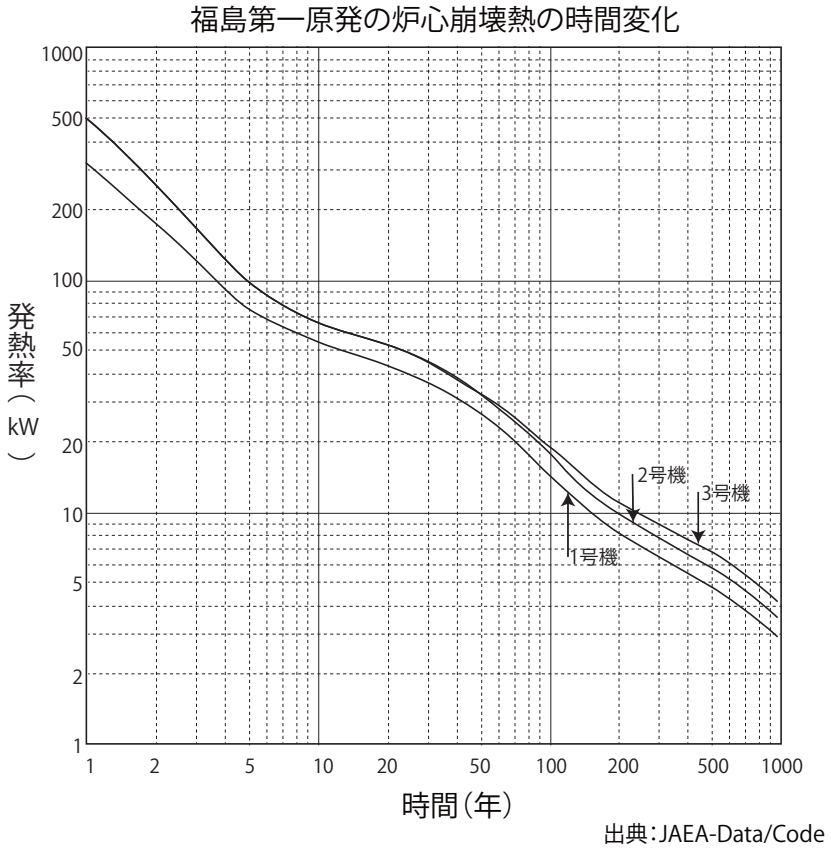


図 2.2　炉心崩壊熱減衰曲線
出典：西原健司他「福島第一原子力発電所の燃料組成評価」JAEA-DATA/Code 2012-018（2012.9）

2.2　デブリの空冷化システムの基本概念

デブリの長期遮蔽管理方式では、デブリを現状で固定化したまま、原子炉圧力容器内および格納容器の内側と外側ともに自然対流または自然通風による受動システムで冷却する。本冷却システムは動的機器がないので長期にわたっての信頼性が得られる。このシステムの概念図を図2.3 に示す。

原子炉圧力容器内では、デブリの熱は窒素ガスの自然対流により圧力容器鋼壁へ伝えられ、鋼壁とその外表面に設けられている金属保温材を経て格納容器内へ放散される。格納容器内ではその熱に加えて、ペデスタル内側と外側にあるデブリからの熱が窒素ガスの自然対流により格納容器内壁に伝えられ、格納容器鋼壁を介して、その外側を流れる空気に伝えられる。

ここの空気は、原子炉建屋内のトーラス室のベント管貫通部（8 か所）から流入し、格納容器（ドライウェル）とコンクリート壁の間に設けられている約 5cm 幅のギャップ部で格納容器外面からの受熱で暖められ、高さ約 30mに及ぶ煙突効果（浮力）により上昇して、運転床上に流出する。図 2.3 の左図では遮蔽プラグ箇所を出口部としているが、同プラグが高濃度放射能汚染によって撤去できない場合は、右図に示す側壁コンクリートの配管貫通部（主蒸気系、給水系、残留熱除去系などの配管用）を出口部とする。予備検討（補足説明資料3を参照）によれば、下降流路と上昇流路における空気の密度差（自然通風力）と全流路抵抗で決まるこの自然通風量は、空気の出入口温度差が 30℃程度あれば数十 kW の熱量を輸送することができる。また、原子炉建屋内の運転床上空間に放散される数十 kW の熱量は、建屋への日射入熱量（数百 kW 以上）と比べると 1 桁は小さく、夏季でも夜間から早朝の時間帯には建物壁を通して外気への熱放散もあるので、自然に任せておいて問題はない。

現状の水冷から、このような空冷方式に切り替えるだけで現在大きな社会問題になっているトリチウム汚染水の発生をこれ以上増やさなくなるので、陸上保管を容易にすることができる。加えて、建屋内をドライ化することができる。またデブリを水冷している間は水が中性子減速材の働きをするので臨界管理が必要であるが、空冷にすることによって臨界の可能性も排除できる[11]。

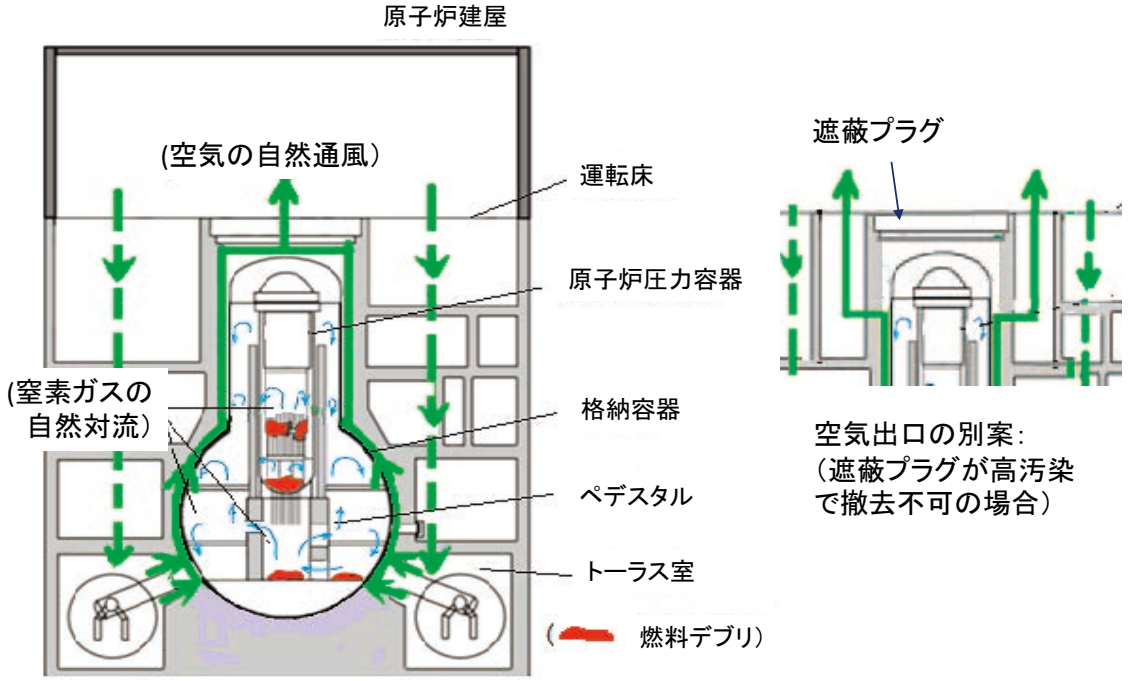
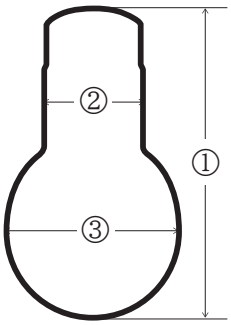


図 2.3　受動型空冷システムの概念図

[11] JAEA核燃料サイクル安全研究ユニット臨界安全研究グループ「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」のうち「管理方針の選択肢」の図中の「乾式管理」を参照。
https://www.jaea.go.jp/04/anzen/archives_seikahoukoku/h26/H26PosterCritical.pdf

格納容器の形状と概略寸法は図 2.4 の通りである。



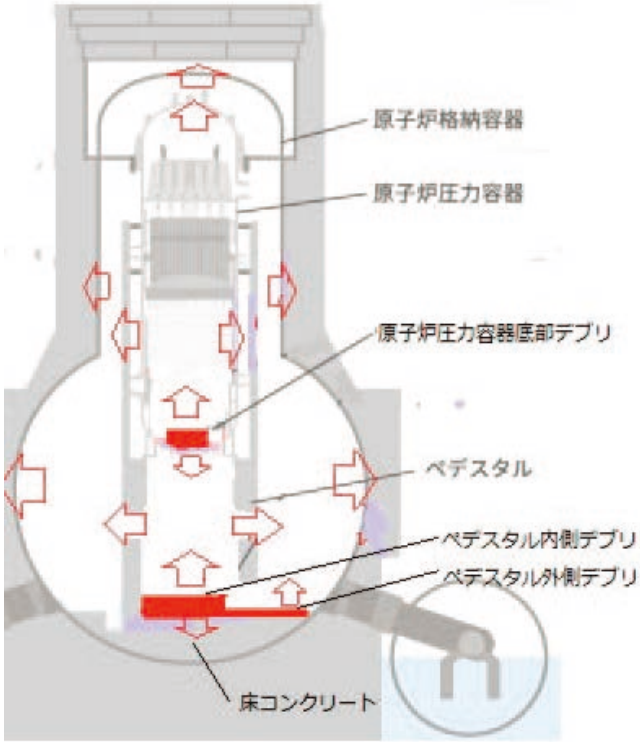
格納容器の概寸（m）

	1 号機	2 号機	3 号機
① 全高	32	34	34
② 円筒部直径	10	11	11
③ 球殻部直径	18	20	20

図 2.4　原子炉格納容器の形状と概寸

出典：IRID「参考文献」 https://irid.or.jp/debris/Reference_J.pdf

以下、このような基本概念のもとにデブリ空冷化が可能であることを、デブリ最高温度に着目した温度計算結果によって示す。図 2.5 は評価対象とするデブリから格納容器に伝わる熱の流れを矢印で示した模式図である。なお使用した計算手法と計算モデル、主な仮定、条件、物性値などは補足説明資料 2 に記す。



