

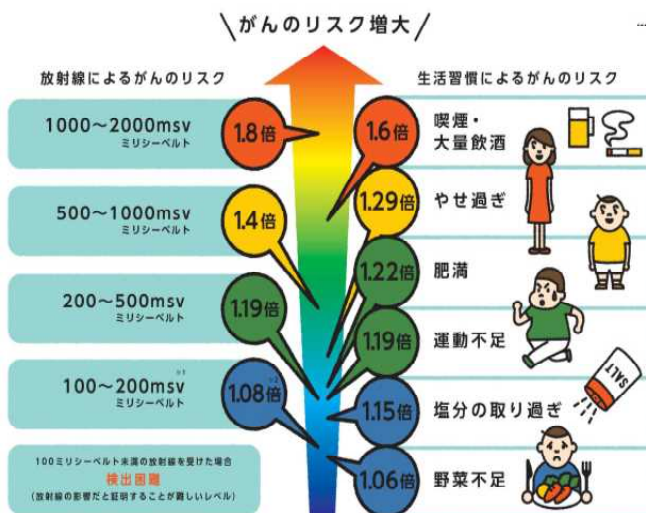
復興庁「放射線のホント」の撤回を求める全国署名 2万1,234筆 を昨年12月20日、復興庁へ提出し、徹底追及！

福島事故で「一般公衆の被ばく線量限度1mSv/年」を守らないのは、安倍政権による内閣ぐるみの法令違反！私たちは絶対に許しません！

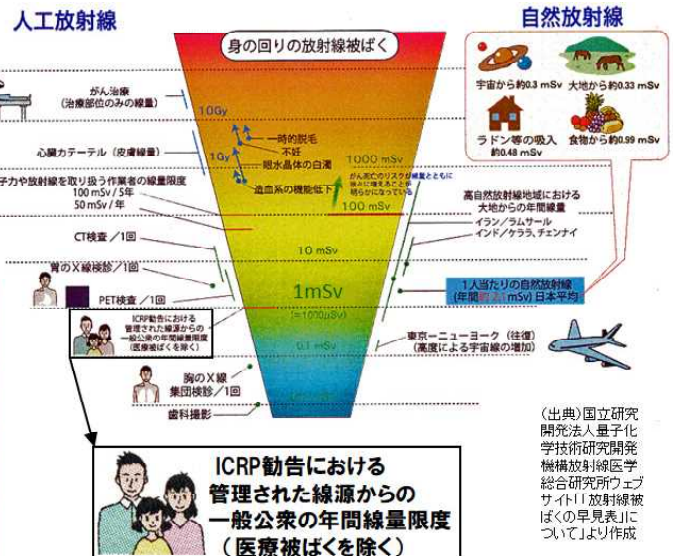
復興庁冊子「放射線のホント」(2018年3月)いわく

「100～200mSvの被ばくでの発がんリスクの増加は、野菜不足や塩分の取り過ぎと同じくらいです」って！

【がんのリスクとその要因(放射線や生活習慣病によるもの)】



出典：国立がん研究センターウェブサイトを基に復興庁作成



復興庁の「放射線のホント」を教育現場へもちこむ
文部科学省「中学生・高校生のための放射線副読本
～放射線について考えよう～」(2018年9月)では...

「一般公衆の年間線量限度は1mSv」と明示しながら、教えず、子どもを被ばくから守ろうとしない！

3月末(第3次締切)に向け、「放射線のホント」撤回署名をさらに積み上げよう！

リサちゃんとパパの会話：パート6



リサ ねえ、パパ、復興庁の冊子「放射線ホント」の撤回を求める署名ってどれくらい集まっているの？昨年12月に提出したって聞いたけど？

パパ 脱原発福島県民会議など9団体を中心に46名が参加した12月20日の対政府交渉で2万1,234筆を第一次提出したんだ。昨年9月から始めて全国から大きな反響があったんだよ。



リサ 署名は今回提出して終わりなの？

パパ 今回提出したのは第一次分だ。第二次締切が1月末、第三次締切が3月末で、その後も続けないとね。なんせ、「放射線のホント」は安倍政権が内閣総ぐるみで作ったものだから、これを撤回させるには、もっと、もっと、たくさんの署名が必要だよ。文部科学省はこれを学校現場へ持ち込むため、小学生や中学生・高校生向けの放射線副読本さえ作ってるから、一緒に撤回させないとね。

巻頭以外の目次

- (1) 再稼働条件に違反しながら逃げ回る関西電力に 福井と関西の連帯した力で、大阪・高浜原発の運転停止・中間貯蔵施設の立地断念を求め、共に追及しよう！
- (2) 金属製乾式キャスクによる使用済燃料中間貯蔵は何が問題か？ 大阪府立大学名誉教授 長沢啓行



リサ ねえ、パパ、署名を受け取った復興庁の人はどんなことを言ってるの？法律には、放射線被ばくから私たちを守る規則が書かれているんでしょう？

パパ 原子力規制委員会の「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」(告示第14号:2017.12.22改訂)の第二条に「周辺監視区域外の線量限度」が定められていて「実効線量については1年間につき1mSv(ミリシーベルト)」とある。これが労働者以外の一般国民の線量限度と言えるんだ。



リサ だったら、「放射線のホント」の中でちゃんとそう書かないとダメないんじゃないの？

パパ そこが問題なんだ。今回はそこに絞って、復興庁などがどう答えたか話すよ。

復興庁は、「個別の法令の範囲で規制されているものであって、その対象になるものに対しては規制がかかっております。国民一般に対して被曝線量の上限を設定した法令はないと考えております。」と聞き直ってたんだけど、告示の文書を示されると、「私はその告示について読んだことはありません。その法令について我々は担当ではないので」と言うんだ。読んでもいないのに、ひどいね。

リサ エエッ？法律を守る立場の人が法律を読んでもいないなんて、ひどすぎるよ。

パパ ホントに信じられないね。担当が違うからといって告示を読んでもいないのに、まるで何でも知っているかのようなふりをして「放射線のホント」を書いてたんだよ。驚きだね。

リサ 復興庁以外の人はどうなの？

パパ 原子力災害対策本部は、告示があることは知っていて、1mSv/年については「周辺監視区域外の線量限度というふうに理解しておりまして、公衆の被曝限度というふうには理解しておりません。これが全省庁の共通の理解かどうかは、私は承知しておりません。」とつぶさ、「私は法律の言葉は理解しているんですけど、周辺監視区域外の人に当たるところが、今現実の福島の影響を受けて、どの人を指すのかは私個人的には理解しておりません。」と言うんだよ。

リサ 法律は言葉の上でしか理解されてないの？そんなんで、国民を放射線被ばくから守れるの？周辺監視区域外に住んでいるのは私たちでしょう。福島の人たちだって事故でムリヤリ被ばくさせられてるのにどういふこと？

パパ 告示を出した張本人の原子力規制委員会・規制庁は、福島第一原発構内のタンクに貯蔵された100万トンもの汚染水の海洋放出を念頭に、「告示濃度限度を守らせる」と言うんだけど、第八条の「周辺監視区域外の濃度限度等」には、外部被ばくと内部被ばくを合わせて1mSv/年を超えないように次のような式で規制するようになっているよ。

告示の第八条に記載された式：

$$\frac{\text{外部被ばくによる実効線量}}{1\text{mSv/年}} + \sum_i \frac{\text{核種 } i \text{ の水中濃度}}{\text{核種 } i \text{ の水中の告示濃度限度}} + \sum_j \frac{\text{核種 } j \text{ の空気中濃度}}{\text{核種 } j \text{ の空気中の告示濃度限度}} \leq 1$$

この式の第1項は、放出された放射能による外部被ばく線量を評価し、第2項と第3項は海や川へ放出された汚染水を飲んだ場合や大気中へ放出された汚染空気を吸い込んだときの内部被ばくを評価する項で、合計で1mSv/年を超えないように規制する式だよ。

水中の告示濃度限度は「公衆が生まれてから70歳になるまで毎日飲み続けたとき、平均線量率が法令に基づく実効線量限度(1mSv/年)に達するとして計算されて導出されたもの」と原子力規制庁は説明していて、空気中の告示濃度限度も同様だよ。

原子力規制庁は、100万トンの汚染水を海へ「放出する際には、この式に従って1以下になっていることをキチンと確認した上で、この式に従って判断させて頂く」ということになります。」と言うんだけど、「福島の人たちの多くは8年前の事故発生時から被ばくさせられていて、すでに1mSv/年をはるかに超えているのに、さらに被ばくさせるのは告示違反、法令違反じゃないか」と追及されると、「この式はあくまで放出するものに対して1以下になるように定めているものですから、出てくるものに対してです。」と聞き直ったんだ。けど事故による放射能放出と汚染は8年間ずっと続いていて、汚染水放出はその一環であって、その続きなんだから、これだけ切り離して被ばく線量を評価するのはおかしい。事故が続いている限り、全体を評価しないとダメだ。

それに、告示第二条は濃度限度とは関係なく、「周辺監視区域外の線量限度」が1mSv/年と定められていて、福島では1mSv/年を超えて被ばくさせられた人がたくさんいるから、その時点で告示違反、法令違反になる。この点を追及されると沈黙するだけだった。

リサ 告示って、首相や大臣も守らなきゃいけない法律なんじゃないの？

パパ 国会で議決される法律と、それに基づいて各省庁が定める省令・告示・規則などがあって、これらをすべてまとめて法令というんだ。担当が違って、皆守らないといけない。

リサ じゃあ、安倍首相もこの告示に従って一般公衆の被ばく限度1mSv/年を守らないといけないんじゃないの？

パパ その通りだね。だけど、安倍首相は国会の答弁書で「線量告示は、原子力事業者等が原子力施設の運転等に際して満たすべき基準を定めたものであり、御指摘のような『公衆の被ばく限度』を定めたものではない」(第197回国会衆議院答弁書第45号2018.11.20)と反論しているんだ。他方では、「原子炉施設から放出される放射性物質については、原子炉施設の周辺監視区域外における一般公衆の被ばく線量が年間1mSv以下となるように放射能濃度等の限度を定めている」(第185回国会参議院答弁書第79号2013.12.10)と言うんだ。「公衆の被ばく限度は存在しないけど、公衆の被ばく線量が1mSv/年になるように規制している」って言うんだよ。国民には非常にわかりにくい。

現に、原子力施設が集中立地している茨城県のホームページでは、原子力規制委員会の告示を引用して「法律では、一般公衆の原子力施設からの影響による被ばく限度は、1年間で1mSvと定められています」と書いてるからね。原子力災害対策本部は福島の誰が周辺監視区域外の人に当たるのかわからないと言ってたけど、安倍首相は同じ答弁書で「お尋ねの『福島県内で、避難指示が出されず原発事故以降も住民が居住を続けている地域又は避難指示が解かれ居住が認められている地域』は、いずれも周辺監視区域外に該当する。」(同上2013.12.10)と断言してる。安倍首相は、政府内でも混乱するような説明を撤回して、告示は公衆の被ばく限度を定めたものだと認め、これを守るべきだね。

リサ 公衆の被ばく限度って、国際的に決まってないの？

パパ 公衆の被ばく限度が1mSv/年だというのは国際的な常識さ。2013年5月には国連人権理事会が日本政府に1mSv/年を遵守するよう勧告し、2018年10月25日の国連総会でも、「人権理事会が勧告した1mSv/年以下の基準を考慮していない」と日本政府が厳しく批判され、「20mSv/年の基準による避難指示解除では安全性が確保されていない」、「平常時の年被ばく量が1mSv以下にならないければ子どもたちや出産年齢にある女性の帰還は見合わせるべきだ」と強く要請されている。原爆被爆者も怒ってたけど、安倍首相は一体どこの国の首相なんだろうね。

リサ ひょっとして「公衆の被ばく限度は1mSv/年だ」と認めると困るからじゃないの？

パパ そうだね。外部放射線量が1.3mSv/3ヶ月(0.6 μ Sv/h)を超えると「放射線管理区域」に相当するけど、福島事故直後には約400万人が放射線管理区域相当の汚染区域に住んでいたから、1mSv/年以上の被ばくが強要された。20mSv/年を基準に避難指示が解除され、避難者支援策が打ち切られたけど、1mSv/年が公衆の被ばく限度だと認めると、これらは皆法令違反になってしまう。被災者の人たちに健康手帳を交付して被ばくによる将来の健康・医療保証に備えることが必要になる。だから、認めないんだ。100~200mSvを被ばくしても野菜不足や塩分取り過ぎと同じだなんてウソをホントと言いくるめ、被災者を置き去りにして、安倍政権は、原発を再稼働させ、のほほんとオリンピックにひた走る。ホントにひどいね。

リサ そもそも原発がなければ、重大事故も起こらないし、避難する必要もないし、住民が被ばくによる健康被害を心配する必要もないじゃない。これは、人災だよな。

パパ その通りだ。

リサ 結局、私たちがしっかりしないとイケないのよね。国連では「日本政府が福島でやっていることはおかしい」、「公衆の被ばく限度1mSv/年を遵守しろ」って言うてるのに。

パパ こちらも全力で反撃しなくちゃね。次の3月末集約に向け署名をさらに広げたいね。



ねえ、パパ
関西電力は、
原発で使った核燃料を
「中間貯蔵する」って言うけど、
安全のためなんかじゃなくて、
プールの空けて、原発を運転し
続けるためなんでしょ？
「中間」が「永久」に変わる
ことがわかっていて…
こわいわね！

再稼働条件に違反しながら 逃げ回る関西電力に 福井と関西の連帯した力で、 大飯・高浜原発の運転停止・ 中間貯蔵施設の立地断念 を求め、共に追及しよう！

「関西電力が進める2018年中の福井県外中間貯蔵施設立地点公表が難しい」との報道が昨年11月末以降に相次ぎましたが、これが大飯3・4号の再稼働条件であったことから、私たちは、サヨナラ原発福井ネットワークとともに、福井県知事への申し入れを準備してきました。県側の都合で12月中には行えず、1月23日になりましたが、福井県庁を訪れ、「知事は稼働中の高浜3・4号・大飯3・4号の運転停止を関電に求めてください」との申し入れを行いました。