境界条件：
①格納容器の外面 60℃（外面での空気の自然通風によりこれ以下に維持される）
②ペデスタル床コンクリート 1m 深さで 20℃一定

図 2.5　デブリから発生する熱の流れのモデル

2.3 空冷化システムの成立性

2.3.1 ペデスタル内側デブリの温度

表 2.2 の行 4-5、4-6 に示すように、各号機を通じてデブリの塊としてもっとも重量と発熱量が大きいのがペデスタル（原子炉圧力容器を支える台座）内側のデブリである。その現在の発熱量（事故から 10 年後の推定値）が格納容器内の窒素ガスに放出され、さらに格納容器の外面とコンクリート壁のギャップを流れる空気に伝熱された場合に、デブリの上面温度と内部の最高温度がいくらになるかを 1、2、3 号機について計算した。表 2.3 にデブリの主な計算条件を示す。計算結果として、図 2.6 にデブリ温度分布を、表 2.4 にデブリの上面温度と最高温度を示す。最高温度のうち最も大きい値は 1 号機の約 340℃であり、デブリの溶融温度（2500℃以上）[12]に比べて十分に低く、デブリが安全に除熱されることを示している。

表 2.3 1、2、3 号機のペデスタル内側デブリの計算条件

	1 号機	2 号機	3 号機	備考
重量（t）	157	146	213	表 2.2 の 4 項を参照 発熱量は 10 年後推定の採用値
発熱量（kW）	22.5	27.7	26.3	
直径（m）	4.8	5.5	5.5	圧力容器内径相当の円筒形状を想定。厚さは重量、比重量及び直径より算出
厚さ（m）	1.14	0.81	1.18	
系内総発熱量（kW）	40	45	45	ペデスタル内側、外側と原子炉圧力容器内のデブリ合計値

表 2.4 1、2、3号機のデブリの上面温度と内部最高温度

	1 号機	2 号機	3 号機
上面温度（℃）	176	173	165
内部最高温度（℃）	341	290	315

2.3.2 原子炉圧力容器内のデブリの温度

原子炉圧力容器内のデブリの量がもっとも多いのは、表 2.2 の行 4-3 に記されているように、2号機であり、その発熱量推計値は 8kW である。その態様は、IRID によれば図 2.7 のように推定されている。このうちの容器底部の燃料デブリについて、上面での窒素ガスへの自然対流熱伝達、窒素ガスから原子炉圧力容器鋼壁、金属保温材を経ての格納容器内窒素ガスへの放熱、及び下面での熱伝導による原子炉圧力容器鋼壁と金属保温材を経ての格納容器内窒素ガスへの放熱を考慮して温度分布計算をした。その際、デブリの形を円筒形状と想定し、その直径は図 2.7 を参考にして 3m、デブリ厚さは

[12] Fumihisa Nagase, Hiroshi Uetsuka, “Thermal properties of Three Mile Island Unit 2 core debris and simulated debris”, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol.49, No.1(2012) p.101

0.78m に設定した。その結果、図 2.8 の温度分布図に示されているようにデブリの最高温度は約 430℃であり、デブリは安全な状態に保たれる。

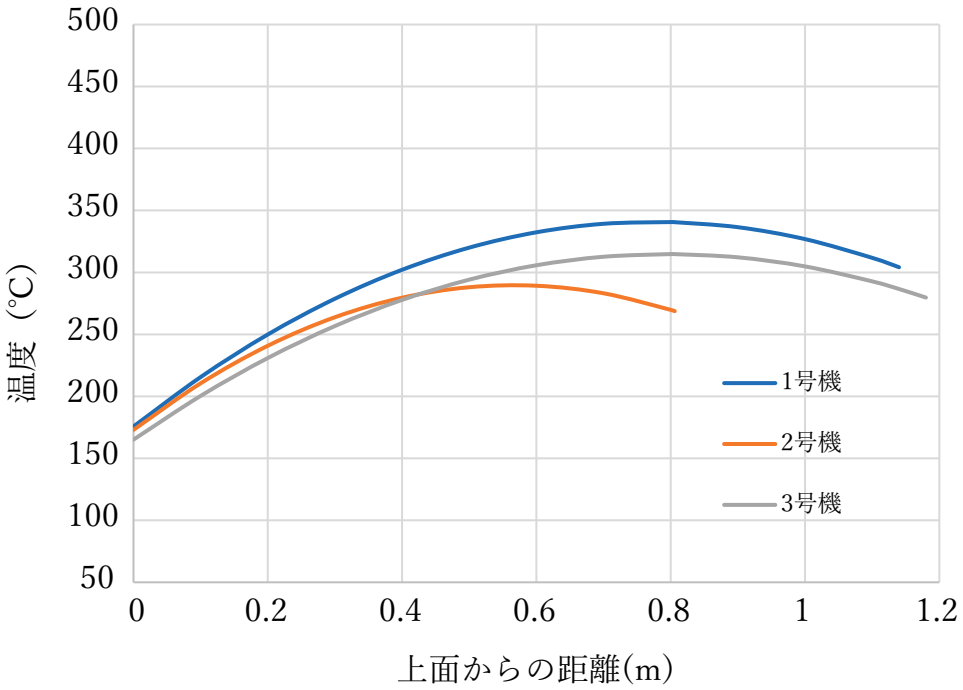
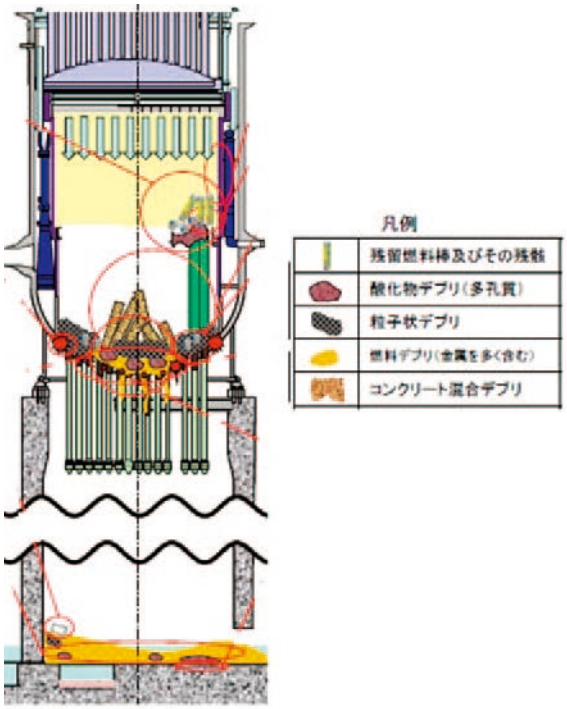


図 2.6　1、2、3号機のペデスタル内側デブリの温度分布



出典：「廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）」IRID、エネルギー総合工学研究所 平成 29 年度成果報告（平成 30 年 6 月）、18 頁掲載図から関連部分を切り抜き。

図 2.7　IRID による2号機デブリ分布状態の推定図

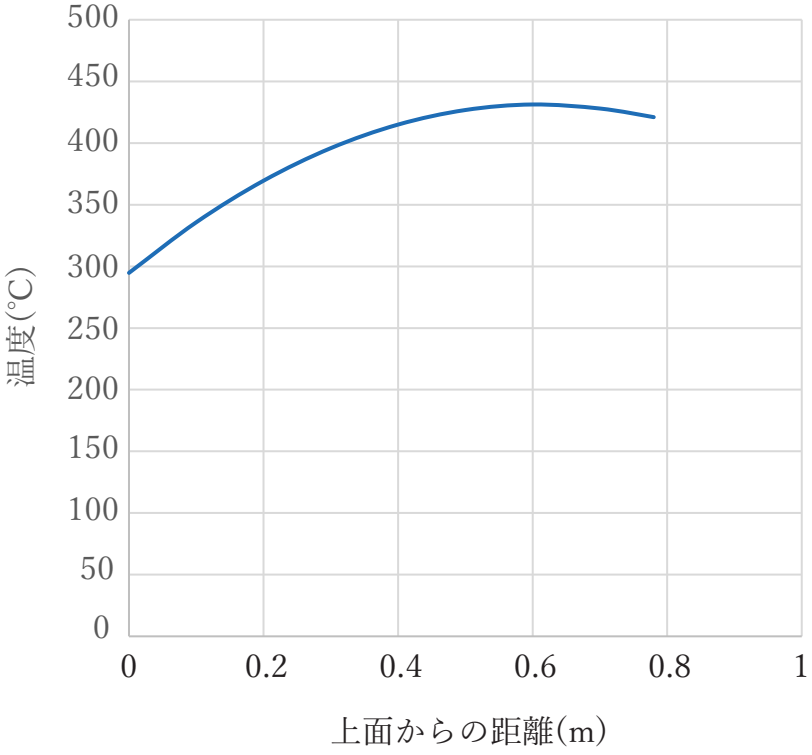


図 2.8　2 号機原子炉圧力容器底部デブリの温度分布

2.3.3　デブリ温度の長期的推移

炉心崩壊熱曲線(図 2.2)の減衰特性に従い、デブリの発熱量は長期的に低下していく。10 年～1000 年の期間についてデブリ温度変化の推移を試算した。対象は、2 号機のペデスタル内側デブリと原子炉圧力容器内デブリである。各デブリの最高温度の時間変化を図 2.9 に示す。図中の曲線の左端は 10 年後の値である。デブリの最高温度は最初の 100 年間に顕著な低下を示し、原子炉圧力容器底部のデブリでも 200℃近くになる。表 2.5 にデブリの発熱量と最高温度の値を 10 年、100 年及び 1000 年について記す。