これに続き、2月12日には福井と関西の45団体連名で、22名参加の下、関西電力本社へ「大飯・高浜原発の運転停止」と共に「使用済燃料中間貯蔵施設立地計画の断念」を申し入れました。しかし、本来の関電広報部ではなく担当外の庶務職員が申し入れを受け取るだけでした。そこで、私たちは2月18日、美浜町にある原子力事業本部を通して公開質問状を提出し、2週間以内の文書回答と説明の場を美浜町内で設けるよう求めています。逃げ回る関西電力を追い詰め、共に追及しましょう。

中間貯蔵施設立地はどこにも受け入れられない！

1月23日の福井県申し入れでは、安全環境部原子力安全対策課から前田泰昌参事、坂本康一課長補佐など4名が対応し、23分間でしたが、申し入れ文を手渡し、交渉しました。前田参事は「2020年までに県外立地点確保が新たな目標」、「使用済MOX



関西電力本社前で
申し入れ文を提出
(2019.2.12)

(「写真撮影は申し入れ者のみ」との約束を守り、関電側は写っていない。)

燃料は全量再処理のために県外搬出」と回答したことから、私たちは全面的に反論しましたが、県側は沈黙したままでした。

関西電力は昨年12月26日の福井県への説明で、「今後の交渉もあるので、今年中に示すことは控えたい。知事をはじめ県民に心よりお詫び申し上げる」と陳謝する一方、「2020年までに県外での候補地を確保する方針」を改めて示しています。これを受けて、福井県知事は12月28日の定例会見で「(計画地点の)方向が出ればベストだったが、(2020年に立地点確定という)物事が遅れているわけではない」と述べ、原発停止などの罰則を与える必要はないとの考えを示しています。しかし、「2018年中に使用済燃料中間貯蔵施設の県外立地点を公表する」との約束は大飯3・4号再稼働の条件として関西電力が2017年11月27日に自ら一方的に宣言した「公約」です。再稼働条件に違反した以上、運転停止でその責任をとるべきです。関西電力は無責任であり、それを容認する福井県知事の姿勢も無責任です。

「2018年中の県外中間貯蔵立地点公表」は 関西電力が自ら設定した大飯3・4号再稼働条件！

私たちは、関西電力による「再稼働条件違反」を徹底追及しますが、「2018年中の県外立地点確保」の公約実現を求めているわけではありません。

「使用済燃料をこれ以上生み出すな！県内外を



福井県に申し
入れ文を提出
(2019.1.23)

問わず、原発運転継続のための中間貯蔵施設立地反対！」が私たちの主張です。

私たちは、関西電力の「2020年までに立地点確保」にも断固反対であり、これをプッシュする福井県知事による「県外立地」方針にも反対です。西川知事は1月31日、世耕経産大臣に「国が積極的に関与して中間貯蔵施設立地を進めるよう」依頼しましたが、本末転倒です。使用済燃料の発生源を止めるべきです。原発の運転を停止させ、使用済燃料をこれ以上生み出させないことが先決です。

原発のない自治体では、使用済燃料中間貯蔵施設の「県内立地拒否」は極めて積極的な意味を持ちますが、福井県は使用済燃料を排出する原発立地自治体であり、そこでの「県内立地拒否」は「使用済燃料をこれ以上生み出さぬ」の要求から切り離されるとき、「県外立地」を意味します。ましてや、福井県知事は原発推進の立場から「県外立地」を一貫して主張していて、「県内立地拒否」と「県外立地」は同じ意味になってしまいます。

関西電力の居直りと中間貯蔵施設立地を許すな！

使用済燃料の中間貯蔵は、原発サイト内のプールが満杯になって燃料交換できずに運転停止を余儀なくされることを防ぐためのものであり、「安全」のためではありません。原子炉から取出したばかりの使用済燃料は崩壊熱が高く、プールで5～10年以上冷やさねばなりません。そうせずに乾式キャスク貯蔵を行うとキャスク内で使用済燃料が溶融事故を起こしてしまいます。成人の発熱量2kW/t以下の「人肌」程度になるまでプール内で十分冷やさなければ、乾式キャスク貯蔵へは移せないのです。逆に、そこまで冷えれば、プール貯蔵と乾式キャスク貯蔵とで使用済燃料溶融事故のリスクはほとんど変わらなくなります。だから、プール貯蔵から乾式キャスク貯蔵への移行は「安全」とは無関係であり、単に、プールに空きを作ることが目的なのです。

中間貯蔵施設ができれば、そこへ使用済燃料が次々と搬出され、原発の運転継続が可能になり、重大事故の危険はなくなり、燃料交換でプールに熱い使用済燃料が供給され続けるため、プール水

喪失による溶融事故の危険もなくなりません。

使用済燃料の「中間」貯蔵は「永久」貯蔵に

他方、日本には47トンもの余剰プルトニウムが蓄積されていて、核拡散防止の観点から国際的に批判が高まる中、原子力委員会は昨年、「保有プルトニウム量が減らない限り、六ヶ所再処理工場を操業しない」方針へ転換しましたので、「中間」貯蔵は「永久」貯蔵になります。なんとなれば、高速炉開発は破綻し、政府も昨年末の高速炉戦略ロードマップで「実証炉計画」には触れず、高速炉実用化時期を21世紀後半以降へ先送り(事実上の断念)せざるを得ませんでした。他方、伊方3号と玄海3号のプルサーマルは仏保有量をほぼ消費して、これ以上進まず、高浜3・4号の仏保管分5.6トン(核分裂性プルトニウムの量で、全プルトニウムでは約8トン)を消費するには7～21年かかり、それでも余剰プルトニウムは40トン程度にしかなりません。20.8トンの英保管量は、英国にMOX燃料加工工場がないため消費できません。他方、六ヶ所再処理工場が操業すれば1年で8トンのプルトニウムが生み出され、余剰プルトニウムが急増しますので操業できず、中間貯蔵施設立地が当面最重要の課題に浮上したのです。

また、プルトニウムがMOX燃料として燃やされる(プルサーマル)と、別のより重大な問題も浮上します。使用済ウラン燃料とは異なり、使用済MOX燃料はプール内で十分冷えて乾式キャスク貯蔵へ移行できるようになるには90年以上もかかり、サイト内プールでの事実上の永久貯蔵が避けられないのです。使用済燃料をサイト外へ搬出しても、今度は永久に持ち出せない使用済MOX燃料となってプールへ戻ってくるのです。この悪循環を断ち切るには、使用済燃料をこれ以上生み出さないこと、原発の再稼働を阻止し、プルサーマルを阻止することしかありません。それは六ヶ所再処理工場を閉鎖へ追い込むことにつながるでしょう。

私たちは、この展望を持って、福井と関西の地で、原発再稼働阻止・プルサーマル阻止・使用済燃料中間貯蔵施設立地阻止の運動を強め、六ヶ所再処理工場閉鎖の闘いと連帯したいと考えます。

金属製乾式キャスクによる使用済燃料中間貯蔵は何が問題か？

大阪府立大学名誉教授 長沢 啓行

1 はじめに

福島第一原発では1～3号炉で炉心溶融事故が発生し、定検中の4号炉でもプール水喪失による使用済燃料溶融事故の危険が迫っていました。これらは、原発重大事故の危険を事実で明らかにすると同時に、使用済燃料プールの危険性を暴き出したと言えます。そのため、「プール貯蔵より乾式貯蔵の方が安全だから、使用済燃料を早く乾式貯蔵へ移すべきだ」との見解が一時期広まりました。

それは仕方のないことでしたが、2016年の福井県鯖江市での講演会で、「プールの水がなくなっても自然空冷できるほど十分冷えた使用済燃料しか乾式貯蔵へは移せない」という事実を具体的に示すことで、誤解の多くを解くことができました。その講演録[26]はサヨナラ原発福井ネットワークから出され、広く読まれています。乾式貯蔵がプールに空きを作り、原発の再稼働や運転継続を助けるものであることから、乾式キャスクによる中間貯蔵に反対する声も広がりました。

しかし、2011年以降、福島第二、玄海2号を含めて軽水炉原発の廃炉が21基に及び、廃炉後の使用済燃料貯蔵をどうすべきかという新たな問いかけもなされるようになりました。

そこで、ここでは「金属製乾式キャスクによる使用済燃料中間貯蔵は何が問題か？」という、より広い観点から乾式貯蔵問題を取り上げます。

まずは、実際に設計されている乾式キャスクを対象に、「自然空冷可能」というだけではだめで、「中性子線の遮蔽や炭素鋼の腐食などキャスクの寿命」からは、収納される使用済燃料の崩壊熱をより大きく下げる必要があることなど技術的問題点を列挙します。それに基づき、設計貯蔵期間60年の健全性が保証されているとはいえないこと、脱原発後の廃炉に伴う使用済燃料の100年以上の長期乾式貯蔵への移行には技術的・社会的な4条件を満たす必要があることを具体的に示します。

さらに、原子力委員会の「プルサーマルに必要な枠内に再処理操業を制限」への方針転換および独自の脱原発や仏の原発依存度低減の実態を踏まえ、

「プルサーマルによる余剰プルトニウム問題の解決」は幻想にすぎず、プルトニウムを巡る矛盾を一層激化させるだけであり、脱原発＝「原発ゼロ」をまず決めて、六ヶ所再処理工場を閉鎖し、プルサーマルを中止すべきであることを提言します。

2 金属製乾式キャスクとは何か

2.1 キャスクの密閉性は金属ガスケット頼み

使用済燃料を貯蔵するための金属製乾式キャスクには、図1のように、沸騰水型原発BWR用と加圧水型原発PWR用があり、前者は日立と東芝が、後者は三菱重工が設計・製造しています。三菱重工製PWR用乾式キャスク(MSF-21P型)の構造は図2の通りです。

キャスクの中央に使用済燃料を収納するためのバスケットが置かれ、バスケットの仕切り板(プレート)はアルミニウム合金ですが、臨界事故防止のための中性子吸収材(ほう素添加アルミニウム合金)のプレートと対になっています。使用済燃料を収納したあと、キャスク内に水分が残らないよう十分に真空乾燥させ、不活性ガス(ヘリウムガス)で封入し、一次と二次の二重蓋をします。このときに水分や空気がキャスク内に残っていたり、外部から侵入したりすると、それがキャスクの炭素鋼を内側から腐食させる原因になります。また、二重蓋のシールが破られると中の放射性ガスが漏洩してしまいます。

二重蓋の構造をもう少し詳しくみると、図3のように、金属ガスケットが重要な役割を果たしていることが分かります。この金属ガスケットは、ホース状の二つのコイルスプリング(ニッケル基合金インコネル750)とそれを取り巻く裂けたホース状の内被(ニッケル基合金インコネル600)、さらに外側の外皮(アルミニウム合金)から構成されています。この金属ガスケットが、一次蓋と胴の間、二次蓋と胴の間に挟まれていて、シールの役割を果たしています。実は、一次蓋には図3右側のように漏洩検知のための貫通孔があいていて、カバープレートで塞がれており、カバープレートと

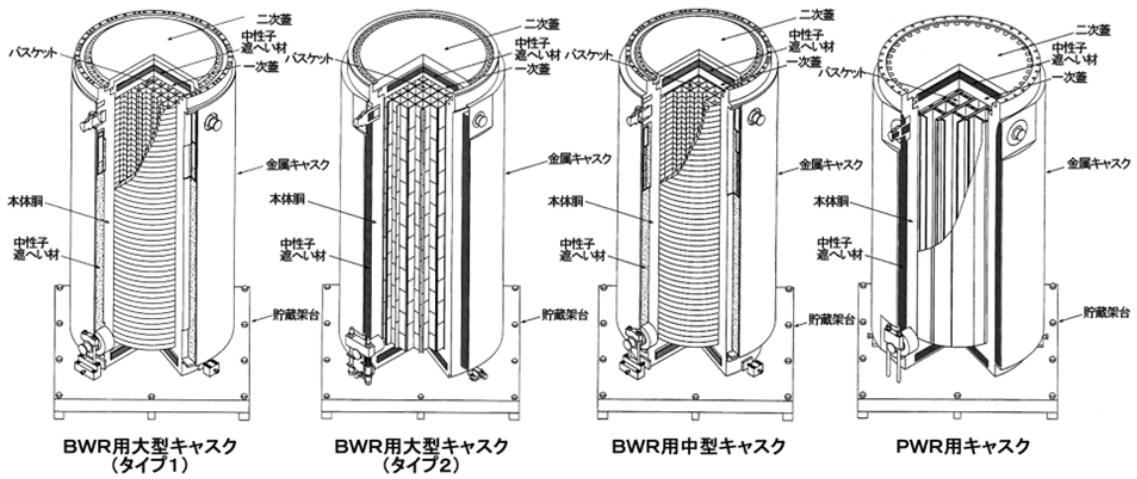


図1: 青森県むつ市リサイクル燃料備蓄センターで計画されている金属製乾式キャスク [23]