表 2.5　デブリの発熱量と最高温度

経過時間	10 年	100 年	1000 年
ペデスタル内側デブリ			
発熱量(kW)	28	7.2	1.4
最高温度(℃)	290	116	64
原子炉圧力容器底部デブリ			
発熱量(kW)	8	2	0.39
最高温度(℃)	431	197	128

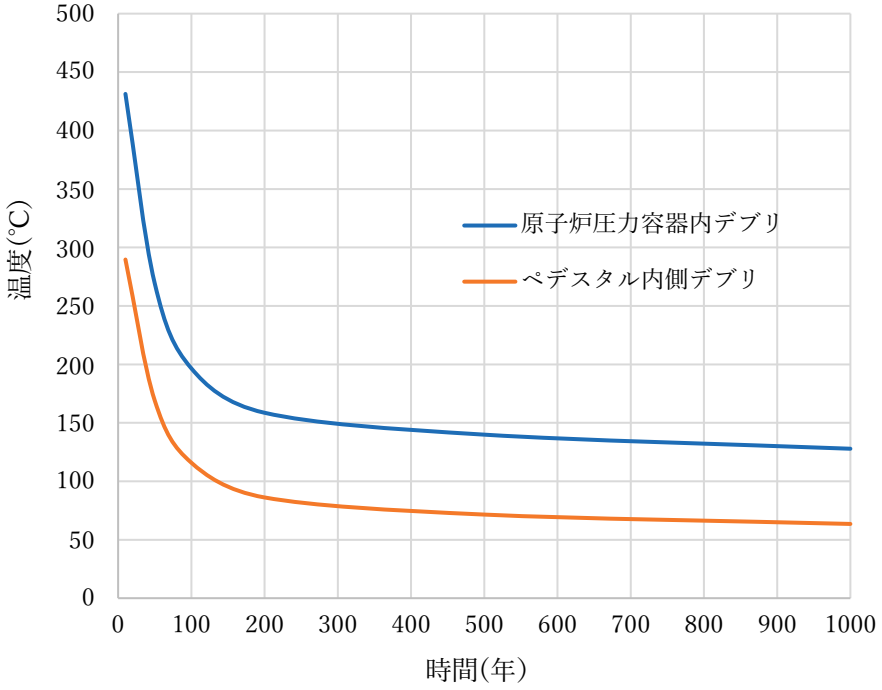


図 2.9　2 号機のデブリ最高温度の長期的推移

以上 2.3.1～2. 3. 3 に記したデブリ温度の解析評価にもとづき、提唱する受動型空冷システムによってデブリは現在から長期間にわたり安全に冷却される見通しが得られた。

第3章　長期遮蔽管理のための対策

3.1　外構シールド

デブリを長期遮蔽管理するには、デブリが外乱のために浸水したり、変異が生じたりしないように、保管している建屋を天候や地震動あるいは津波の襲来から守らなければならない。

既存の原子炉建屋が東北地方太平洋沖地震により健全性を損なっていると考えられるので、それを全体的に覆う外構シールドを設けることとする。下部は原子炉建屋の基礎版に接続して地下水の流入も遮断する。構造は鉄筋コンクリート製とし、設計寿命は 200 年以上を目指す。ただし、メンテナンスができるように、既設建物との間に作業用の間隙を設ける。その概念図を、図 3.1 に示す[13]。ただし具体的な形状は既設建屋との関連で調整する。最終的な外部環境とのバウンダリは、外構シールドによって担保する。

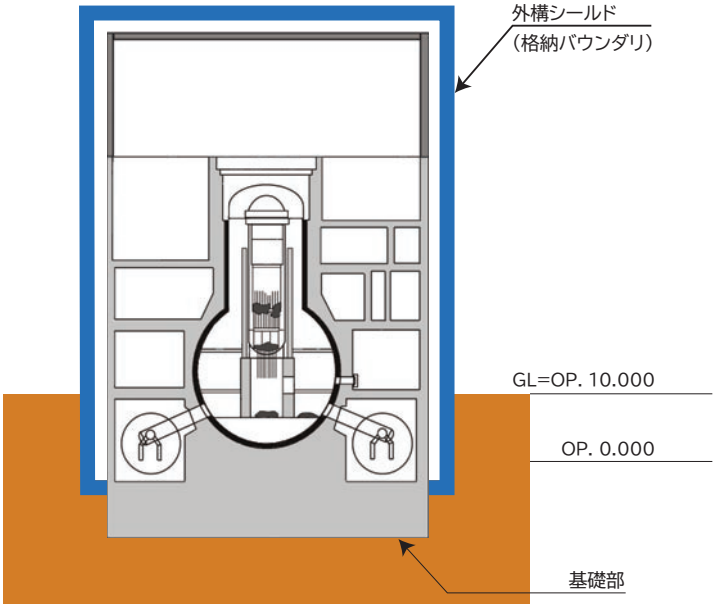


図 3.1　外構シールドのイメージ図

外構シールドは原子炉建屋の地上部分だけでなく、屋上、側面、底面を含む全ての面に対し気密性と水密性を確保する。また、原子炉建屋外壁と外構シールドの間隙部の放射能濃度の監視を行う。

原子炉建屋内は、運転中のプラントと同様に、外気に対して 6.4mm-H_2O 以上の負圧を維持する。また、定期的な入域のための二重扉を 2 ヵ所以上に設ける。

地下は、地下水レベルを建屋底部よりも低く維持することを最終的目標として敷地の改良を進めていく。その場合、サブドレン・ポンプによる汲み上げは、暫定的な目的とバックアップ機能としては認められる

[13] 外構シールドの考え方は、原子力市民委員会 特別レポート1『100年以上隔離保管後の「後始末」』2.2.2項に記載した内容と同主旨である。

が、恒久的には、外構シールドが止水機能も果たすようにする。

以上のような概念による処理の維持、継続を、100 年後、200 年後も了とするか否かについては、将来の世代の人々の考え方が尊重されなければならない。したがって、近未来に対して不可逆的な措置をとるべきではなく、将来の別案の適用を著しく妨害しないようにする。このような配慮は使用済核燃料の最終処分でも行われようとしているものである。

3.2 関連する対策

3.2.1 格納容器を貫通している配管の隔離作業

格納容器には、主蒸気系、給水系、残留熱除去系、原子炉冷却材浄化系、非常用炉心冷却系などの大・中口径の配管から、制御棒駆動機構水圧系配管（100 本以上）などの小口径の配管、さらに水位計や圧力計の計装配管を含め、多数の配管が貫通している。それらは、現時点においてすでに空になっているものもあるが、水で満たされているものあり、いずれにしても、そのままで放置した場合にはやがて配管自体、または隔離弁が劣化、腐食、破損し、格納容器の内外が連通するおそれがある。

そこで、格納容器の外側隔離弁のすぐ外側で切断し、内部の水分を除去して乾燥させ、窒素ガスで不活性化した上で閉止板を溶接して隔離する処理が必要であり、これを貫通配管の全数に対して行わなければならない。同様の処置は、格納容器から原子炉建屋貫通部に至る間の真空破壊弁に対しても必要である。

ただし、これらの作業の完遂は、必ずしも空冷化を開始する上での前提条件ではないので、空冷化に切換えてから、材質、口径、劣化環境、作業性と作業に伴う被ばくの程度を考慮して優先順位を決め、無理のない施工計画を立て、順次施工していけばよい。格納容器は、すでに下部に修理不可能な損傷があり、実際のところ外部環境との最終的なバウンダリではないが、以上の措置は多重防護の観点からもなすべきことである。

3.2.2 圧力抑制室の水抜き

現在、鋼製容器の圧力抑制室には、事故当時からの高濃度汚染水が満水状態で貯蔵されたままになっている。これを放置した場合には、やがて劣化して水が漏れ始め、水位が低下していき、ダウンカマー配管の下端よりも低下した時点でドライウェル側と気相部が連通するようになる。これにより、圧力抑制室の湿気がより活発に格納容器内に運ばれるようになり、環境を悪化させる可能性がある。そして、圧力抑制室が著しく損傷した場合には、その損傷箇所を通して、格納容器内の気中に浮遊する放射性物質が原子炉建屋内に漏れ出ることになる。したがって、そのような可能性を最低限に抑えるためにも、圧力抑制室の滞留水は処理しなければならない。

圧力抑制室には、事故当時に生じた破損やその後の劣化による損傷があるかも知れないが、その存否についても位置についても推定できないため、その高濃度汚染水の処理に当たっては、これまでの注水と水処理運転の循環ループからバイパスされて、ほとんど希釈されていないものと仮定して臨む必要がある。さらにこの汚染水には、特に 1 号機の場合には大量の海水注入を行ったことによる塩分が高濃

度で溶けていて、熱と放射線で劣化し剥離した塗装片、原子炉再循環ポンプなどから漏れた潤滑油、グリス、配管の制振用に設置されたオイル・スナバーから漏れた油、コンクリートの粉塵、鉄錆などが大量に混入しているものと想定しなければならない。

したがって、この場合の高濃度汚染水の回収や処理は、相当の困難の伴う作業となる。しかし、これも空冷化の前提条件と見做す必要はなく、無理のない工程で確実に進めていけばよい。たとえば、1 日当たり 2～3 トンの処理ができれば 3 年前後で全量を処理できる。そのように考えれば、圧力抑制室からの取水口は、たとえば原子炉建屋 1 階の床から穿孔し、口径 25mm 程度の小さなものであっても十分であり、処理後の復旧時の止栓も容易である。また水処理系への流路の遮蔽もこのような小口径配管に対してであれば容易である。

実際のところ、いつまでも空冷化に着手せず注水を続ける限り、圧力抑制室の高濃度汚染水には手が付けられないのであるから、むしろ空冷化は、いまだ大量に残留しているこの高濃度汚染水を処理するための前提条件だったというべきである。

3.2.3 格納容器内部の不活性化処理と維持

格納容器は耐食性のない炭素鋼製であり、元々その防蝕用に無機亜鉛とエポキシ系の塗装を施していたのであるが、設計基準を超える高温と放射線レベルに長期間曝露されたことで、かなりの部分が剥離してしまい、今は母材が剥き出しになっているものと推定される。その上、圧力抑制室とドライウェルの一部は、塩分を含んだ水に浸漬されている。したがって、すでに腐食による減肉が進んでいるかもしれない。ペデスタルは、鉄筋コンクリートの構造物であるが、事故時の高熱にさらされたことでセメントが侵食され、骨材が部分的に崩落し、そのような部分の鉄筋も水に浸漬し、腐食している。その他、ドライウェル内に張り巡らされた鉄骨、グレーチング床、手摺り、梯子、配管サポート、生体遮蔽など炭素鋼製の鋼構造物が多くある。これらが無塗装状態で、長期間腐食環境に曝露された場合には、じょじょに減肉し、機械的強度を失い、崩落が始まり、一部の崩落によって荷重バランスが変化し、他の部位の損傷を誘発し、そのような現象が連鎖することによって、やがて内部に大規模な崩壊が起こる。最終的には原子炉圧力容器さえ支持を失い、不安定な状態になってしまう可能性がある。

実は、原子炉圧力容器も含め、格納容器内の機器や構造物の健全性を保つことが必須であるかと言えば、そうではない。これらは現時点でも将来にもおいても、何ら機能が求められておらず、すでに廃材なのである。ただし、格納容器自体に局所的な想定外の荷重が作用しないようにするためにも、できるだけ長期間にわたって健全性を保つのが望ましい。したがって、そのような劣化の要因となる腐食を抑制するためにも、格納容器内を窒素で不活性化し、常に酸素と水分を除去しなければならない。

現在格納容器には損傷箇所があって完全な密閉状態は期待できない。しかし、窒素供給を続けることにより格納容器内は窒素濃度を高く維持し、建屋内は外気の漏れ込みによって大気相当の窒素レベルに抑制できると考える。

3.2.4 未臨界の証明

天然ウランは、重水や純度の高い黒鉛などの特殊な減速材を使わない限り、臨界を起こさせるのは不可能である。そこで軽水炉では低濃縮ウランが燃料として使われているわけであるが、その設計においては余剰反応度を抑えている。事故によって形成されたデブリの場合、U-235 が消耗していること、その一方で、熱中性子を吸収する核分裂生成物の核種も多く含まれていること、デブリと減速材となる水との幾何学的形状・分布が、臨界の成立には一般的に不利に働くこと、デブリの成分には、制御棒の炭化ホウ素も含まれ、水に対して不溶性であることから、今でもデブリに混じって残っていることなどの理由により、再臨界の可能性は極めて低いと推測される。

しかし、万一発生した場合の影響が重大であることに鑑み、以上の定性的な見込みについては、解析的な方法で、定量的に裏付けられる必要がある。

3.2.5 エアボーン放射能濃度の監視と捕捉

格納容器内の注水を停止し、徐々に内部が乾燥していくことによって、それまで水分によって拡散が抑えられていた放射性物質の粒子が自由に運動を始めるようになる可能性がある。そのような気中に浮遊する性質のあるエアボーン粒子は、いつまでもその閉じ込めを図るよりもむしろ積極的に発散させて除去するアプローチの方が長期的には望ましい。

格納容器と原子炉建屋の気中の放射能濃度を監視するとともに、格納容器から漏出した放射性粒子は建屋排気系の微粒子除去用の HEPA フィルタによって補足することができる。

3.2.6 保安規定の制定と運用

空冷化の適用に当たっては、少なくとも当面の間は、幾つかの安全上の管理事項を定め、定期的にその保全の状況を試験や検査を通じて確認しなければならない。

格納容器内に関しては、雰囲気温度・湿度、酸素濃度、放射能濃度、原子炉建屋に対する圧力などに対する連続的な監視、および除湿装置の運転状態などに対する定期的な確認が必要である。

原子炉建屋に関しては、雰囲気温度・湿度、放射能濃度、外気に対する圧力などに対する連続的な監視、および照明設備、通話設備、火災防護設備の運転状態などに対する定期的な確認が必要である。

外部環境への影響に関しては、放射線レベル、放射能濃度、地下水レベル、地下水放射能濃度などに対する連続的な監視および定期的な測定が必要である。

3.2.7 セキュリティ対策

1.3.6 で述べたように長期遮蔽管理中の原発は、テロリストの標的となりうるので、敷地は全般的にシンプルな方法で、テレビカメラとドローンによって、赤外線カメラによる夜間の監視も含め、地上、上空、海、地下からの侵入に備えて、厳重な監視と防御が行われなければならない。

原子炉建屋への二重扉、格納容器への二重扉はインターロック構造とし、これらの通過ゲートには外敵の侵入に対して着色弾の発射や麻酔性ガスを噴射させることができるなどの効果的な保安対策を施す。敷地内と建屋内には潜在的な隠れ場所を作らないようにし、アクセス経路には照明とテレビカメラを設置する。

3.3 制御建屋、付属設備等の撤去

原子炉建屋は残すが、制御建屋や付属設備等は、放射線量が減衰するに伴って解体していく。このことは、過酷事故を起こさないで運転を終えた原発の廃炉と同様の考え方が適用される。またタービン建屋は放射線レベルによっては再利用の可能性がある（ドイツなどでは、廃炉作業の加工場や、他の目的の工場として利用されている例がある）。

ただし、廃炉作業を行う環境としては、作業者の被ばくを最小限にする方向を追求する。たとえば福井県の市民団体が指摘しているように、近年イギリスで実践されているという、廃炉作業者が週 40 時間働いても年被ばく量が 2mSv（空間線量率 1μSv/h 相当）になるような環境になるまで待ってから作業するという方法が望ましい[14]。同様の指摘は、原子力学会の福島第一原子力発電所廃炉検討委員会が行っている。その中間報告書によると[15]、図 3.2 に示されているように、施設を即時解体する場合（シナリオ案1と 2）と、一定期間安全貯蔵した後に解体した場合（シナリオ案 3 と 4）とを比較すると、後者の場合に放射性廃棄物の発生量が格段に減少することが明らかに分かる。つまり、解体作業時期を遅らせることができるものについては、十分な放射線減衰を待ってから作業を行うように計画を設定するべきである。

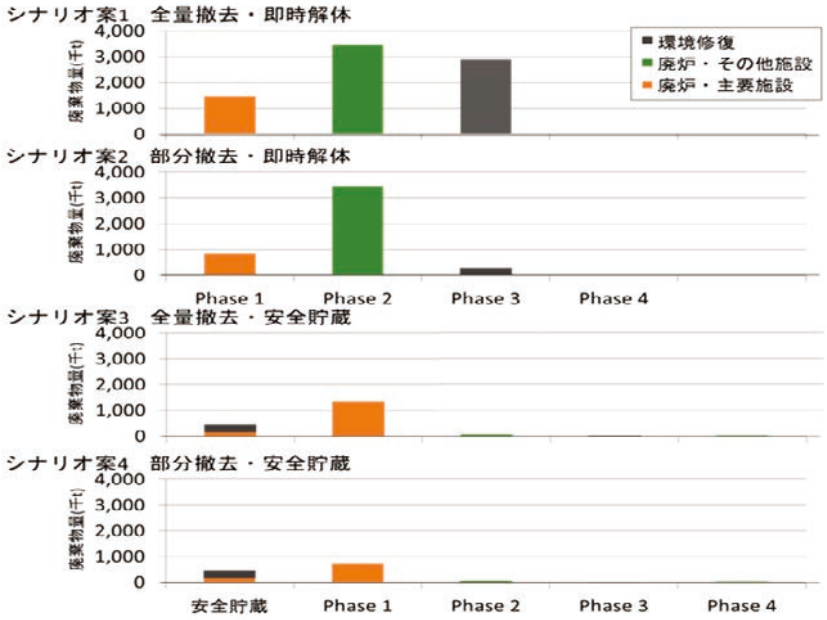


図 3.2 即時解体と安全貯蔵後解体の放射性廃棄物発生量の比較

---

14 「原子力発電の廃炉問題に関する提言」原子力発電所の廃炉問題に関する検討委員会、2019年12月14日、p.2
http://ksueda.eco.coocan.jp/hairoteigen.pdf

15 原子力学会 福島第一原子力発電所廃炉検討委員会「国際標準から見た廃棄物管理－廃棄物検討分科会中間報告－」2020年7月、p.28
http://aesj.net/hp/documents/%E5%BB%83%E6%A3%84%E7%89%A9%E5%88%86%E7%A7%91%E4%BC%9A%20%E4%B8%AD%E9%96%93%E5%A0%B1%E5%91%8A-%E6%9C%80%E7%B5%820714.pdf

補足説明資料 1

デブリ発熱量推算に関する不確かな部分

1. デブリの総発熱量

本書では、2.1.2 項で述べたように、東電が 2019 年から 2020 年初めにかけて行った冷却水停止試験における冷却水温度上昇値と、それに関与する熱容量（冷却水、設備機器の鋼材、建屋構築物のコンクリートなど）に基づいて、デブリ発熱量を推算した。この試験では、冷却水停止時間が 2 号機で 8 時間、3 号機で 48 時間、1 号機で 49 時間と短く、その間の温度上昇測定値がいずれも 1℃以下であることから、推算値にはかなりの誤差が伴うことを免れない。

そこで、冷却水停止試験データにもとづく推算値に加えて、燃料溶融時の核分裂生成物放出試験を反映した IRID の Model 2 による崩壊熱評価値[16]を参照して、両方を包絡する値を今回の検討用の採用値とした。その採用値が、表 2.2 の 4 に記した 1 号機 40kW、2、3 号機 45kW である。

2. 熱計算条件のバラツキ

(1)デブリ分布データのバラツキ

本文 2.1.1 項の表 2.1 に、IRID による燃料デブリの成分ごとの重量推定結果、及び図 2.1 に存在場所ごとの重量推定結果を掲載し、IRID と IAE が代表値とした重量値をもとにして熱計算を行った。この代表値については下表のとおり不確かさの評価が示されている[17]。