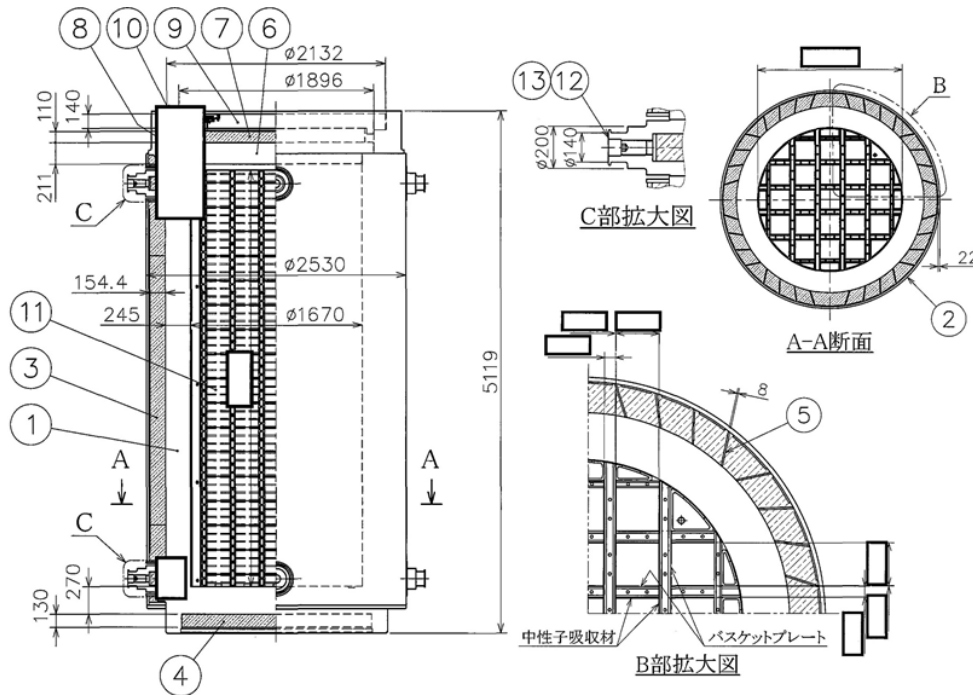


図2: 三菱重工製PWR用MSF-21P型乾式キャスクの構造 [16]: ①胴 (炭素鋼 GLF1), ②外筒 (炭素鋼 SGV480), ⑤伝熱フィン (32本, 銅 C1020), ⑥一次蓋/⑨二次蓋 (炭素鋼 GLF1), ⑧一次/⑩二次蓋ボルト (合金鋼 SNB23-3), ③側部/④底部/⑦蓋部中性子遮蔽材 (レジン), ⑫上部/⑬下部トラニオン (ステンレス鋼 SUS630), ⑪バスケット (バスケットプレートはアルミニウム合金, 中性子吸収材はほう素添加アルミニウム合金), 四角の白抜き部は商業機密のため非公開

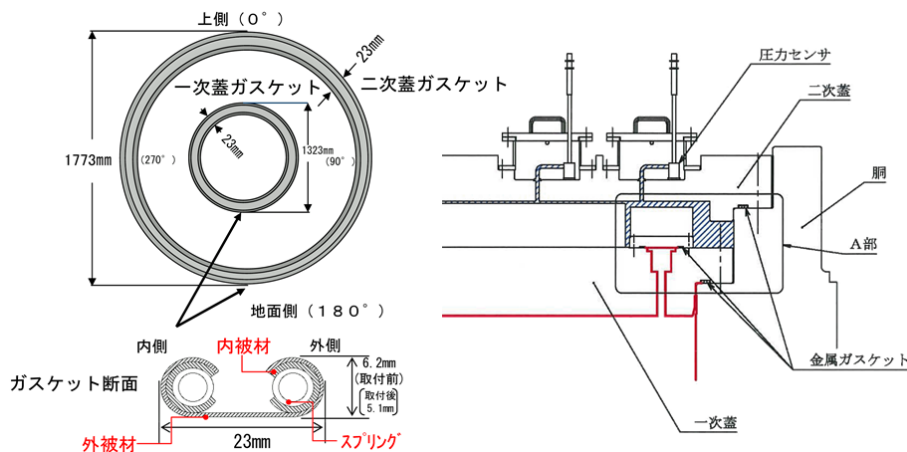


図3: 乾式キャスクの金属ガスケットの構造 [2] と閉じ込め境界 [16]

表 1: むつ市リサイクル燃料備蓄センターで計画されている金属製乾式キャスクの仕様*1[24]

	BWR用キャスク		PWR用キャスク
	大型 (タイプ 1, 2, 2A)	中型	
全長	約 5.4m	約 5.4m	約 5.1m
外径	約 2.5m	約 2.4m	約 2.5m
全質量	約 119t	約 116t	約 113t
最大収納体数	69 体 (0.18tU/体で 12.5tU)	52 体 (左同 9.4tU)	21 体 (0.45tU/体で 9.5tU)
最大崩壊熱量	12.1kW (0.97kW/t)	16.9kW (1.8kW/t)	13.9kW (1.5kW/t)
貯蔵燃料仕様 最高燃焼度 冷却期間	8×8 燃料 (タイプ 1) 2.9 万 MWd/t 18 年以上		17×17 燃料 (3.9 万 MWd/t 型)A 型 3.6 万 MWd/t 15 年以上
貯蔵燃料仕様 最高燃焼度 冷却期間	新型 8×8 燃料 (1, 2A) 4.0 万 (1), 3.4 万 (2A)MWd/t 18(1), 24(2A) 年以上		17×17 燃料 (3.9 万 MWd/t 型)B 型 3.6 万 MWd/t 20 年以上
貯蔵燃料仕様 最高燃焼度 冷却期間	新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料 4.0 万 MWd/t 18 年以上	同左 4.0 万 MWd/t 8 年以上	17×17 燃料 (4.8 万 MWd/t 型)A 型 4.8 万 MWd/t 15 年以上
貯蔵燃料仕様 最高燃焼度 冷却期間	高燃焼度 8×8 燃料 (2A) 4.0 万 MWd/t 18 年以上	同左 5.0 万 MWd/t 8 年以上	17×17 燃料 (4.8 万 MWd/t 型)B 型 4.8 万 MWd/t 20 年以上

*1: 「全質量」には集合体の重量が含まれる。「冷却期間」は「原子炉から取り出して金属キャスクに収納するまでの期間」、集合体数からウラン重量 tU と kW/t への換算は、米国の試算例に従って行ったが、2kW/t 未満に制限されていることがわかる。

一次蓋の間にも金属ガスケットが挟まれています。このため、「一次蓋とカバープレートおよびこれらに取り付けられた金属ガスケット」が実際の閉じ込め境界になっています。これらのどこかで漏洩が起きると圧力センサで検出されるわけですが、こうなると、二次蓋が健全でも、キャスクからの放射能漏洩は避けられません。三菱重工は「キャスク本体内部を負圧に維持するとともに、蓋間空間の圧力を正圧としているので、キャスク本体内部の気体が外部に流出することはない」[16]としていますが、それは短期間の話にすぎず、長期間放置されれば放射能漏洩は避けられません。

2.2 自然空冷できないものは収納できない

収納された使用済燃料から出る崩壊熱は、熱輻射やバスケットを介した熱伝導で炭素鋼製の胴へ伝わり、中性子遮蔽材（エポキシ系レジン）の間に設置された 32 本の銅製伝熱フィンを介して外筒へ伝わります。外筒は周りの空気によって自然空冷されます。これを「乾式キャスク貯蔵」といい、「プール貯蔵」のように水を循環させて熱交換器で強制的に冷やす装置は一切ありません。つまり、乾式キャスクに収納された使用済燃料は、いわゆる「自然空冷」の状態に置かれるのです。

だから、原子炉から取出した直後の熱い使用済燃料は乾式キャスク貯蔵できないのです。なぜなら、キャスクに収納された途端に熔融事故を起こしてしまうからです。そのため、乾式キャスクへ収納できる使用済燃料には表 1 のように厳しい条件が設定されています。

表 1 の最大崩壊熱量をみると、BWR 用キャスクで 12.1kW ないし 16.9kW、PWR 用キャスクで 13.9kW です。収納される使用済燃料の重量から崩壊熱の発熱量を求めると、それぞれ、0.97kW/t、1.8kW/t、1.5kW/t となっています。このレベルにまで崩壊熱を下げるため、それぞれ、プール貯蔵で 18 年ないし 24 年以上¹、8 年以上、15 年ないし 20 年以上冷却することになっています。

「最高燃焼度」が高いほど使用済燃料の超ウラン元素の割合が高くなって崩壊熱が下がりにくくなり、一定のレベルまで下げるにはプールでの冷却期間が長くなります。100 万 kW 級原発では熱効率がほぼ 1/3 なので熱出力ではほぼ 300 万 kW に

¹数十年前は燃焼度も 3 万 MWd/t 程度と低く、原子炉取出後のプール貯蔵期間も当然長くなっており、表 1 の BWR 用キャスク (タイプ 2A) で、燃焼度が 3.4 万 MWd/t と低いにもかかわらず、冷却期間が 24 年以上と長くなっているのは、対象となる使用済燃料がこの条件を満たせるからであり、それだけ安く設計できるからにほかならない。

なりますが、1,000日(d)運転すると総熱量は300万MWd(1M=1,000k)になります。核燃料100tで300万MWdとすると、1t当りでは3万MWd/tの燃焼度になります。核燃料のウラン濃縮度を高めてトン当りの発熱量を高めると高燃焼度になり、最近では5.5万MWd/tの高燃焼度燃料が使われていますが、これでは燃焼度が高すぎて表1のキャスク仕様の対象外です。

2.3 崩壊熱が高いとキャスクが高価になる

一般に、崩壊熱が2~3kW/t以下にならないと空冷できないため、少なくとも5~10年はプールで冷却しないと乾式キャスク貯蔵できないとされていますが、5年程度の冷却では、崩壊熱が3kW/tのレベルにあって高すぎるため、キャスクに収容できる使用済燃料集合体数が少なくなる一方、放射線遮蔽のために炭素鋼やレジンを増やす必要が出てくるなど、経済的ではありません。そのため、表1のように「最大崩壊熱量」を2kW/t以下に抑え、そのための冷却期間を10年以上に設定しているのです。冷却期間が長いほど崩壊熱が下がりますので、キャスクも経済的になります。

2.4 キャスク表面で2mSv/hまで許容

乾式キャスクの経済性には、キャスク表面から出る放射線の遮蔽基準も関係してきます。現行の設計基準は、キャスク表面で2mSv/h(2,000 μ Sv/h)、表面から1m離れた位置で0.1mSv/h(100 μ Sv/h)になっていて、三菱重工製キャスクの遮蔽解析結果も図4のように、最高線量当量率は表面で1,511 μ Sv/h、1m離れた位置で77.8 μ Sv/hと基準値ギリギリです。その結果、乾式キャスクへの使用済燃料装荷作業における労働者被曝は無視できないほど高くなると言えます。国内の自然放射線は0.02~0.08 μ Sv/h程度²ですので、キャスク表面はその数万倍、1m離れた位置でも数千倍になります。遮蔽設計基準がこれより厳しく設定されると、「最大収容体数」を減らすか、「最大崩壊熱量」を下げる(冷却期間をより長くする)か、胴・外筒や蓋・底部の炭素

²原子力規制委員会が毎日公表している全国のモニタリング測定値によれば、福島事故影響圏を除く全国主要都市の2019年1月末現在の地上1m高さの線量推定値は0.02~0.08 μ Sv/h程度で、福島市は依然として0.13 μ Sv/hと高く、事故前0.04 μ Sv/hの3~4倍である。

鋼およびレジン層を厚くするしかありませんが、より高価になります。つまり、キャスクの遮蔽設計基準は経済性を考慮して電力会社や原子力メーカーの意向を反映させたものと言えるのです。放射線当量率が高いところは、「トランニオン」(図2の「C」の部分)というキャスク吊上用突起物の周辺で、とくに中性子線量が高くなっています³。というのも、図2で明らかのようにトランニオン部には、強度を保つため、周囲に中性子遮蔽材レジン配置できないからです。胴部より頭部や底部の軸方向の線量当量率が高くなるのですが、これは使用済燃料集合体構造材の放射化によるコバルト60(Co-60)の出すガンマ線が軸方向には遮蔽されにくいからです(線源強度については巻末注1参照)。

他方、中性子遮蔽材レジンには、温度が高いと、時間とともに熱分解が進み、レジン総量が減り、中性子遮蔽能力が低下します。また、熱分解で生成される水⁴は胴や外筒の炭素鋼を内側から全面腐食させ、キャスクの強度低下やガンマ線遮蔽能力を低下させます。

三菱重工は「中性子遮蔽材レジン質量減損量は、使用環境温度140 $^{\circ}$ C、設計貯蔵期間60年で2%、余裕を加えて2.9%であり、生成される水による炭素鋼の減肉量は約1mm程度」[16]と評価していますが、図5のように「第3図 中性子遮蔽材の重量減損データ」[17]は白抜きになっていて確認することができません。レジン温度環境の違いによる重量減損率と経過時間の関係は、開放系では図6のように減損式と実験データの整合性を確認できますが、閉鎖系では三菱重工がデータを公開していないため、減損式(三菱重工業は原子力安全基盤機構の閉鎖系減損式を引用している[4,17])との整合性を確認できないのです。他方、三菱重工が中性子照射による差はないと示した実験データは図7左側のように公開されていますが、右側

³主な中性子発生源は、超ウラン元素が自然崩壊時に放出する α 線をキュリウム242(Cm-242)が捕獲して中性子を放出する(α, n)反応です。カリフォルニウム252(Cf-252)などが自発核分裂で放出する中性子線もあります。三菱重工によれば、設計貯蔵期間60年の中性子照射量はキャスク胴で 6.1×10^{14} n/cm²、中性子遮蔽材レジンで 1.4×10^{14} n/cm²です。原子炉運転時の照射量 10^{22} n/cm²と比べると1,000万分の1程度ですが、ほんの一部でも人体には極めて危険です。

⁴中性子遮蔽材エポキシ系レジン熱分解による生成物は水が約94wt%、二酸化炭素が約4wt%、エタン・アセトン等の炭化水素類、水素がそれぞれ約1wt%程度である[9]。

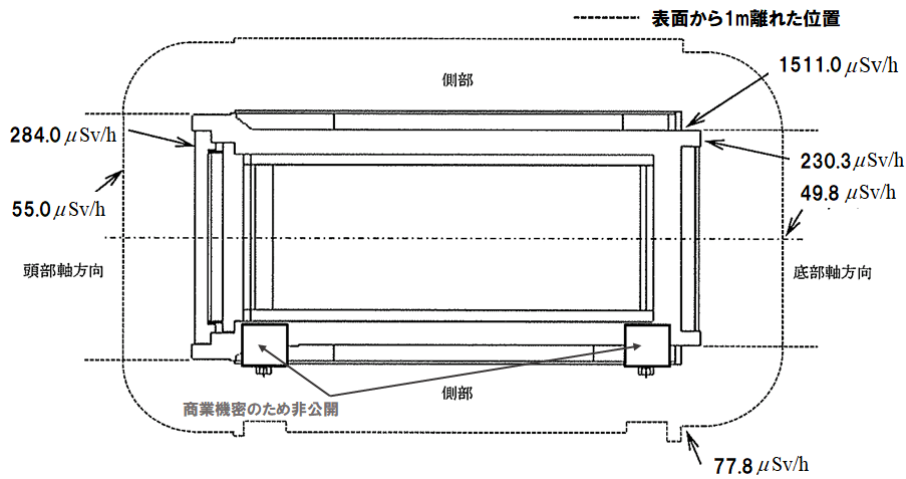
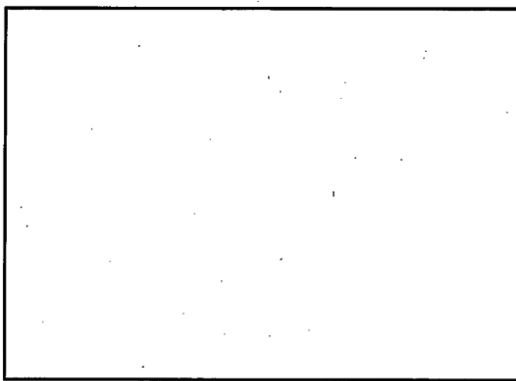


図 4: 三菱重工製 MSF-21P 型キャスクの遮蔽解析による最大線量当量率 [$\mu\text{Sv/h}$][16]: キャスク表面では、 2mSv/h ($2,000\mu\text{Sv/h}$) 以下の基準に対し、側部 $1,511.0\mu\text{Sv/h}$ 、頭部軸方向 $284.0\mu\text{Sv/h}$ 、底部軸方向 $230.3\mu\text{Sv/h}$ 。表面から 1m 離れた位置では、 $100\mu\text{Sv/h}$ 以下の基準に対し、側部 $77.8\mu\text{Sv/h}$ 、頭部軸方向 $55.0\mu\text{Sv/h}$ 、底部軸方向 $49.8\mu\text{Sv/h}$ となっている。



- (注1) 設計貯蔵期間における使用済燃料の崩壊熱量の低下に伴い中性子遮蔽材の温度低下を考慮した値。
- (注2) 劣化パラメータより中性子遮蔽材の重量減損率を評価。
- Δw : 中性子遮蔽材の重量減損率 (%) = $5.69 \times 10^{-4} \times E_p - 19.2$
- E_p : 劣化パラメータ = $T \times (C + \ln(t))$
- T : 中性子遮蔽材温度 (K)
- t : 中性子遮蔽材加熱時間 (h)
- C : 定数 = 77.6.
- 内は商業機密のため、非公開とします。

第3図 中性子遮蔽材の重量減損データ
(自社開発品 [MREX レジン] 及び NS-4-FR^(注))

図 5: 三菱重工が非公開にした「第3図 中性子遮蔽材の重量減損データ」[17]: (注2)に記載されているレジンの重量減損式は原子力安全基盤機構による閉鎖系減損式 [4] と一致するが、データとの整合性を確認できない。

の三菱重工が引用している原子力安全基盤機構の減損式とは整合しません。また、部分的に公開されている実験データもせいぜい1年未満であり、設計貯蔵期間60年の実験データは存在しないのです。つまり、三菱重工の「中性子遮蔽材レジンの重量減損率は2.9%、炭素鋼の腐食は1mm」との主張は裏付けデータがなく、その妥当性を確認する術がないのです。

さらに、図7左側の重量減損式から温度が140

°Cから10°C上がるごとに重量減損率が0.5%ずつ高まりますので、レジンの重量減損率は温度環境の影響を大きく受けることがわかります。収納されている使用済燃料の被覆管が長期貯蔵中に破裂・崩壊すれば内部温度が高まりますし、火山灰や火砕流などで外部環境の温度が上がれば、レジン温度も高まり、重量減損率が高まるのは避けられません。ところが、原子力規制委員会の審査ガイドでは、プール貯蔵から乾式貯蔵への移行は安全側になるので火山の立地評価は不要とされているのです [5]。自然空冷の乾式キャスクには強制冷却装置がないことを失念しているとしか思えません。

2.5 キャスク費が乾式貯蔵の経済性を左右

乾式貯蔵では、キャスク費がその経済性を左右します。むつ市リサイクル燃料備蓄センターを念頭に、5,000t貯蔵コストをプール貯蔵と乾式貯蔵で比較したのが表2です。プール貯蔵ではプールなどの建設費が高く、プール水の循環・熱交換・浄化等に要する操業費も高くなりますが、乾式貯蔵では、「自然空冷で放置」が基本のため監視以外に操業費はほとんどかからず、建設費もわずかで、キャスク費が貯蔵費の大半を占めます。言い換えると、乾式貯蔵施設を誘致しても、地域産業育成にも雇用にもつながらず、危険なものを置いておくだけになります。しかも、キャスクは少しずつ設置されていきますので、固定資産税も徐々に伸びるだけで、プール貯蔵の場合ほど地域財政への

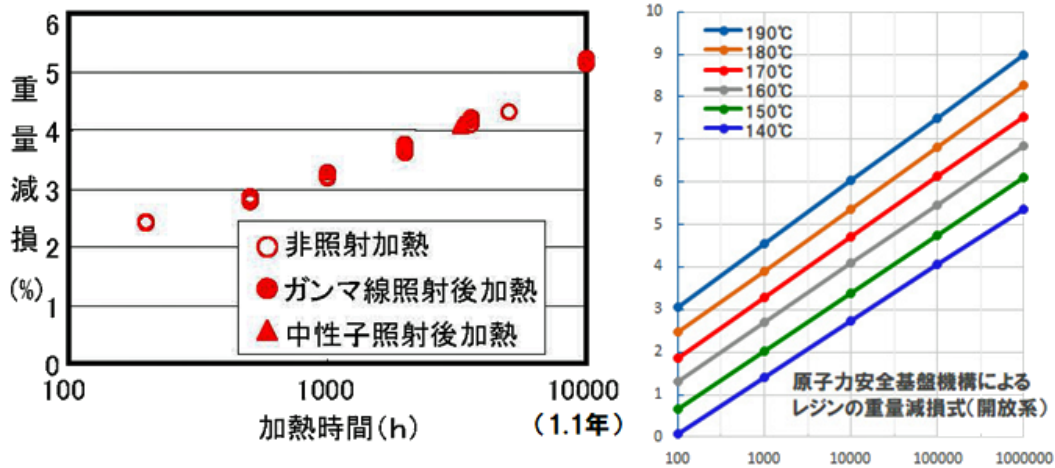


図 6: 中性子遮蔽材エポキシ系レジンを（開放系）の経年変化による重量減損率の変化 [15, 4]：左図は電気炉に外部から乾燥空気を連続供給し加熱温度 170℃で内部温度を一手に保持した場合で中性子線照射量は 3.9×10^4 Gy だが、放射線照射の有無で重量減損率に差はない；右図は原子力安全基盤機構による開放系の重量減損式で、左図実験データとほぼ整合

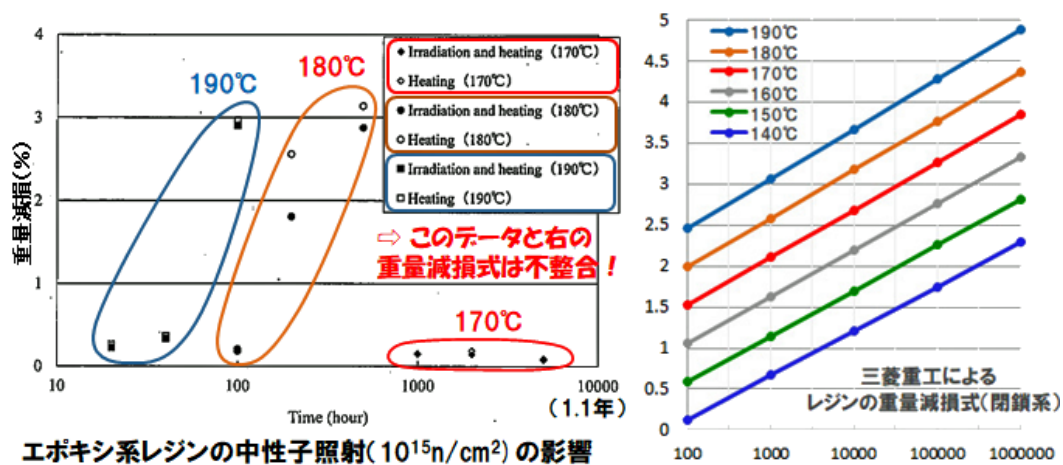


図 7: 中性子遮蔽材エポキシ系レジンを（閉鎖系）の経年変化による重量減損率の変化 [17]：左図は三菱重工が中性子照射によるレジンの重量減損率への影響を調べたものだが、右図の閉鎖系の温度環境の違いによる重量減損式（三菱重工は原子力安全基盤機構による閉鎖系減損式 [4] を引用）とは不整合、同式に対応する重量減損データ [16] は非公開で比較不能

寄与はありません⁵。

図 8 は、使用済燃料 1t 当りのコストを貯蔵規模別に比較したのですが、乾式貯蔵の場合には貯蔵規模によらず 3,100 万円/t 程度です。ところが、プール貯蔵では、5,000t 規模でも 1.7 倍の 5,200 万円/t と高く、貯蔵規模を 1 万 t に増やしても 1.3 倍の 4,000 万円/t にしか下がりません。だから、電力会社は使用済燃料中間貯蔵施設としてプール貯蔵

⁵使用済燃料貯蔵施設に対する電源三法交付金 [13] は「核燃料サイクル施設交付金相当部分」から建設段階（着工～操業開始年）で 50 万円/t × 貯蔵容量 [t]、操業段階（操業開始翌年～終了）で 62.5 万円/t × 実績貯蔵量 [t] を上限として立地市町村に毎年交付され、立地都道府県（隣接市町村への交付額を含む）にも同額を上限として交付されます。貯蔵容量 5,000t では、建設段階で 25 億円/年、操業段階でキャスク 1 基（約 10t）当り約 625 万円/年、500 基で 31 億円/年になります。伊方の 1,200 体（約 500t）貯蔵施設では、それぞれの 1/10 に留まります。

ではなく乾式貯蔵を選ぶのです。決してプール貯蔵より乾式貯蔵の方が安全だからではありません。

乾式貯蔵の経済性を左右するキャスク費は、収納する使用済燃料の崩壊熱や放射線遮蔽基準だけでなく、設計貯蔵期間にも影響されます。原子力規制委員会の審査ガイド（案）⁶には、「設計貯蔵期間は、当該設計貯蔵期間中の（輸送・貯蔵）兼用キャスクの安全機能を評価するに当たり、材料及び構造の経年変化の考慮を行うための前提条件となる」[5]と明記されています。三菱重工製乾式キャスクの設計貯蔵期間は 60 年ですが、これを超えて貯蔵される場合の安全性は保証されず、「経年変化」を無視できないのです。60 年を超えて貯

⁶2018.12.6～2019.1.4 にパブリックコメントが募集されたが、2019.2.22 現在、未だに結果が公表されていない。

表 2: 5,000t 級使用済燃料貯蔵施設費用比較 [12]*1

費用 [億円]	プール貯蔵	乾式貯蔵
資本費	1,561	1,310
[内訳] 建設費	1,328	105
キャスク費	100	1,195
解体・処分費	133	10
操業費	1,395	238
輸送費	41	60
合計	2,997	1,608

*1: むつり市リサイクル燃料貯蔵センターを念頭に、着工～解体・処分の 54 年間（10 年間で順次搬入後、40 年貯蔵、10 年間で順次搬出、計 50 年操業）にわたる費用の各年度単純加算値（現在価値換算した評価結果は図 8）、乾式貯蔵のキャスク費は 2.4 億円/基、約 10t/基と想定（BWR 用 284 基×57 体（約 10t/基、PWR 用 214 基× 24 体（約 10t/基、合計 498 基、5,000t；BWR:PWR=55:45 は発電容量比）。プール貯蔵のキャスク費は使用済燃料輸送用のキャスク 40 基相当分。

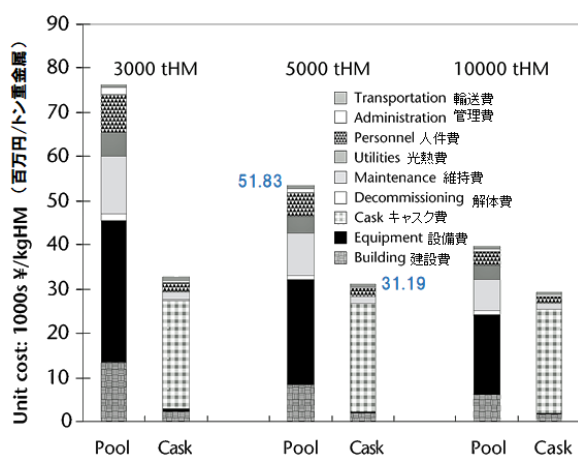


図 8: 使用済燃料貯蔵施設の規模別コスト比較 [12]（割引率 5% で 1998 年価値へ換算した「着工～解体・処分の 54 年間にわたる費用」。割引率 0~10% でも比較した結果、5% のときに総費用が最小になる。表 2 の単純加算値の場合と比べて、プール貯蔵費と乾式貯蔵費の比は小さくなる。）

蔵することが避けられなくなったらどうするのでしょうか。審査ガイド（案）にはその指示はありません。原発とは異なり、乾式貯蔵はそもそも「自然冷却で放置」ですので、「操業停止命令」を出しても無意味です。キャスクの交換やプール貯蔵への変更を命令するしかないのですが、これらは想定されていません。

キャスクの遮蔽基準や設計貯蔵期間を長くすれば、キャスク費は高くなります。設計貯蔵期間を超えた場合の対策も考慮すると、さらに高くなります。したがって、安価な乾式貯蔵費は、緩い遮蔽基準や限定された設計貯蔵期間によって見かけ上安価になっているだけであり、放射線防護のための設計基準を厳しくすれば高くなるのです。