表 A.1 燃料デブリの推定重量

燃料デブリ（燃料＋溶融・凝固した構造材（コンクリート成分を含む））の推定重量（ton）

	1号機			2号機			3号機		
場所	評価値	代表値	相対値	評価値	代表値	相対値	評価値	代表値	相対値
炉心部	0~3	0	0%	0~51＊1	0＊1	0%＊1	0~31	0	0%
RPV底部	7~20	15	5%	25~85＊1	42＊1	18%＊1	21~79	21	6%
ペデスタル内側	120~209	157	56%	102~223	146	61%	92~227	213	58%
ペデスタル外側	70~153	107	39%	3~142	49	21%	0~146	130	36%
合計値	232~357	279	–	189~390	237	–	188~394	364	–

（注）評価値は，分析・評価の不確かさを考慮した評価結果の範囲を示す。
代表値は，分析・評価の結果から，現時点における確からしい値を示す。
＊1：東京電力によるミュオン測定結果（H28.7.22時点）が発表される前の評価結果であり，
2号機の炉心部及びRPV底部の燃料デブリ残存量は，もう少し多いと推定される。

16 このModel2とはPHEBUS-FPT4試験に基づくデブリからの核分裂生成物（FP）放出モデルを指している。日本も参加したこの国際共同試験では、照射済み燃料体の溶融試験を行い、低揮発性FPの放出量に注目している。その結果、低揮発性FPはあまり出てこなかったとある。従って、Model2は早期に揮発性FPが出た後に残る低揮発性、水溶性及び不溶性FP等によるデブリの崩壊熱を評価しており、ここでは不確かさの上限に近い発熱量とみなせる。
参考：PHEBUS-FPT4試験 https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_06-01-01-19.html

17 IRID、IAE「解析・評価等による燃料デブリ分布の推定について」日本原子力学会、2016年10月04日、Sheet 23
https://irid.or.jp/wp-content/uploads/2016/10/20161004.pdf

この重量の不確かさはデブリ発熱量の合計値には影響しないが、デブリ間の発熱量割合とデブリ厚さが変わることにより、着目してきたペデスタル内側デブリと原子炉圧力容器底部デブリの各最高温度には影響が生じる可能性がある。そこで、重量に関する不確かさの上限値に注目してその影響を調べた。その結果を代表値ケース（本文に記載）と対比して下表に示す。

表 A.2　ペデスタル内側デブリ　（1号機：代表値ケース間で温度が最も高い）

項目	不確かさ上限値ケース	代表値ケース
重量(t)	209	157
発熱量(kW)	31	23
最高温度(℃)	483	341

表 A.3　原子炉圧力容器底部デブリ　（2 号機：代表値ケースでデブリ量が最も多い）

項目	不確かさ上限値ケース	代表値ケース
重量(t)	85	42
発熱量(kW)	16	8
最高温度(℃)	922	430

両デブリとも不確かさ上限値ケースでの最高温度は代表値ケースよりも相当に高くなるものの、デブリの溶融温度（2500℃以上）には十分な余裕があり、安全性は維持されることを示している。

（2）燃料デブリの形状がデブリ最高温度に与える影響

現状は、円筒状と仮定して計算している。その際、1次元伝熱モデルを用いて上面での自然対流と下面での伝導による放熱を考慮し、側面での放熱は無視している。重量が同じでも形状の相違によってデブリ最高温度に違いが生じることは免れないが、代表値ケースについての 1 次元モデルによる値（最高値は、2 号機原子炉圧力容器底部デブリの約 430℃）を大幅に上回って、2500℃以上のデブリ溶融温度近くまで高くなることは考え難い。デブリ形状が明確になれば、3 次元伝熱モデルによって精度を高めた評価の実施が望まれる。

（3）崩壊熱の減少速度

現在の温度推定計算に、上記のような不確かさがあることは避けられない。

他方、現在は崩壊熱が比較的速く減少している過程にある。もし、施工時期が事故から 10 年後ではなく 20 年後に延期されても、問題が発生するわけではなく、条件はさらに緩和される。崩壊熱がもっとも少ない 1 号機から始めて、順次 2・3 号機に移って行くように、無理のない施工計画を立てて行けばよい。また、1 基を施工すれば、他の号機のための教訓を得ることもできる。

補足説明資料 2

デブリ温度分布の計算説明書

1. 本計算の目的と手順

本書における計算は、デブリの空冷化が成立する可能性があるかどうかを判断するための試計算という位置づけで行ったものである。国と東電によるデブリの存在状態の把握にはまだ推測段階にとどまる点も多く、デブリの物性データも実測されていない現状から、入力条件においても計算モデルにおいても、相当の不確かさがあることを認識している[18]。その上で、現時点において最も確からしいとされる情報をできうるかぎり集め、デブリの最高温度が安全確保上、十分な余裕を持っているかどうかを確認して、空冷化が成立する可能性が十分にあると判断した。

格納容器ペデスタル内側のデブリについての計算手順の概要は次のとおりである。

(1) まず格納容器内窒素ガスの温度を求める。その際、境界条件として格納容器鋼壁外面温度を60℃とする(格納容器外面の自然通風冷却によりこの温度以下に維持することを想定)。
デブリ発熱量と格納容器の伝熱面積から決まる熱流束をもとに、熱伝導による鋼壁内外温度差と自然対流熱伝達による鋼壁内面上の境膜温度差を計算することで、格納容器内の窒素ガス温度が求められる。この計算において窒素ガス全量に与えられる熱量は、本文の表 2.3 に示す「系内総発熱量」である。この際、ペデスタル内外のデブリ下面から熱伝導によって格納容器床コンクリートを通じて外部へ散逸する熱量があるが、窒素ガス温度を安全側に評価する[19]観点からこれを無視する。

(2) 次に、デブリ上面から窒素ガスへの自然対流熱伝達と下面から床コンクリートへの熱伝導を考慮のもとに、デブリが一様に発熱すると仮定して内部の温度分布を計算して、デブリ最高温度を求める。

原子炉圧力容器底部のデブリについては、次のように計算した。

(3) 上記(1)で得られた格納容器内窒素ガス温度を境界条件として、原子炉圧力容器内の窒素ガス温度を(1)と同様の手順で求める。この際に異なる点は、原子炉圧力容器外面に取り付けられている金属保温材の断熱効果を考慮することである。

(4) デブリ内部の温度計算において(2)と異なる点は、下面から熱伝導で原子炉圧力容器鋼壁と金属保温材を経て格納容器内窒素ガスへ伝わる熱を考慮することである。

2. デブリの最高温度の計算過程

使用した伝熱モデル、主な仮定、条件、物性値などを説明する。

---

[18] 国際廃炉研究開発機構・エネルギー総合研究所 「廃炉・汚染水対策事業費補助金(総合的な廃炉状況把握の高度化)」平成29年度成果報告 https://warp.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/11175301/irid.or.jp/_pdf/20170000_01.pdf

[19] ここでは、温度をより高く算出することを意味する。

2.1 伝熱モデルとおもな仮定

デブリで発生する熱が、格納容器外面の冷却空気および格納容器床コンクリートに伝わる過程を、図 A.1に示す 1 次元伝熱ネットワークモデルで扱う。要点は以下のとおりである。

(1) 格納容器内側デブリの上面から格納容器内窒素ガスへの伝熱、及び窒素ガスから格納容器鋼壁への伝熱は、気体の自然対流熱伝達による。デブリの下面から床コンクリートへの伝熱は、熱伝導による。

(2) 原子炉圧力容器底部デブリの上面から圧力容器内窒素ガスへの伝熱、及び窒素ガスから圧力容器鋼壁への伝熱は、気体の自然対流熱伝達による。デブリの下面から圧力容器底部鋼壁への伝熱は熱伝導による。圧力容器鋼壁の外面に取り付けられている金属保温材から格納容器内窒素ガスへの放散熱は、所定の熱通過率[20](断熱性を上げるために制限された伝導、対流、ふく射による総合値)で取り扱う。

(3) 各デブリの形状は 1 次元解析を行う上から円筒形を想定し、上面と下面での伝熱のみ考慮し、側面での伝熱は無視する(側面での伝熱無視は、デブリ温度評価上安全側の仮定となる)。デブリの直径、厚さは IRID とエネルギー総合工学研究所が公表した事故炉のデブリ分布状態の推定図(図 2.7)を参考にして設定する。

(4) デブリの温度分布と最高温度は、一様発熱する均質な物体についての1次元定常熱伝導方程式の理論解にもとづいて求める。

(5) 系全体の境界条件として次の 2 項目を用いる。

・格納容器鋼壁外面は 60℃一定(自然通風システムでこれ以下に維持されることを想定)

・格納容器床下コンクリートは深さ 1m の地点で 20℃一定(3 号機の原子炉建屋の配置図によると、境界条件とした位置は、地表からおよそ 5m の地中にあり、年平均気温にほぼ維持されていることを想定)

記号

C_1、C_2、C_3、C_4: 積分定数
L　：デブリ厚さ
Lc　：デブリ下面で接する物体の厚さ
Q　：デブリの単位体積当たりの発熱率
T　：温度
Tc*　：コンクリート下部温度(境界条件)
Tg*　：デブリ周囲の窒素ガス温度(境界条件)
Tgcv*：格納容器内窒素ガス温度(境界条件)
k　：デブリ熱伝導率
kc　：デブリ下面で接する物体の熱伝導率
x　：デブリ上面からの厚さ方向の距離
α　：デブリ上面での窒素ガス熱伝達率
αi　：金属保温材の熱通過率

[20] 壁を隔てて流れている流体間の熱移動量(熱流束)qと高温側、低温側の流体温度T_H、T_Cの関係を次式$q=\alpha(T_H-T_C)$で表す場合のαを熱通過率あるいは総括伝熱係数と呼ぶ。