3 「プール貯蔵より安全」は本当か

3.1 乾式貯蔵は「自然空冷」が条件

使用済燃料貯蔵プールでプール水がなくなったときに破滅的な原子力災害がもたらされることは、福島第一原発事故で誰の目にも明らかになりました。関東地方全域を覆う 250km 圏内から避難を余儀なくされ、首都機能が完全に破壊されるという国家破滅の現実的な危険が迫っていたからです。

福島第一原発 1~3 号炉で炉心溶融事故が起きた際、定期点検中だった 4 号炉の使用済燃料プールでは、プール水がなくなって使用済燃料が溶融する恐れがありました。4 号炉では、事故の 2ヶ月前に原子炉からプールへ炉心燃料 548 体に移され、計 1,331 体もの使用済燃料が冷却中でしたので、この危険は現実的なものでした。このときの印象が余りにも強かったため、「使用済燃料のプール貯蔵は危ない！乾式キャスク貯蔵のほうが安全だ！」という主張が広がったのだと思います。

しかし、「プール貯蔵から乾式キャスク貯蔵へ移行した方が安全だ」という主張は間違いです。

原子炉停止直後の炉内核燃料の崩壊熱は 2,200 kW/t と極めて高く、あっという間に溶融してしまいます。そのことは福島第一 1~3 号炉で実証されました。4 号炉の原子炉からプールへ移された使用済燃料 548 体は原子炉停止から 2ヶ経っていましたが、崩壊熱は依然として 40~50kW/t と高く、プール水がなくなれば溶融してしまいます。

この熱い使用済燃料を乾式キャスク貯蔵へ移せばどうなるでしょう。すでに述べたとおり、乾式キャスク貯蔵は「自然空冷」による保管ですので、まさに「プール水が完全になくなった状態」と同じです。4 号炉で溶融事故の恐れがあった熱い使用済燃料をこのような状態に置けば、たちまち溶融してしまいます。だから、熱い使用済燃料は乾式キャスク貯蔵へ移せないのです。

プールの中で 5~10 年程度冷やすと、図 9(a) のように崩壊熱は 2~3kW/t 程度へ下がり、乾式キャスクへ移せるようになります。この崩壊熱のレベルは表 3 のように成人男性の発熱量 2~3W/kg とほぼ同程度です。この人肌程度の発熱量になれば、水がなくても自然空冷が可能になります。乾式キャ

表 3: 人体の発熱量 [W/kg][31, 26]*1

年齢 [歳]	男性の発熱量			女性の発熱量		
	身体活動レベル			身体活動レベル		
1~2	4.4	5.1	5.9	4.4	5.1	5.8
3~5	4.0	4.7	5.3	3.8	4.4	5.1
6~7	3.2	3.8	4.3	3.1	3.6	4.1
8~9	3.0	3.5	3.9	2.8	3.2	3.7
10~11	2.7	3.2	3.6	2.5	2.9	3.4
12~14	2.3	2.6	3.0	2.1	2.5	2.9
15~17	2.0	2.3	2.6	1.8	2.1	2.5
18~29	1.7	2.0	2.3	1.6	1.9	2.1
30~49	1.6	1.9	2.2	1.6	1.8	2.1
50~69	1.6	1.8	2.1	1.5	1.8	2.0
70 以上	1.6	1.8	2.1	1.5	1.7	2.0

*1: 「身体活動レベル」は生活パターンによって3段階に分類されている [14]. 「低い (1.5)」は、生活の大部分で座っており (=座位), (デスクワークなど) 静的な活動が中心の場合, 「普通 (1.75)」は、座位中心の生活だが、仕事で立ったりすることもあり、あるいは通勤、買い物、家事、軽いスポーツをすることが含まれる場合, 「高い (2.0)」は、仕事で移動することや立っていることが多い場合、あるいは日常的にスポーツや活発な活動を行う習慣がある場合。

スクには特別な冷却装置も空調もなく自然空冷のまま放置されますので、この状態にならないとキャスクへ入れられないのです。このように自然空冷可能な状態になれば、プール貯蔵と乾式貯蔵とで使用済燃料溶融事故の危険はほとんど変わらないと言えます。

3.2 高温では中性子遮蔽材の熱分解が進む

実際の乾式キャスクでは、単に自然空冷可能かどうかだけではなく、設計貯蔵期間 60 年にわたる強度、閉じ込め性能、放射線遮蔽性能と経済性が問われます。たとえば、中性子遮蔽材レジンの熱分解速度は図 7 のように温度次第で大きく変わります。崩壊熱が高すぎると 60 年の貯蔵期間中にレジンの熱分解が進んでレジンの質量が減るとともに、生成される水で炭素鋼が内側から全面腐食するため、放射線遮蔽性能が落ちてしまいます。だから、表 1 のように、プールで 15~20 年以上冷やして崩壊熱を 2kW/t 未満へ十分引き下げてからキャスクへ収納する設計になっているのです。表 1 の BWR 中型キャスクでは、冷却期間が「8 年以上」と比較的短く、崩壊熱が 1.8kW/t 程度にやや高まるため、最大収納体数を減らさざるをえず、大型キャスクより経済性が劣ることになります。

3.3 乾式貯蔵でプール事故の危険が高まる

使用済燃料が熱いうちは乾式貯蔵へ移せないため、乾式貯蔵でプール事故の危険をなくすことはできません。使用済燃料が人肌程度の発熱量にまでよく冷えた段階では、プール貯蔵と乾式貯蔵とで使用済燃料溶融事故の危険性に大差はありません。では、なぜ、使用済燃料を乾式貯蔵へ移そうとするのでしょうか。そうしないと、プールが満杯になって燃料を交換できず、原発を運転できなくなるからです。

よく冷えた使用済燃料に関する限り、乾式貯蔵とプール貯蔵とで危険性に大差はないのですが、乾式貯蔵が進むとプール事故の危険が減るどころか、プール事故の危険が高止まりになります。なぜなら、使用済燃料がプールから乾式貯蔵へ移されるとプールが空いて燃料交換が可能になり、原発の再稼働と運転継続が促される結果、炉心溶融事故など原発重大事故の危険が続くだけでなく、定期点検ごとに炉心からプールへ「熱い、熱い使用済燃料」が移されてプール水喪失による使用済燃料溶融事故の危険が高まるからです。

また、プルサーマルが実施されると、原発重大事故の危険が一層高まるだけでなく、使用済 MOX 燃料がプールでの溶融事故の危険を一層高めることになります。

使用済 MOX 燃料の場合には、2~3kW/t の人肌程度になるまでには、5~10 年ではなく、図 9(b) のように、30~90 年のプール冷却を必要とします。原発の寿命を超えてプールで冷やし続けなければならないのです。使用済燃料がプールから出ていっても、再処理されてプルサーマルが実施されれば、必ず、一層厄介な使用済 MOX 燃料となってプールに戻ってきます。この使用済 MOX 燃料によって、プール水喪失による使用済燃料溶融事故の危険がより長期間続くことになるのです。それだけではなく、使用済 MOX 燃料は六ヶ所再処理工場では再処理できず、「高速炉の実用化を前提にした第 2 再処理工場での再処理される計画」ですが、高速炉の実用化が 21 世紀後半以降へ延期された今、この計画は根拠のない幻、単なる虚構と化しています。まさに、プールでの「永久貯蔵」が運命づけられているのです。

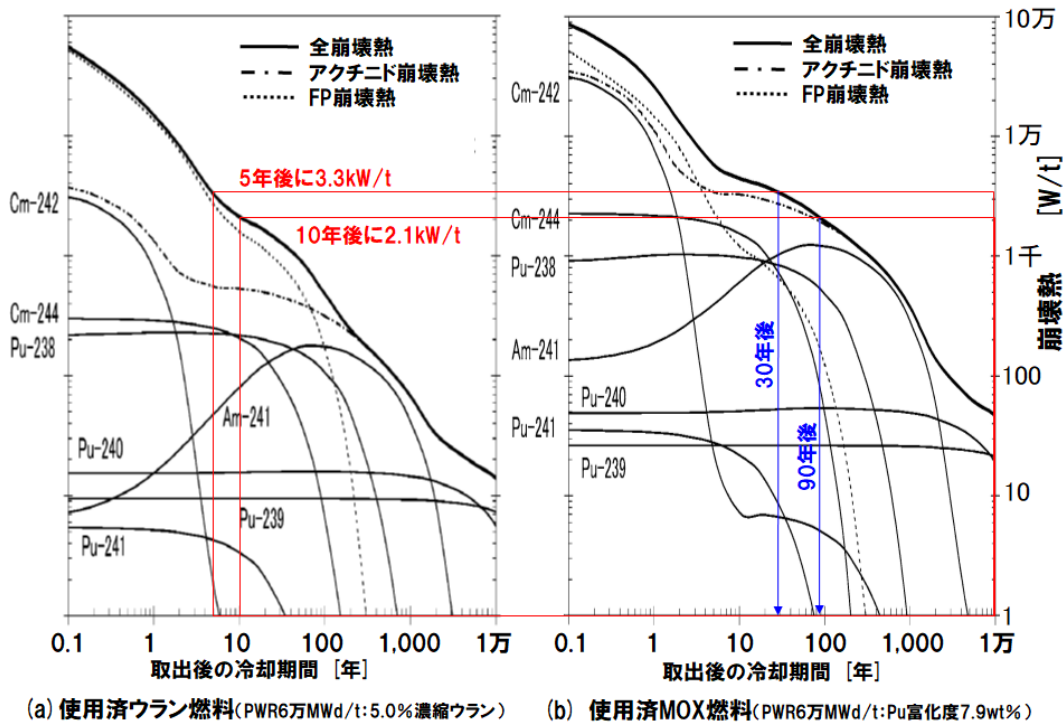


図 9: 使用済ウラン燃料と使用済み MOX 燃料の崩壊熱の比較 [10]: 「全崩壊熱」は「核分裂生成物 (FP) の崩壊熱」と「超ウラン元素 (アクチニド) の崩壊熱」の和になる。(a) 使用済ウラン燃料と (b) 使用済 MOX 燃料で、FP 崩壊熱はほとんど変わらないが、(b) のアクチニド崩壊熱は (a) より 1 桁ほど大きい。そのため、6 万 MWd/t の使用済ウラン燃料では 5～10 年のプール冷却で崩壊熱が「乾式貯蔵可能な 2～3kW/t」まで下がるが、使用済 MOX 燃料では 30～90 年もかかる。

プール貯蔵の危険をなくすには、原発を動かさないこと、そのことによって熱い使用済燃料のプールへの供給を止めることです。また、プルサーマルを中止させ、使用済 MOX 燃料を生み出させないことです。原発を動かさなければ、プール内の使用済燃料はすべて冷えていき、カルデラ噴火等による火砕流や航空燃料を満載した航空機墜落などの場合を除いて、溶融事故の危険はほとんどなくなります。

このように、使用済燃料の乾式貯蔵立地阻止は原発再稼働阻止と一体であり、乾式貯蔵を認めれば原発再稼働やプルサーマルに手を貸すことになり、福島事故で明らかにされた炉心溶融事故やプール水喪失による使用済燃料溶融事故の危険を高めることになるのです。

4 使用済燃料中間貯蔵は何のためか

4.1 再処理工場への搬出が前提だった

ではなぜ、プールが満杯になって原発を運転できない事態が迫ってきているのでしょうか。なぜ、これほどまでに乾式キャスクによる中間貯蔵施設の立地やむつ市中間貯蔵施設の操業・資本参加を

進めようと、政府や電力会社が躍起になっているのでしょうか。

それには 3 つの理由があります。

第 1 に、日本の原発では、「使用済燃料を再処理してプルトニウムを抽出し、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料 (MOX 燃料) に加工し、高速増殖炉の燃料として用い、炉心の MOX 燃料や劣化ウランのブランケット燃料でプルトニウムを増殖し、これらを再処理してプルトニウムを抽出するという核燃料サイクル」を無限に回すことが大前提にされ、使用済燃料はすべて再処理工場へ搬出することになっているため、プールの貯蔵容量は元々小さかったのです。

たとえば、表 4 のように美浜 1 号では 3.2 回で満杯になり、高浜 1・2 号では 4.1 回、大飯 1・2 号では 7.0 回、敦賀 1 号では 5.3 回で満杯になります。福島第一 1～6 号でも 5.2 回の燃料交換でプールが満杯になります [7]。ところが、そうならず済んだのは、表 5 のように、1973～1998 年に英仏再処理工場へ 7,138tU、1977 年以降は東海再処理施設へ 1,020tU、1999 年 12 月以降は六ヶ所再処理工場へ 3,344tU を搬出してきたからです。しかし、英仏再処理契約は終了し、東海再処理施設は閉鎖され、

表 4: 福井県内原発の貯蔵容量増強前後の管理容量とプール満杯までの燃料交換可能回数 [3]*1

発電所名	1996年3月末時点(容量等は集合体数[体])					2000~2001年増強後[体]			
	1炉心	1取替分	貯蔵容量	管理容量	満杯回数	貯蔵容量	管理容量	満杯回数	共用化考慮
美浜1号	121	40	288	127	3.2	288	127	3.2	10.8
美浜2号	121	40	555	394	9.9	555	394	9.9	
美浜3号	157	52	424	215	4.1	1118	909	17.5	
高浜1号	157	52	424	215	4.1	424	215	4.1	11.5
高浜2号	157	52	424	215	4.1	424	215	4.1	
高浜3号	157	52	1188	979	18.8	1188	979	18.8	
高浜4号	157	52	1188	979	18.8	1188	979	18.8	
大飯1号	193	64	704	447	7.0	704	447	7.0	16.4
大飯2号	193	64							
大飯3号	193	64	974	717	11.2	2129	1872	29.3	
大飯4号	193	64	974	717	11.2	2129	1872	29.3	
敦賀1号	308	77	790	405	5.3	1217	832	10.8	16.4
敦賀2号	193	64	987	730	11.4	1734	1477	23.1	

*1: 管理容量=貯蔵容量-1炉心-1取替分で、燃料交換毎に1取替分が増え、管理容量に達すると満杯(燃料交換不能)になる。大飯1・2号のプールは共用であり、管理容量はいずれか片方の燃料交換を考慮した値になる。敦賀1号はBWRで1/4取替、敦賀2号はPWRで1/3取替で、炉型は違うが敦賀2号には1・2号用の共用ピットがある。プール共用化を考慮した満杯回数(燃料交換可能回数)は、管理容量の合計を1取替分の合計で割った値であり、プール共用炉の平均的な満杯回数になる。

表 5: 2012年3月末現在の使用済燃料の搬出・再処理・貯蔵量 [tU][6]

	GCR	BWR	PWR	合計
仏再処理工場	0	1,279	1,666	2,945
英再処理工場	1,510	1,866	817	4,193
東海再処理施設	0	644	376	1,020
六ヶ所再処理工場	0	219	206	425
同 プール貯蔵量	0	1,464	1,455	2,919
原発サイト貯蔵量	0	8,050	6,236	14,286
試験用に搬出	0	2	2	4
合計	1,510	13,523	10,758	25,791

注: 六ヶ所再処理工場は、2006年以降アクティブ試験(再処理)を実施、2014年以降適合性審査中。

六ヶ所再処理工場は認可がおりないまま、同貯蔵プールはすでに満杯でこれ以上搬入できず、原発サイト内には14,286tU(2012.3現在)があふれかえっているのです。

第2に、高速増殖炉開発が破綻し、高速炉実用化までのつなぎにすぎなかった「軽水炉でMOX燃料を燃やすプルサーマル」も進まず、核燃料サイクルが回らなくなったからです。さらに、福島事故で六ヶ所再処理工場の適合性審査に認可が下りず、たとえ認可が下りても、47トンもの余剰プルトニウムを保有したままでは操業できず、原子力委員会が2018年7月にプルサーマルで消費される程度にしか操業させない方針へ転換したため、使用済燃料を再処理工場へ搬出できなくなっているからです。

この使用済燃料問題は、英仏との再処理契約終了に伴って、1997年頃から切迫度を増し、貯蔵容量の少ない初期炉と貯蔵容量を増やした増設炉との使用済燃料貯蔵プールの共用化、空ピットへの使用済燃料貯蔵用ラック設置による貯蔵容量増強(大飯3・4号のBピット)、共用プールの増設(福島第一)、プール内で使用済燃料集合体の配置間隔を狭めて貯蔵容量を増やす「リラッキング」、乾式キャスクによるサイト内試験貯蔵(福島第一と東海第二)⁷などでサイト内の貯蔵容量が増やされました。しかし、それも限界に達し、1998年の「総合エネルギー調査会原子力部会中間報告ーリサイクル燃料資源中間貯蔵の実現に向けてー」[28]で、サイト外に中間貯蔵施設を立てる方針が打ち出され、「2010年に6,000tU、2020年に15,000tU」の目標が立てられましたが、青森県むつ市のリサイクル燃料備蓄センター(最終5,000tU)⁸以外に候補地は出ていません。同センターも「貯蔵建屋毎に50年、キャスク毎に50年」の制限付きで、地元

⁷福島第一では、貯蔵容量は「37体/基が12基、52体/基が8基の計20基」だが、実数はそれぞれ4基と5基の計9基で、2011.3に津波被災。東海第二では、貯蔵容量は「61体/基が24基」だが、実数は15基と空キャスク2基の計17基で、残り7基を今後貯蔵する計画

⁸東京電力80%、日本原電20%出資の「リサイクル燃料貯蔵株式会社」が建設・運営し、1棟目3,000t、2棟目2,000tU、最終5,000t(東京電力4,000tU、日本原電1,000tU)の使用済燃料を貯蔵するが、棟ごとの使用期間は50年、キャスクごとに最長50年間貯蔵となっている。貯蔵建屋は2010年8月に着工し2013年8月に竣工したが、福島事故を受けて適合性審査中。

表 6: 2018 年 9 月末現在使用済燃料貯蔵量, 管理容量 [tU], プール満杯までの燃料交換回数 [1]*1

発電所名	2018 年 9 月末管理容量・貯蔵量 [tU]				燃料交換可能回数		変更工事後	燃料交換可能回数	
	1 炉心	1 取替分 (a)	管理容量 (b)	貯蔵量 (c)	回数 (b-c)/a	年換算 ×16/12	管理容量 (d)	回数 (b-c)/a	年換算 ×16/12
北海道電力 泊	170	50	1,020	400	12.4	16.5	-	-	-
東北電力 女川 東通	260	60	790	420	6.2	8.2	-	-	-
	130	30	440	100	11.3	15.1	-	-	-
東京電力 福島第一 福島第二 柏崎刈羽	(580)	(140)	(2,260)	(2,130)	-	-	-	-	-
	(520)	(120)	(2,000)	(1,120)	-	-	-	-	-
	960	230	2,910	2,370	2.3	3.1	2,920 ²	2.4	3.2
中部電力 浜岡	410	100	1,300	1,130	(1.7)	(2.3)	1,700 ³	(5.7)	(7.6)
北陸電力 志賀	210	50	690	150	10.8	14.4	-	-	-
関西電力 美浜 高浜 大飯	70	20	760	470	(14.5)	(19.3)	620 ⁴	(7.5)	(10.0)
	290	100	1,730	1,250	(4.8)	(6.4)	-	-	-
	180	60	2,100	1,670	(7.2)	(9.6)	-	-	-
中国電力 島根	100	20	680	460	(11.0)	(14.7)	-	-	-
四国電力 伊方	70	20	1,080	710	(18.5)	(24.7)	1,580 ⁵	(43.5)	(58.0)
九州電力 玄海 川内	230	80	1,130	910	(2.8)	(3.7)	1,600 ⁶	(8.6)	(11.5)
	150	50	1,290	980	6.2	8.3	-	-	-
日本原電 敦賀 東海第二	90	30	910	630	(9.3)	(12.4)	-	-	-
	130	30	440	370	2.3	3.1	510 ⁷	4.7	6.2
合計	4,550	1,190	20,890	15,260			22,220		

*1: 「1 炉心」と「1 取替分」は運転中の号機に限り、廃炉が決定された浜岡 1-2 号, 美浜 1-2 号, 大飯 1-2 号, 伊方 1-2 号, 島根 1 号, 玄海 1 号, 敦賀 1 号の分は含まれないが、廃炉検討中の女川 1 号と玄海 2 号の分は含まれている。福島第一と福島第二（東京電力が廃炉方針を打ち出して廃炉時期等を検討中）は事故炉も含めた全号機の参考値である。

管理容量は、「貯蔵容量から 1 炉心+1 取替分を差し引いた容量」だが、運転終了プラントについては管理容量=貯蔵容量とされ（福島第一と福島第二でも同様に管理容量=貯蔵容量）、廃止措置中のプールも運転中の他号機によって利用可能であるかのように集計されている。そのため、廃炉号機を含むサイトでは管理容量が見かけ上大きく見える。「燃料交換回数」は、管理容量から使用済燃料貯蔵量を差し引いた余裕量を 1 取替分分で割って算出し、1 サイクル=運転期間 13ヶ月+定期検査期間 3ヶ月との電気事業連合の仮定を用いて年換算したが、廃炉号機を含むサイトでは見かけ上大きく算出されてしまうので、括弧付で示した。四捨五入の関係で、合計値は、各項目を加算した数値と一致しない部分がある。

- *2: 柏崎刈羽 5 号については、使用済燃料貯蔵プールのリラッキング工事未実施だが、工事完了後に管理容量が少し増える。
- *3: 浜岡 4 号では、乾式貯蔵施設 400tU の設置申請中（2015.1 申請）
- *4: 美浜 3 号では、基準地震動が大きくなったためリラッキング変更工事中だが、竣工後に貯蔵容量が 1,118 体から 809 体へ減り、管理容量も 309 体 (140tU) 減少し、600 体 (272tU) になる。上表の変更工事後の管理容量 620tU には廃炉になった美浜 1-2 号の貯蔵容量 843 体 (348tU) が含まれる。廃止措置方針によれば、美浜 1-2 号の使用済燃料 741 体 (306tU) は 1-2 号プールに 591 体 (244tU)、3 号共用プールに 151 体 (62tU) 貯蔵されており、これらすべてを 1-2 号プールへ戻してもなお 1-2 号プールには 102 体分の保管余裕が生まれる。美浜 3 号の管理容量は 600 体だがこれを含めると実質的な管理容量は 702 体 (318tU) になる。上表の管理容量 620tU はこの考え方に基づいている、貯蔵量 470tU のうち 306tU が 1-2 号分なので、164tU が 3 号の使用済燃料に相当する。したがって、燃料交換可能回数は 7.7 回 (= (318 - 164)/20) になり、上表の 7.5 回と符合する。同様に、大飯原発での 2018.6 末現在の貯蔵量/貯蔵容量は廃炉になった 1-2 号で 629 体/704 体、3 号で 1,510 体/2129 体、4 号で 1,517 体/2129 体で、3-4 号の各 1 炉心 193 体、各 1 取替分 64 体を考慮すると、管理容量は各 1,872 体となり、5.6 回、7.5 年で満杯になる。3-4 号には 1-2 号の 994 体が貯蔵されているが、1-2 号へ戻せるのは 75 体だけであり、これらを戻しても 6.2 回、8.3 年にしかならない（これらの値が上表の 7.2 回、9.6 年と一致しないのは 3-4 号の 1 取替分 128 体が 60tU に丸めてあるためである）。
- *5: 伊方 3 号では、乾式貯蔵施設 1,200 体 (500tU) の設置申請中 (2018.5 申請) だが、廃止措置計画では、2026 年度末までに 1 号の 237 体を 3 号へ移し、2028 年度末までに 2 号の 316 体を 3 号または申請中の乾式貯蔵施設へ移すことになっている。しかし、3 号の管理容量は 1,596 体、2018 年 9 月現在の貯蔵量は 1,105 体なので、1 号の 237 体に移されると、1,342 体になって、1 取替分 52 体では 4.9 回、6.5 年で満杯になる。つまり、2026 年度以降は運転できなくなる。仮に、2 号の 316 体を移せば、その時点で満杯になって運転停止になる。上表では、燃料交換可能回数が 18.5 回、24.7 年になっているが、これは廃炉になった 1-2 号の貯蔵容量を利用可能だと仮定しているためであり、現状を反映していない。
- *6: 玄海 3 号プール貯蔵容量 1,050 体のリラッキングによる 1,034 体 (470tU) 増強を 2010 年に申請したが、上表の変更工事後の管理容量 1,600tU はこの段階での評価である。その後、2019.1.22 に補正申請で「リラッキング 622 体増強+乾式貯蔵 960 体新設=1,582 体 (720tU) 増強」へ変更申請、認可されれば、3-4 号の管理容量は 3,622 体に増え、2018.12 末 3-4 号貯蔵量は 1,666 体なので、1 炉心 193 体、1 取替分 64 体として、15.3 回、20.3 年に増える。これらがなければ、2.9 回、3.9 年で満杯になる。
- *7: 東海第二では試験的に乾式貯蔵キャスクを貯蔵しているが、貯蔵容量 24 基に対し現状 17 基なので、7 基 (70tU) まで増やそうとしている。

では永久貯蔵への不安もあり、六ヶ所再処理工場がほとんど操業できない中で、このまま貯蔵施設がすんなり操業できるとは思えません。

使用済燃料貯蔵問題の行き詰まりがますます明白になる中、2015 年 10 月には最終処分関係閣僚会議で「使用済燃料対策に関するアクションプラン」

が策定され、同年11月には経済産業省と電力会社による使用済燃料対策推進協議会が設置され、政府によるテコ入れが強化されていますが、遅々として進まず、表6のように、再稼働した原発でプールが満杯になる時期が迫っているのが実情です。

たとえば、関西電力は「(福井県外で)2020年頃に計画地点確定、2030年頃に2,000tU規模で操業開始」を掲げましたが、岩根関電社長が2017.10.24の第3回使用済燃料対策推進協議会で吐露したように、「消費地理解活動について原子力全般に関して延べ32,000回以上、うち中間貯蔵については延べ6,800回以上、自治体等への訪問説明を精力的に実施」してきたものの、具体的な進捗が全く見えないというのです。困り果てた関西電力は、リサイクル燃料貯蔵株式会社に出資して貯蔵容量を確保しようとしたことが⁹⁾、むつ市から拒否され、八方ふさがりになってしまいました。その結果、2017年12月に大飯3・4号の再稼働条件として宣言していた「2018年中の福井県外立地点公表」ができなくなったのです。当然ですが、福井県や関西を中心に全国から「再稼働条件に反したのだから原発の運転を即刻中止せよ」との声が福井県知事や関西電力に集中しています。西川福井県知事は、関西電力の再稼働条件違反を「運転停止命令」で罰するどころか、「2020年までに決めればよい」と軟化し、2019年1月31日には世耕経産大臣と面接して「国がより積極的に関与して関西電力による県外立地を進める」よう援護射撃を求める始末です。福井県内であれ、県外であれ、中間貯蔵施設ができれば、原発の運転が続けられ、原子炉とプールでの重大事故の危険は高止まりになり、負の遺産である使用済燃料が生み出し続けられるのです。県民の安全を守るべき知事はこれこそ問題にすべきです。関西電力は、知事の容認姿勢をいいことに、福井県民に説明もせず、責任回避を決め込んでいます。関西電力は再稼働反対の国民の過半数の声に耳を傾け、原発の運転を中止し、使用済燃料をこれ以上生み出すのをやめるべきです。

⁹⁾リサイクル燃料備蓄センターは最終5,000t規模だが、1棟目は3,000t規模でBWR用乾式キャスクのみの貯蔵が申請されていて、ここに関西電力のPWR用乾式キャスクを入れるとすれば、変更申請が必要になる。2棟目の2,000t規模では敦賀2号のPWR用キャスクも対象になると予想される。