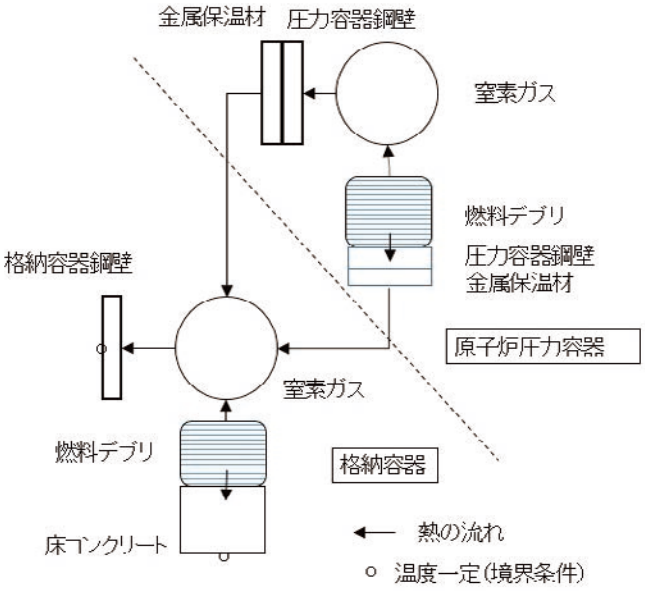


図 A.1 デブリ温度分布計算用の伝熱ネットワークモデル

基本式： $d^2T / dx^2 + Q / k = 0$ ①

理論解： $T(x) = -(Q / k)\cdot x^2 / 2 + C_1\cdot x + C_2$ ②

デブリの最高温度については、$dT / dx = 0$ より

$x = C_1\cdot k/Q$ ③

この値を式②に代入して求める。

本解析での対象デブリは、下面で発熱のない物体（床コンクリート、あるいは原子炉圧力容器鋼壁）と接する。その物体の温度分布は式②で Q=0 に当たるので、次式で表される。

$T(x) = C_3\cdot x + C_4$ ④

積分定数 C_1～C_4 は、デブリと物体の接触面での熱抵抗を無視すると、x＝L での両者の温度と熱流束が等しいこと、及び x＝0と x=L+Lc での境界条件から、以下のとおり定まる。

(i)ペデスタル内側デブリ（下面で床コンクリートと接触）の場合

$C_1 = \{(Q/k)\cdot(L^2 / 2 + L\cdot Lc\cdot k / kc) - Tg^* + Tc^*\}/\{L + k\cdot(1/\alpha + Lc / kc)\}$ ⑤

$C_2 = Tg^* + (k/\alpha)\cdot C_1$ ⑥

$C_3 = (-Q\cdot L + k\cdot C_1)/ kc$ ⑦

$C_4 = Tc^* - (L + Lc)\cdot C_3$ ⑧

(ii)原子炉圧力容器底部デブリ（下面で容器鋼壁と接触。鋼壁外部に金属保温材設置）の場合

$C_1 = \{(Q/k)\cdot(L^2 / 2 + L\cdot Lc\cdot k / kc + L\cdot k/\alpha i) - Tg^* + Tgcv^*\}/\{L + k\cdot(1/\alpha + Lc / kc) + k / \alpha i\}$ ⑨

C_2 は式⑥、C_3 は式⑦と同じ

$C_4 = Tgcv* - (kc / \alpha i + L + Lc) \cdot C_3$ ⑩

2.2 おもな相関式と物性値

デブリ温度への影響が大きいと考えられる自然対流熱伝達の相関式とデブリ、コンクリート、鋼壁などの物性値を以下に示す。

(1) 窒素ガスによる自然対流熱伝達式

Giedt の推奨[21]による次式を適用する。熱伝達率を α (W/m^{2}K)、伝熱表面と気体との間の温度差を θ (K)とすると、

水平版、上面　：$\alpha = 2.3(\theta)^{0.25}$

大直径垂直円筒：$\alpha = 2.0(\theta)^{0.25}$

(これらの式は、「乱流領域において、表面温度 800℃まで、空気、窒素、一酸化炭素などに対して適用できる簡略式」と記載されている。)

(2) 熱伝導率

デブリ　：2.0 W/mK

この数値は Nagase ら(JAEA)による TMI-2 デブリ標本値[22]を参照して求めた。温度依存性と標本間で相当のバラツキがあるので、300℃付近での概略平均値を採用した。

デブリ温度は熱伝導率の値に強く依存する。福島第一原発事故炉のデータが得られていないのが現状なので、ここでは TMI-2 標本値を参照した。この値は PWR の事例であり、一方、事故炉は BWR なのでチャンネルボックスと炉内構造物の金属が混じっていることにより、TMI-2 標本値より有意に高いことが考えられ、TMI-2 標本値の採用はデブリ温度を安全側に評価することになる。

格納容器、原子炉圧力容器の鋼壁：　53 W/mK(伝熱工学資料[23]、炭素鋼)

格納容器床コンクリート：　1.4 W/mK(伝熱工学資料、鉄筋入りを勘案してコンクリートの上限値を採用)

(3) 金属保温材の熱通過率

αi　：0.7 W/m^{2}K

この熱通過率の定義：熱流束を q(W/m^2)、保温材内部温度を Ti(K)、外気温度を Tg(K)とすると、$q = \alpha i(Ti - Tg)$である。

金属保温材は原子炉圧力容器外面に取り付けられていて、圧力容器内デブリ温度に強い影響を及ぼす。事故炉に設置されている保温材の仕様と関連データが不明なので、保温材メーカーの原子炉圧力容器用標準型反射型の公開値[24]を参照した。

---

21 W.H. Giedt、横堀進・久我修 訳『基礎伝熱工学』(丸善、1960)

22 Fumihisa Nagase, Hiroshi Uetsuka, "Thermal properties of Three Mile Island Unit 2 core debris and simulated debris", Journal of Nuclear Science and Technology, Vol.49, No.1(2012) p.100

23 日本機械学会『伝熱工学資料』改訂第3版(1981年)

24 ニチアス技術時報2014年1月号 No.364,「金属保温材」表1(p.2)

補足説明資料 3

格納容器外面での自然通風除熱の評価

格納容器外面とコンクリート壁の間に設けられたギャップ部の空気が格納容器外面で受熱して自然通風が生じる。この自然通風により格納容器内デブリからの熱が運転床上に輸送されることを説明する。

1. 自然通風量と熱輸送量について

(1)自然通風量の検討条件

空気の出口と入口の高低差	31	m	(3 号機の運転床と格納容器トーラス室ベント管貫通部の差の概略値)
流路幅	5	cm	(設計値)
水力等価直径 D_e	10	cm	(4×流路断面積/濡れぶち長さ)
流路断面積 A	1.73	m^2	(系内で最も狭い円筒部)
流路長さ L	35	m	(円筒部と球殻部(経線沿い)の和)
空気入口温度 T_i	30	℃	(夏季の運転床上空間の気温想定値)
空気出口温度 T_o	60	℃	(暫定)
空気出入口平均値 T_{av}	45	℃	(算術平均値)

○基本式

自然循環ヘッド＝流路圧力損失:

$$(\gamma_i - \gamma_{av})\cdot\Delta H = f\cdot(L/D_e)\cdot\gamma_{av}\cdot u_{av}^2/(2g) \qquad ①$$

ここに、γ_i:入口温度における比重量、γ_{av}:上昇流の平均比重量、ΔH:出入口間の高低差、f:摩擦係数、L:流路長さ、D_e:水力等価直径、u_{av}:出入口平均温度での流速、g:重力加速度

圧力損失としては、本体系で支配的である摩擦損失のみを考慮する。

式①より、

$$u_{av} = [\,2g\cdot(\gamma_i - \gamma_{av})\cdot\Delta H/(f\cdot L/D_e)\cdot\gamma_{av}\,]^{1/2} \qquad ②$$

(2)計算結果

摩擦係数fは予備検討により管内流に対する Moody 線図における乱流域での推定値 0.04 とし、温度に対応する空気の比重量及び流路条件データを式②に入力して計算すると、

$$u_{av} = 1.47 \ \text{m/s}$$

この場合のレイノズル数 Re は約 8200 で、流れは乱流域にある。Moody 線図における摩擦損失係数は概ね 0.04 以下であり、推定値はほぼ妥当である。

上記流速にもとづくと、

重量流量 $G(=\gamma_{av}\cdot A\cdot u_{av})$	2.73	kg/s
熱輸送量 $Q(=G\cdot Cp\cdot T_o - T_i)$	83	kW

ここに、Cp は空気の比熱である。

以上より、余裕をみてもデブリ発熱量 50kW 程度は自然通風により十分輸送されると判断する。

2. 自然通風による除熱量について

上述の自然通風状態で、格納容器外面においてデブリ発熱量 50kW 程度を空気側に伝熱できることを示す。

○検討条件

重量流量 G　　2.73kg/s（1.での検討結果）

流路断面積 A_w　　3.14m^2（系内最大の球殻赤道部を流速最小、すなわち熱伝達率最小となる代表箇所として選定）

○計算結果

流速 u_w（ = G /($A_w \cdot \gamma_{av}$)　0.81m/s

レイノズル数 Re　　4520

管内の発達した乱流の熱伝達式としてよく知られている Dittus-Boelter の式

$$Nu = 0.023 Re^{0.8} Pr^{0.4}$$

ここに Nu はヌセルト数、Pr はプラントル数である。

それらを適用して、熱伝達率 α を求めると、

$$Nu = 0.023 \cdot 4520^{0.8} \cdot 0.71^{0.4} = 16.8$$

$$\alpha = Nu \cdot \lambda / De = 4.0 \quad kcal/m^2℃$$

伝熱面積は　球殻部 628m^2、円筒部 572m^2 で合計 1200m^2　である。

ここで、格納容器外面温度を 60℃、空気の平均温度を 45℃、熱伝達率は円筒部も球殻部と同じ（実際には流速がより大で α もより大になる）と仮定した場合には、

伝熱量 Q　=　4.0×(60−45)×1200 / 860　=　84kW

以上の概略計算により、余裕をみてもデブリ発熱量 50kW 程度は自然通風条件のもとで格納容器外面において空気側に十分伝達されると判断する。

3. 運転床上空間への排気について

自然通風で昇温した空気は運転床上の空間に排出され、それに伴う熱は最終的に原子炉建屋の換気空調設備により、あるいはそれがない場合には天井、側壁を介して大気中に自然放散される。デブリ熱除去用に特別な冷却装置を設けなくても問題がないことは、以下に記す日射入熱とデブリの熱の量的比較からも明らかである。