4.2 廃炉と使用済燃料貯蔵の関係

第3に、廃止措置計画に沿って伊方1・2号のプールから使用済燃料が伊方3号の共用プールへ移送されると、プールが満杯になって伊方3号の燃料交換ができなくなるからです。伊方1・2号の廃止措置計画では、表6の*5に詳述されているとおり、10年以内にプールを空けてピット解体作業に入ることとされていて、これが計画通りに進むと、2026年度以降は、伊方3号のプールが満杯になって運転できなくなってしまうのです¹⁰⁾。美浜1・2号や大飯1・2号など他の廃炉原発の廃止措置計画では、表6の*4に詳述されているとおり、プール内の使用済燃料の搬出期限を20年先までとしていて、伊方1・2号のような早期搬出は想定されていませんので、これは伊方に特殊な事情だと言えます。

ちなみに、「原発が廃炉になれば、乾式キャスクによる貯蔵が必要になるのでは」という意見も聴かれます。確かに、プールにも耐用年数がありますので、プールの新設や乾式キャスクによる貯蔵が必要になるかも知れません。しかし、それを議論する場合には次の4つのことを良く検討しなければなりません。

- (1) 廃炉に伴う使用済燃料の貯蔵は「再処理のための中間貯蔵」や「深地層処分までの中間貯蔵」であってはならず、目に見える形で地上で管理し続けられる貯蔵でなければなりません。
- (2) 廃炉に伴う使用済燃料の貯蔵施設が稼働中の原発の使用済燃料プールを空けるために使われてはなりません。この恐れがある場合には乾式貯蔵施設の設置を認めてはいけません。
- (3) 乾式キャスクによる貯蔵は設計貯蔵期間を100年以上の超長期にし、キャスク劣化時の補修・取替を考慮した設計にしなければなりません。
- (4) 使用済燃料の崩壊熱が乾式キャスクの設計条件を満たすまでプールで冷却しなければならない場合には、プールの補強やプールの新設・増強を考慮しなければなりません。

¹⁰⁾表6では伊方の燃料交換可能回数は18.5回で、余裕があるようにみえるが、これは1・2号プールを3号も共用できるかのような電気事業連合会の非現実的な想定に沿って計算しているためである。現実には、1・2号が3号プールを共用できるが、逆は許されておらず、表6の*5に記載されているとおり、3号プール満杯の危機が迫っている。

(1)の「再処理のための中間貯蔵」は、再処理・プルサーマルを前提としていて、仏プルサーマルでは、使用済ウラン燃料1,050tUの再処理で10tの全プルトニウム¹¹が回収されて約100tのMOX燃料に加工され、これが使用済MOX燃料となります[22]。使用済MOX燃料には超ウラン元素が使用済ウラン燃料より10倍多く、崩壊熱が下がりにくいなど取扱が非常に困難であることはすでに述べたとおりです。再処理・プルサーマルを実施すれば、使用済燃料の量そのものは11%程度へ減りますが、ガラス固化体が1.25本/tU、低レベル放射性廃棄物が2.7m³/tU発生するとされていて¹²、使用済燃料の体積は0.4~0.5m³/tUですから、プルサーマルで放射エネルギーが増える一方、体積で見ても何倍にも放射性廃棄物が膨れあがり、取扱が一層難しくなります。再処理そのものも使用済燃料をせん断して中の放射能をすべて取出しますので、放射性希ガスやトリチウムはすべて日常的に大気や海へ放出されます。死の灰や超ウラン元素などの詰まった放射性廃液の冷却に失敗すれば東日本が壊滅的な放射能災害に見舞われる危険もあります。再処理は最悪の選択であり、使用済燃料はそのまま貯蔵管理し続けるしかありません。これ以上生み出さないのが現世代の最低限の責任です。

日本学術会議は2012年に、使用済燃料を含む高レベル放射性廃棄物に関する「従来の政策的枠組みをいったん白紙に戻す覚悟で見直し」、「暫定保管と総量管理の2つを柱に政策的枠組みを再構築する」よう提言¹³しています[18]。札東でほほをたたいて受諾させる電源三法交付金による金銭的便益供与は適切でないと批判し、最新の科学的知見を基盤に国民的合意を得よう求め、そのためには「原子力発電からの期限を区切った撤退」など「総量管理」政策を定めることが極めて重要だと

¹¹軽水炉から回収されるプルトニウムはPu239やPu241などの核分裂性プルトニウムが75%(PWR)、64%(BWR)含まれ、Pu240など核分裂しにくいプルトニウムも含めた全量を「全プルトニウム」と表す。日本が保有する47tのプルトニウムは全プルトニウムの量である。

¹²六ヶ所再処理工場では使用済燃料800tU処理するとガラス固化体が約1,000本発生し、低レベル放射性廃棄物が2.7m³/tU発生するとされている。

¹³日本学術会議は、2010年9月に原子力委員会から「高レベル放射性廃棄物の処分に関する取組みについて」の審議依頼を受け、福島事故前6回、事故後18回の会合を経て、2012年9月に回答を出し、この提言を行った。

しています。その上で、再処理や深地層処分など「保管終了後の扱いを予め確定せずに数十年から数百年にわたる保管を念頭に置く暫定保管」を提唱しています。当時の野田佳彦民主党政権は、討論型世論調査で国民の意見を集約し、2012.9.14のエネルギー・環境会議（関係閣僚会議）で「2030年代に原発稼働ゼロ」をめざす「革新的エネルギー・環境戦略」をまとめましたが、閣議決定しませんでした。

そのため、「原発ゼロ」は国策とはならず、2012年末の衆院選挙（野田政権の掲げた消費増税が争点）で返り咲いた安倍自民政権は「原発ゼロ政策」を破棄してしまったのです。この流れの中で2年後に出された日本学術会議の報告[19, 20]では、総量管理とは切り離された暫定保管の技術的検討だけが進み、本末転倒になっています。2015年の提言[21]では、「暫定保管の期間は原則50年」とし、「その後20年以内を目途に処分場の建設を行う」として、ガラス固化体だけでなく使用済燃料も含めた深地層処分を前提にした暫定保管へ転換し、暫定保管計画作成を原発再稼働の条件にすべきだとしています。これでは、再稼働で使用済燃料が無制限に生み出されるのを容認し、その「中間貯蔵施設」を確保しさえすればよいこととなります。総量管理は完全に無視され、国民的合意の前提が崩されています。このような「暫定保管＝中間貯蔵」施設の立地を許すことはできません。その意味で(2)の条件は不可欠です。

(3)と(4)の条件は、「収納される使用済燃料の崩壊熱によって乾式キャスクの寿命が決まる」という科学的事実に基づきます。現在設計されている金属製乾式キャスクの設計貯蔵期間は60年ですが、崩壊熱のレベルは表1のように1.0~1.8kW/tUのレベルであり、熱移動の計算でキャスク内部の温度を見積もっていますが、その通りに温度が低く抑えられる保証はなく、キャスクの長期健全性を保証するための60年以上に及ぶ実験データもなく、さまざまな原因でキャスク内の温度が数十℃上がるだけで寿命が大幅に縮まります。この危険性を下げるには、プールでの冷却期間を伸ばして使用済燃料の崩壊熱を下げるしかありません。最高燃焼度が6万MWd/tUの場合、10年冷却で

2.1kW/tU, 50年で0.94kW/tU, 100年で0.5kW/tU ですので [10], できれば50年以上プールで冷やして、崩壊熱を1kW/tU以下へ下げるのが望ましいと言えます。プール冷却は、水による放射線遮蔽¹⁴を兼ねていて、崩壊熱が下がれば放射線の空間線量率も下がり、燃料取扱作業や保管時の被曝線量を下げることができます。ここまで下げれば、キャスク内の温度が一層低くなり、熱移動の条件が大幅に緩和され、温度が大きく上昇するリスクは極めて小さくなります。

それでも、100年以上の長期貯蔵に耐えられる保証はありませんので、乾式キャスクを容易に補修・取替できる設計にする必要があります。崩壊熱が十分下がると収納される使用済燃料の健全性も高まりますが、長期保管中に燃料棒被覆管が損傷・破裂する可能性は否定できませんので、それを想定した取替も考慮する必要があります。

4.3 原子炉建屋は100年以上長期密閉管理を

(4)のプール貯蔵期間を伸ばすには、廃炉後もプールを使い続ける必要があります。今の廃止措置計画では、解体・撤去が前提となっていて、8年(敦賀1号)、10年(伊方1.2号)、13年(玄海1号)、20年(美浜1.2号、大飯1.2号)以内に使用済燃料をプールから搬出してプール解体作業に入ることになっています。しかし、本当に解体・撤去する必要があるのでしょうか。

世界の主要国で閉鎖された原子炉は134基で、2018年9月段階の廃止措置進捗状況は表7の通りであり、撤去完了19炉の廃止措置期間は図10に示される通りです [29]。日本以外の主要国では、即時解体より長期閉鎖のほうが多いのです。

廃止措置を左右するのは、「解体時の労働者被曝」と「中間貯蔵施設または最終処分場の確保」です。

ガス炉が中心のイギリスでは、炉心の黒鉛ブロックに含まれる不純物の放射化で図11のように強い

¹⁴透過力の強い中性子線の遮蔽には小さくて軽い水素原子を多く含む水、樹脂レジン、コンクリートなどが使われ、ガンマ線の遮蔽には大きくて重く電子数の多い原子からなる鉛、タングステン、炭素鋼などが使われます。ガンマ線やX線の空間線量率は距離の二乗に反比例します。使用済燃料プールには燃料上端から水面まで7mほどの深さがあり、この水の層が中性子線やガンマ線を遮蔽してくれます。α線は紙1枚で遮蔽でき、β線は薄い金属やアクリルなどで遮蔽できますので、燃料棒被覆管の中にある限り被覆管で遮蔽されます。

表7: 主要国の廃止措置進捗状況 (2018.9 現在) [29]

国名	基数	解体・撤去					長期閉鎖
		準備	解体	更地	完了		
加	6	0	0	0	0	0	6
仏	12	4	3	1	0	0	8
独	29	27	10	4	8	5	2
日	22	22	21	0	0	1	0
英	30	0	0	0	0	0	30
米	35	23	5	0	5	13	12
計	134	76	39	5	13	19	58

注: この他、露7、スウェーデン5、伊、ウクライナ、ブルガリア各3など15カ国40基を加えると廃止措置中は174基 [8]。解体・撤去の「準備」は準備段階、「解体」は原子炉解体段階、「更地」は更地化段階、「完了」は解体・撤去完了段階を意味し、日本の閉鎖22基には動力試験炉JPDR、ふげん、もんじゅ、福島第一1~6号は含まれるが、福島第二1~4号と玄海2号は含まれない。閉鎖134基中4割強の58基が長期閉鎖で、日本以外では過半数が長期閉鎖を選択している。

加は、すべて重水炉CANDUで、40~80年密閉管理後に解体・撤去の方針である。

仏は、第一世代炉8基(ガス炉7、PWR1)と50万kW級ガス炉2基、FBR2基で、50年遮蔽隔離後に解体する方針だったが、2000.12に25年以内の即時解体へ変更するも、黒鉛ブロック処分施設の遅れから停滞。

独は、グライフスバルト1~5号(6~8号は建設中断し解体)など旧東独VVER6基を「解体」したが、原子炉容器や蒸気発生器などの大型機器は解体せずそのまま一括撤去し、グライフスバルト中間貯蔵施設へ搬入、タービン建屋再利用のため「完了」には入らず。

英は、FBR2基以外すべてガス炉で、閉鎖後5年以内に原子炉の黒鉛ブロックを密閉、50~80年間遮蔽隔離後、10年で原子炉解体・撤去の方針。

米は、小型炉3基の格納容器を保存したまま原子炉等をコンクリート等で永久埋設、これら以外は「即時解体」か「安全貯蔵後解体」を選択できるが、60年以内に施設または敷地の「無拘束解放」を義務づけ。原子炉容器や蒸気発生器など大型機器は解体せず一括撤去し、DOEハンフォード・サイト内リッチランド処分場等へ搬入し、トレンチ埋設処分。

放射線が出ていますので、5年程度で「原子炉本体を覆う遮蔽隔離建屋」を原子炉建屋の中に作り、50~80年間長期閉鎖し、放射線レベルが週40時間の解体作業でも2mSv/年に収まる程度(約1μSv/h)に下がってから10年間で解体・撤去する計画で、まさに「100年計画」です。

米国では、労働者被曝を抑えるために原子炉や蒸気発生器など高汚染の大型機器を解体せず、そのまま一括撤去し、DOEハンフォード・サイト内のリッチランド処分場へ搬入し、トレンチにパッケージごと埋設しています。118万kWトロージャンでは、原子炉内に軽量コンクリートを充填し、5インチ(12.7cm)厚の鉄板を巻いて遮蔽板も取り付け、総重量1,020tのパッケージのまま輸送・埋設しています。蒸気発生器も同様に一括撤去して450t