建屋への日射入熱量については、東京電力による福島第一原発 4 号機用の「使用済燃料キャスク仮

保管設備」設置許可申請資料[25]を参考にする。それによると、設計用の日射入熱（W/m^2）として、下記の値が採用されている。

水平面：800

垂直面：200

日射吸収率：0.6

3 号機の原子炉建屋の天井では、縦横 46m×46m の矩形面積は約 2100m^2 なので、そこでの日射入熱は約 1,000kW である。この値と比較するだけでも、50kW 程度のデブリ発熱量は桁違いに小さいことが明らかである。

日射入熱や建屋内の設備機器等からの放熱の影響を受ける原子炉建屋内の気温は、換気空調系の作動状態では所定の温度範囲に制御されるが、仮にその作動がない場合でも夜間から早朝にかけての時間帯には建物の壁、天井を介して外気への熱放散があるので、建屋内の気温が異常に上昇することは考え難い。

[25] 東京電力：福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画 変更認可申請書（2020年4月16日）「2.13　使用済燃料乾式キャスク仮保管設備」II-2-13-添4　p.33　http:/nsr.go.jp/data/000265041.pdf

参考情報 1

チェルノブイリのシェルターとデブリ

チェルノブイリ原発においては今後 100 年間は事故炉の安定を確保する第二シェルターが完成した。その事情を振り返り、デブリの扱いに関する最新情報を確認しておきたい。

1. 事故とその後

1986 年 4 月 26 日 1 時 23 分、チェルノブイリ原発 4 号機（1983 年運転開始、黒鉛減速沸騰軽水圧力管型原子炉）が、特殊な状況での性能試験中に核暴走事故が生じて炉心溶融し、爆発・炎上した。大量の放射性物質を環境に放出し、史上最悪の原子力事故とされた。

事故の状況はモスクワの当時のソ連原子力委員会に通報され、委員会は軍に協力を要請し、隣接する 3 号機や環境への影響の緩和に努めた。60 万人の「リクビダートル」（事故処理作業者。3 か国からの消防士、警察官および専門家。うちウクライナからは 31 万人）が、同原発および近隣地域において救援活動に従事した。

火災は、5 月 10 日まで継続し、炉心に集積していた放射性物質が放出され、風によって運ばれて周辺地域に降下し、様々な濃度で不規則に分布する結果となった。また、上空 2,000m近くまで達した放射性物質は北半球全域に拡散し、日本でも 1 週間後に微量の放射性セシウム等が観測された。

事故後も 1～3 号機は運転を続けられていた。同原発の危険性を懸念していた G7 諸国は、ウクライ

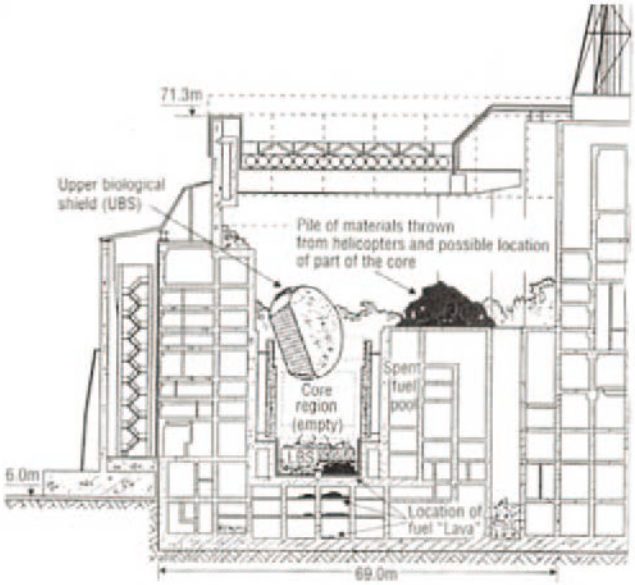


図 B.1 破損したチェルノブイリ 4 号機建屋

出典：World nuclear association, “Chernobyl Accident 1986” The damaged Chernobyl unit 4 reactor building Copyright World Nuclear Association http://www.world-nuclear.org/information-library/safety-and-security/safety-of-plants/chernobyl-accident.aspx

ナ政府との間で、1995 年に同原発の閉鎖と国際社会による支援に合意した。1 号機は 1996 年、2 号機は 1999 年、3 号機は 2000 年に運転を停止された[26]。

2. 破損した建屋の形状

この事故は、実験計画が不適切であったために反応度（核分裂連鎖反応の度合い）が急上昇し、核暴走事故に至ったものである。炉心では装荷してある燃料が溶融し、原子炉室上部で大きな蒸気爆発が発生し、そのため 1,600 トンもある上部生体遮蔽蓋が飛び上がり半回転して落ち、斜めに引っかかった。また炉内では局所的な水素爆発も発生したという解析もなされている。

炉心の構造は、ちょうど、昔各家庭で使われた「練炭」のような形状になっていた。炭に当たる部分は減速材で、実際には直径 40cm、高さ 60cm くらいの黒鉛ブロックが積み重ねられている。練炭の穴の部分には 1 本 1 本圧力管が入れられ（計 1,661 本、外径 88mm）、この中に核分裂で熱を発生する丸形の燃料集合体が上下各 1 本入っている。炉心を埋め尽くしていた大量の黒鉛ブロックは、事故により原子炉の上部や外部に飛び散り、炉心下部にはわずかに残るのみで中心部は空洞になっている。事故時に黒鉛ブロックの多くが燃焼したという説もある[27]。事故後の建屋の形状を図 B.1 に示す。

3.シェルターの建設

事故炉は上部生体遮蔽蓋が原子炉室に斜めに引っ掛かった状態で、しかも格納容器がないために、炉心からの放射能をさえぎるものがなくなった。そのため、事故炉全体を覆う構造物を建設することが急務で、事故の約 6 か月後の 1986 年 11 月に、いわゆる「石棺」が建設された（後に、地元でも国際的にも「シェルター」と呼ばれるようになった）。健全な状態で残った建屋の柱に大きな梁を渡して、そこに屋根や壁を設置したものである。シェルターの設計寿命は 30 年であった[28]。

シェルターは、既存の柱に、予定外の重い梁を載せているため、長期の安定性に不安があった。そのため、早い段階から第二シェルター建設が検討され、国際設計コンペを経て、1997 年に欧州復興開発銀行（EBRD）によるシェルター改善計画が発足した。シェルター内の「燃料含有物質（FCM: Fuel Containing Materials）」（以下「デブリ」と略称する）の分布や、さまざまな調査が行われて、最終段階として既存のシェルターを覆う第二シェルター「新安全コンファインメント（NSC: New Safe Confinement）」が建設された。フランスの Novarka 社が設計と建設を担当し、2016 年秋に予定位置に設置された。その設計寿命は 100 年となっている[29]。

4. 溶融燃料取り出しの議論

ウクライナとしては、事故炉からデブリを取り出すことを事故当初から希望していた。しかし、デブリは非常に大量であり、広範囲に広がっており、さらに非常に硬いため、技術開発が困難で、取り出すため

---

[26] 「チェルノブイリ原子力発電所事故等調査報告書」新潟県、2015年11月、p.65
https://www.pref.niigata.lg.jp/sec/genshiryoku/1356828226149.html

[27] 石川秀高「チェルノブイリ事故の燃料溶融物（FCM）の現状／前編」三菱総合研究所、2020年2月26日
https://www.mri.co.jp/knowledge/column/20200226.html

[28] 石川秀高、前掲記事

[29] 石川秀高「チェルノブイリ事故の燃料溶融物（FCM）の現状／後編」三菱総合研究所、2020年3月3日
https://www.mri.co.jp/knowledge/column/20200303.html

の経費も巨大になる可能性が指摘された。また、デブリ内に残存する放射性核種が、今後再臨界を生じる可能性は限りなくゼロに近いと評価された。そこで、デブリの取り出しの検討は中止された[30]。

このような国際的な専門機関の判断は注目に値する。すなわち、格納容器は存在せず、デブリへのアクセスが福島第一よりも容易なチェルノブイリでデブリの取り出しを強行しなくても安全管理が可能であると判断したこと。さらに、第二シェルター建設が事故から 30 年後の 2016 年に完了し、第二シェルターで、今後 100 年間静かに保管することを適切と判断したことは参考になる。

5. 国際的資金援助

このシェルター建設費用は 21 億 5 千万ユーロ（125 円/ユーロ換算で、2,688 億円）であった。その費用は EBRD が取りまとめ、日本を含む 43 か国の政府が拠出した[31]。

図 B.2　建設中の第二シェルター（全体が旧シェルター上に移動）
出典：EBRD *"Chernobyl 25 years on: New Safe Confinement and Spent Fuel Storage Facility"*
https://www.ebrd.com/documents/comms-and-bis/chernobyl-25-years-on.pdf

[30] 石川秀高、前掲後編
[31] World nuclear association, "Chernobyl Accident 1986"
http://www.world-nuclear.org/information-library/safety-and-security/safety-of-plants/chernobyl-accident.aspx

参考資料 2

「石棺方式」記述の削除騒動

1. 「中長期ロードマップ」の工程

福島第一原発事故サイトの後始末作業の工程を示すために、政府・東電が策定した「中長期ロードマップ」では、作業完了までの期間を 2011 年 12 月から 30～40 年としている。その全体の工期はまず不可能なものである。事故を起こすことなく運転終了した初期の原発の廃炉作業の工期は、いずれも 30 年前後に設定されている。他方、事故炉では、原子炉からメルトダウンした核燃料が金属やコンクリートと融合して燃料デブリとなり、大半が格納容器底部に散乱している。その位置及び形状も未だ十分に解明されていない。格納容器内部の放射線レベルは、人間を寄せ付けない高レベルである。

「中長期ロードマップ」には、未解決の技術課題が多数あり、その作業工程を示すバーチャートには、多数の「HP」というマークが付されている。これは「判断ポイント」と定義されており、その時期が到来したら、その時点で工法などを判断して次の方策を考えるという意思表示である。したがって、計画立案時には作業内容も工期も未定であることを示している。つまり、この業務が 30～40 年で終了するとは、立案者自身も予め予想していなかったに違いない。しかし、表向き事故処理業務を矮小化して見せるために、工程表の上で 30～40 年で終わるかのようなバーチャートを描いておいたのであろう。ありていに言えば「中長期ロードマップ」は当事者も信用していない工程表なのである。

工程表の実態がそうであっても、地元自治体の首長はこの工程どおり事故炉の後始末が終了すると受け取って、地元復興政策などの早期進展を期待した。そのために様々な軋轢を生み、地元自治体はもとより、国政上の判断にも重大な弊害を及ぼしている。

2. 「石棺方式」記述の削除騒動

工程の遅れのみならず、後始末業務の仕様決定についても、楽観的な作業計画が既成事実化して、率直で合理的な方法を模索する議論を提起できなくなった。

2016 年 7 月 13 日に、原子力損害賠償・支援機構（NDF）は『東京電力ホールディングス（株）福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン 2016』という文書を発表した。その第 4 章「燃料デブリ取出し分野の戦略プラン」の 4.1 項「燃料デブリ取出し（リスク低減）の検討方針」に、次の文章が記載された。

> なお、チェルノブイリ原子力発電所 4 号機の事故に対してとられた、通称“石棺方式”の適用は、原子炉建屋の補強などによる当面の閉じ込め確保に効果があるとしても、長期にわたる安全管理が困難である。したがって、（中略）今後明らかになる内部状況に応じて柔軟に見直しを図ることが適切である。（中略）
>
> 要するに、燃料デブリ取出しの技術戦略とは、トレード・オフの関係にある「事故炉の中長期的リスクの解消」と「取り出し作業に付随するリスク」の間の最適点を、技術仕様、時間的な設定、作業に伴う安全の確保、作業現場の現実的条件との整合、などの視点とバランスさせながら探ることに他ならない。

しかるところ、この文章が「石棺方式」を選択肢の一つとして記述していることについて、地元自治体の首長から強い抗議の声が挙げられ、内堀福島県知事が次の主旨で、政府に強く抗議した[32]。

・「石棺方式」という言葉を初めて見たとき、福島県民は大きなショックを受けた。
・私（知事）自身の第一印象は、「ありえない」その一言。
・「石棺方式」は避難区域の復興・再生、県全体の風評風化対策、イノベーションコースト構想を「あきらめる」と同義語だ。
・国、政府としての考えを聴きたい。

7 月 15 日に経済産業省で、同知事と高木陽介経済産業副大臣が面会し、副大臣は要旨次のように回答した。

・国として、「石棺」で処理するという考え方は一切ない。
・NDF に、技術戦略プランの記述を書き直すよう指示した。

この一連の抗議の結果、NDF は、「石棺方式」という用語を文書から削除した。しかし、実質的には柔軟に選択肢を保持していくという姿勢は変えていない。

3．合理的な意思疎通の阻害

この一連のトラブルには、事故処理当事者と地元首長との間に深刻な情報ギャップがあることが見て取れる。事故直後には、政府および東電を中心とする事故当事者たちは、事故の深刻さを実態以上に軽視する見解を示してきた。「中長期ロードマップ」の工事期限を 30～40 年としたこともその一例であり、また、事故処理費用全体をいまだに発表せず、なし崩し的に出費していることもその一例である。その背景には、福島第一原発事故は通常の廃炉を若干困難にした程度の規模であって、原発推進政策に転換を迫るほどの大きな被害をもたらしたものではないと印象づけたい政府の意図があったと見てよいであろう。

事故以後 10 年を経た今日、事故被害規模の大きさと対処の困難さが明らかになっており、「中長期ロードマップ」が見せかけのものであることはすでに明らかになっている。そして、地元住民の安全にかかわる問題は、上記の「トレード・オフ」の関係にある放射能被ばくリスクが厳然として存在することである。地元首長としては、その事実に目をつぶることはできないはずである。

さらに、この種の長期の難題として積み残しになっている問題は、デブリ取出し方法のほかにもまだまだ山積している。

・トリチウム汚染水の海洋放出問題
・中間貯蔵施設の 30 年期限問題
・避難指示解除に伴い高線量の居住条件を押し付けていること
・県民健康調査に関わる専門家の偏りや分析手法への疑義があり、県民の信頼を失ったこと

---

32 福島県「『福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン』に『石棺方式』が記載されたことへの対応」
https://www.pref.fukushima.lg.jp/sec/16025c/genan410.html

中央官庁やNDFは、言葉の言い換えで済むことには痛痒を感じないであろう。しかし、県知事や地元首長は、果たして「朝三暮四」のような言葉の言いかえに満足したのだろうか。この事態を打開するには、知事として独自の政策上の意見形成をして、その上で政府や東電と納得のいく議論をする必要があるのではないだろうか。その参考となるのは、新潟県が独自に設置している「原発の安全管理に関する技術委員会」である。真に住民の福祉を図る立場から政策を審議し、さらに政府の近視眼的ご都合主義を打破して、住民の信頼を取り戻すことが必要である。

4. 本音の議論を

私たちは今まで地元の人々のご苦労を慮って、現状の施策状況について、強く反対することは控えてきた。たとえば、『100年以上隔離保管後の『後始末』』という報告書を発表したが、その中では、30～40年で廃炉を終わらせることの不可能性を客観的に述べたが、実現可能な代案として、①100年後にデブリを取り出す案、②200年後にデブリを取り出す案、③デブリを取り出さないで半永久的に保管する案を提示するにとどめた[33]。

最近、何組かのグループが長期保管方式を明白に提言するようになった。ひとつは「原子力発電に反対する福井県民会議」が2019年12月に、福島第一は言うに及ばず、一般の運転期間満了で廃炉になった原発でも100年程度の安全貯蔵期間を置いて後に解体作業を行うべきだという提言を発表した[34]。また小出裕章氏は以前から繰り返し、「福島第一は石棺しかない」と発言している[35]。日本原子力学会も「原位置処分（長期保管）」という選択肢を示していることは、本書第1章で触れた通りである。

---

[33] 特別レポート1『100年以上隔離保管後の「後始末」』原子力市民委員会、改訂版2017年
http://www.ccnejapan.com/?p=7900

[34] 原子力発電に反対する福井県民会議「原子力発電所の廃炉問題に関する提言」2019年12月14日
http://ksueda.eco.coocan.jp/hairoteigen.pdf

[35] 『政経東北』2020年3月号「国・東電は「廃炉は不可能」と福島県に謝罪すべき」
「福島第一原発は石棺で封じ込めるしかない」VIDEO NEWS、プレスクラブ、2015年4月25日
https://www.videonews.com/press-club/150425-koide/

あとがき

デブリ取出しが事故原発の後始末における中心的目標と位置付けられたのは「中長期ロードマップ」策定当初のことであった。この工程表はその後 5 回の改訂が重ねられたが、基本的な内容の変更は行われず、当初からの目標であった 2021 年度からデブリの取出し着手という方針は維持された。ここに至るまでに、溶融した核燃料が金属やコンクリートと融合して元の核燃料の重量の約3倍に膨れ上がっていることや、格納容器内の放射線量率がとうてい人間の近接を許さない高レベルであることなどが分かってきた。それらの事実は当然「中長期ロードマップ」の大幅変更を要するものであり、当初の工程表の中にも多数の「判断ポイント」が設けられていた理由でもあった。それにもかかわらず、現実に即した誠実な議論が行われることなく、事故から10年を経た今日、実務の規範としての工程表の意味をなさないものになってしまった。

2020年末に、デブリを取出し着手を妨げる二つの要因が判明して、21年度からの作業着手を1年間延期するという発表があった。一つは最初に着手予定であった 2 号機の格納容器直上の遮蔽プラグ下面に強い放射能汚染が測定されたこと、第二は、取り出しロボットアームの開発を委託していた英国企業の作業がコロナ禍のために遅れていることである。

また同時期にデブリ取出しとは別に、1・2 号機排気筒に接続されていたベント配管が、排気筒の根元で途切れていたことが判明した。

人間の行うことには新しいブレークスルーもあり、他方予期しないケアレスミスも避けられない。仕事を計画し実施する者は、その両方に目配りしながら慎重に進めなければならない。とりわけ事故の後始末作業は、生産設備の建設とは違って厳しい納期があるわけではない。環境への放射性物質飛散と労働者被ばくのリスクを最小限にし、国民負担としての費用を最小限にすることが最優先事項である。現在関連業界が主張しているような、事故対策を契機に開発した技術を新しいビジネスにつなげて行くといった志向は、正統な優先事項を誤る恐れがある。

事故後10年を契機に、「中長期ロードマップ」を根本的に改訂するとともに、全国民的英知を糾合して、未知の課題を的確に処理するにふさわしい事故処理組織を構築することが必要である。

原子力市民委員会　特別レポート８

燃料デブリの「長期遮蔽管理」の提言

―― 実現性のない取出し方針からの転換 ――

執筆者：筒井哲郎、滝谷紘一
協力者：高島武雄、後藤政志
DTP 編集：佐久間淳子
表紙写真：鈴木　譲

2021 年 4 月 5 日　発行

原子力市民委員会
〒160-0003 東京都新宿区四谷本塩町 4-15　新井ビル 3 階
（認定 NPO 法人 高木仁三郎市民科学基金内）
TEL/FAX　03-3358-7064
E メール　email@ccnejapan.com
ウェブサイト　http://www.ccnejapan.com

頒価 800 円　ISBN　978-4-9912055-0-7