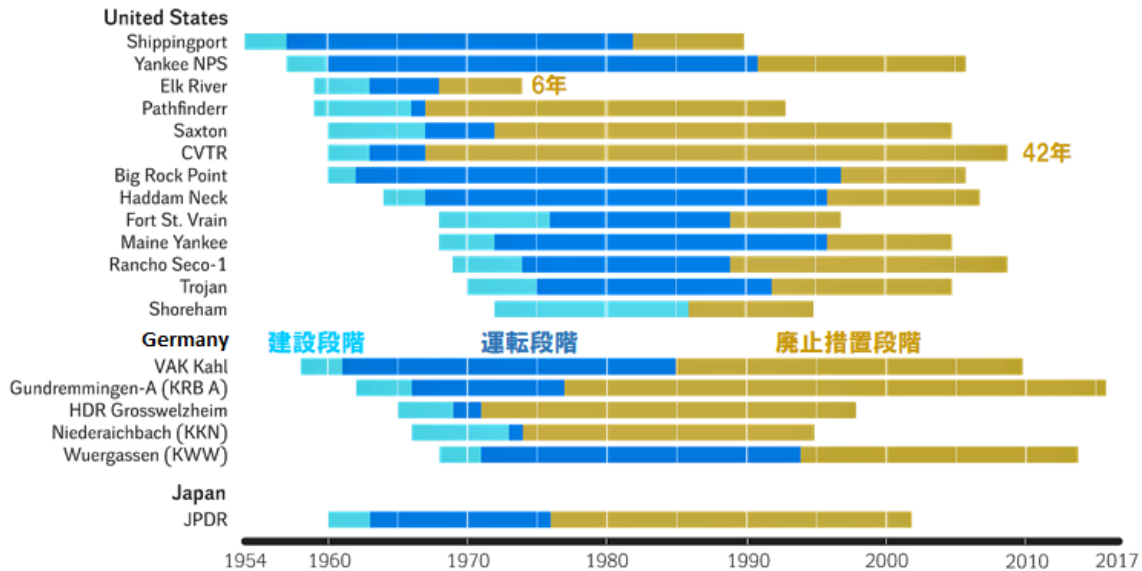


図 10: 撤去完了 19 炉（計 600 万 kW）の廃止措置期間 [29]：19 炉の解体・撤去期間は最短 6 年，最長 42 年

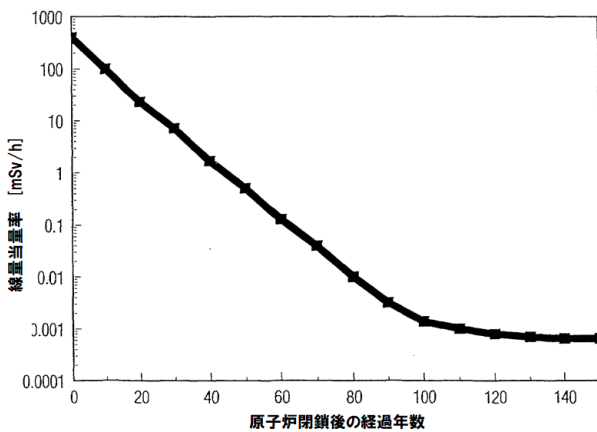


図 11: マグノックス代表炉の内部における線量当量率の時間に伴う減衰状況 [11]（ガス炉の黒鉛ブロックに含まれる不純物の放射化による誘導放射能が線源で，主要核種は半減期 5.27 年のコバルト 60. 100 年後にはニオブ 94(Nb-94) や銀 108m(Ag-108m) が主要になり，135 年後以降はほとんど下がらない. Magnox 炉 GCR より改良型ガス炉 AGR の方が不純物が多く，Co-60 も 50 倍多い.)

パッケージにして搬出・処分しています。

ドイツのグライフスバルト原発（VVER5 基と建設中の 3 基も解体）でも，大型機器を解体せず，そのまま一括撤去して，隣接地に巨大な中間貯蔵施設をつくり，そこに使用済燃料キャスクとともに搬入し「中間貯蔵」しています。

米国のように核軍事施設との関連で最終処分場が存在する国は例外であり，他の国では，ドイツのように中間貯蔵施設を作るか，解体・撤去を遅らせるしかありません。

日本では，22 基のうち解体・撤去が完了したのは動力試験炉 JPDR だけで，他の 21 基は準備段階

に留まっています。というより，解体できない状態に陥っているのです。解体された JPDR の敷地には大きな保管廃棄施設が建てられ，解体して出てきた放射性廃棄物のほぼすべてがここで保管され，極低レベル放射性廃棄物 (L3) のみ「埋設実施試験」と称して敷地内埋設が許されています。東海原発はこの許可さえおいておらず，解体作業は止まったままです。

原子炉建屋内の主な汚染源は，炉心で発生する中性子線によって炉内構造材，コンクリート内不純物，一次冷却水中のサビなどが放射化されてできる「誘導放射能」です。軽水炉でもコバルト 60(Co-60) が大きな割合を占めていますが，その半減期は 5.27 年です。17.5 年で 1/10，88 年で 1/10 万へ減衰しますので，100 年以上密閉管理すれば図 11 のように 1/50 万になります。伊方 1 号では取替えた蒸気発生器を保管していますが，表 8 および図 12 のように，Co-60 の減衰率にほぼ沿って減衰していることがわかります。炉内構造物保管容器でも同様に表 9 および図 13 のように測定されていて，Co-60 による放射能減衰が支配的です。つまり，原子炉建屋内の機器・構造物の放射能汚染は Co-60 の減衰によってほぼ決まると言えるのです。

たとえば，表面線量率が 1mSv/h でも 100 年後には $0.002\mu\text{Sv/h}$ になり，自然放射線 $0.04\sim 0.08\mu\text{Sv/h}$ より 1 桁以上小さくなります。

ところが，20～30 年で原子炉を解体すると 1/10

表 8: 伊方 1 号の旧 A 蒸気発生器の放射能減衰 [27]

測定点	表面線量率 [mSv/h]		減衰状況
	1998/2/16	2016/4/18	
1	0.040	0.003	1/13
2	0.010	< 0.001	-
3	0.018	< 0.001	-
4	0.0092	測定不可	-
5	0.0080	測定不可	-
6	0.75	0.037	1/20
7	0.55	0.035	1/16
8	0.65	測定不可	-
9	0.55	測定不可	-
10	0.45	0.036	1/13
11	0.30	0.030	1/10
12	0.35	測定不可	-
13	0.40	測定不可	-
14	0.20	0.003	1/67
15	0.50	0.008	1/63
16	0.45	測定不可	-
17	0.25	0.003	1/83
18	0.65	0.002	1/325

注：半減期 5.27 年の Co-60 は 18.2 年で 1/11 へ減衰するが、追加保管された表 9 の旧炉内構造物保管容器の影響を受けている。「測定不可」は測定点が床側との間、併置された旧 B 蒸気発生器との間において物理的に測定できないため。

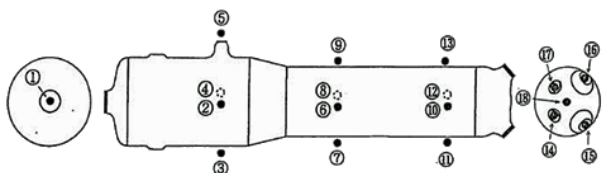


図 12: 表 8 の測定点 [27]

表 9: 伊方 1 号の旧炉内構造物保管容器の減衰 [27]

測定点	表面線量率 [mSv/h]		減衰状況
	2004/10/11~16	2016/8/18	
1	< 0.001	< 0.001	-
2	0.25	0.080	1/3
3	0.50	0.082	1/6
4	0.60	測定不可	-
5	0.45	0.085	1/5
6	0.55	0.073	1/8

注：半減期 5.27 年の Co-60 は 11.8 年で 1/4.7 へ減衰する。

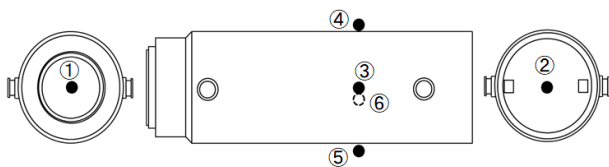


図 13: 表 9 の測定点 [27]

～1/50 程度にしか減衰しないため、解体作業で労働者が高線量に被曝したり、線量制限からより多くの被曝要員が動員されたりします。また、放射能が十分減衰していないために、より多くの解体廃棄物が「放射性廃棄物」になります。これらの放

射性廃棄物を埋め捨てる場所はありません。クリアランスレベル以下だといって一般廃棄物並みに再利用されてベンチやフライパンになる恐れもあります。100 年以上密閉管理した後で解体すれば、労働者被曝も抑えられ、放射性廃棄物の量も大幅に減ります。そのため、イギリスのように「100 年計画」で長期閉鎖するのは極めて合理的な選択だと言えるのです。

原子炉建屋を 100 年以上密閉管理し、使用済燃料を貯蔵プールで冷やし続けければ、崩壊熱はドンドン下がっていき、10 年以上もすれば自然冷却可能な状態になって、プール冷却水が失われてもすぐには大事に至らない状態になると言えます。さらに数十年冷やして 50 年間冷却すれば崩壊熱は 1kW/tU 未満になりますので、この段階で、条件 (3) を満たす「100 年以上の寿命をもち補修・取替も考慮した設計」の金属製乾式キャスクによる貯蔵に切り替えることもできます。その頃には、原発はすべて廃炉になっているでしょうから、先の条件 (2) の危惧はないと言えます。ただし、美浜 3 号で貯蔵プールの下に人工岩盤を設置する必要が生じているように、条件 (4) で述べた長期にわたるプールの健全性を確保するための補強工事が必要になるかも知れません。

いずれにせよ、労働者被曝低減、放射性廃棄物減量、使用済燃料長期貯蔵の観点から、早期に解体・撤去する今の廃止措置計画を撤回し、100 年以上の長期密閉管理へ転換すべきです。

それでも、使用済燃料をどこで 100 年以上超長期保管し続けるのかという問題は残ります。それは、日本が脱原発政策へ転換して、原子力推進政策の過ちを認めた上で、国民的な議論を重ね、国民的合意の上で、国内で解決していくしかありません。現世代の責任は、これ以上使用済燃料を生み出さないこと、原子炉建屋の解体・撤去をやめ使用済燃料を冷却し続け、次世代に必要な資金を引き継ぐことです。その際、原発・核燃料サイクルで利益をむさぼった電力会社と原子力メーカーの責任を明らかにし、原発・核燃料サイクル推進政策をとった政府の責任を明らかにし、相応の負担をさせなければなりません。

5 余剰プルトニウム問題とは何か

5.1 高速増殖炉開発の破綻

使用済燃料の中間貯蔵問題が浮上したのは、高速増殖炉開発が破綻し、「使用済ウラン燃料の再処理（プルトニウム抽出）→MOX燃料加工→高速増殖炉でのプルトニウム増殖→使用済MOX燃料の再処理（プルトニウム抽出）」という核燃料サイクルが回らなくなったからです。にもかかわらず、日本では「全量再処理」という虚構の政策を維持しているため、「再処理までの使用済燃料中間貯蔵」が必要になったのです。

2016年12月の原子力関係閣僚会議で高速増殖原型炉「もんじゅ」が廃炉にされ、「高速炉開発の方針」が策定されて「増殖」の文字が消され、核燃料サイクルの中心が「高速炉による高レベル放射性廃棄物の減容化・有害度低減¹⁵」に置換えられました。その上で、仏高速実証炉ASTRID計画で共同開発を進め、失敗した原型炉開発をすっ飛ばして、いきなり高速実証炉開発を進めるとの方針が打ち出されたのですが、実証炉の建設主体が定まらず、ヒト・モノ・カネの官民分担体制も不明なままムリヤリ形だけ整えたものでした。それは、東芝の経営危機をはじめ原発輸出の破綻が顕在化し、原子力メーカーの足下が揺らぎ、電力自由化と原発停止で電力会社にも余裕がなく、オールジャパンの推進体制が内部崩壊していたからです。

この虚構の体制も案の定2年後には崩壊しました。仏マクロン政権が2018年6月、ASTRID計画をシミュレーション主体の計画へ変更し、実証炉規模を60万kWから10～20万kW（28万kWのもんじゅより小規模）へ縮小する方針に転換し、数千億～1兆円の建設費の半額負担を日本政府に要請してきたのです。というのも、仏電力会社EDFが「2060年以前には高速炉に投資しない」と決めたためでした。さらに、11月27日には、2019年でASTRID計画の予算を打ち切り、2020年以降は予

¹⁵ウランとプルトニウム以外の超ウラン元素をマイナーアクチニドといい、これを高速炉の高速中性子で核分裂させて半減期の短い核分裂生成物（死の灰）に変換することを減容化という。マイナーアクチニドは減っても死の灰は増えるし、半減期が短くなった分だけ放射線量は格段に増え、有害度低減とは言い難い。マイナーアクチニドは一部が減容するが、新たに生成されるため、トータルで減容とは言い難い。

算を付けない方針へ転換したのです。

これを受けて、安倍政権は2018年12月21日の原子力関係閣僚会議で、先の「高速炉開発の方針」に基づく「戦略ロードマップ」を策定しましたが、高速実証炉開発というキーワードが消え、高速炉実用化は「21世紀後半のいずれかのタイミングとなる可能性がある」と一層先送りになされ、「民間によるイノベーションの活用¹⁶による多様な技術間競争を促進する」という振り出しに戻ったかのようなロードマップへ変貌したのです。事実上の断念に等しい戦略ロードマップだと言えます。

5.2 余剰プルトニウムが国際的課題に

SIPRI(the Stockholm International Peace Research Institute)によれば、2017年1月現在の分離プルトニウムは約520t、うち軍事用核兵器級プルトニウム¹⁷は230t、民生用原子炉級プルトニウム¹⁸は290tに上ります。うち日本は46.9tを保有し、非核兵器国でこれほど多く所有している国はありません。2018年7月に日米原子力協定が自動延長されましたが、その直前の6月に米国家安全保障会議NSCが日本政府に「プルトニウム保有量に上限を設け、削減策を公表すること、日米原子力協定自動延長に合わせて日米共同文書を発表すること」などを具体的に求めたと報道されました（日本経済新聞2018.6.10）。

これを受けて、日本政府は、7月3日に閣議決定した「第5次エネルギー基本計画」で「プルトニウム保有量の削減に取り組む」と追記し、7月31日には原子力委員会が「我が国におけるプルトニウム利用に関する基本的な考え方」を改定したのです。「プルトニウム保有量を減少させ、現在の水準を超えない。」そのため、「プルサーマルの着実な実施に必要な量だけ再処理が実施されるよう認可を行う。」「事業者間の連携・協力を促すこと等により、海外保有分のプルトニウムの着実な削減

¹⁶高速炉開発で候補として残っているのは仏高速増殖実証炉スーパーフェニックスなどの実験データに基づくASTRIDと米高速増殖実験炉EBR-IIなどの実験データに基づくGE日立のPRISMで、いずれも2050年までの実用化のめどはない。PRISMは英プルトニウム削減の本命とされているが、GEは2018.7-9期決算で仏アルストム事業買収のれん代減損158億ドル（約1.7兆円）などで電力部門減損損失が222億ドルにのぼり、再エネ事業以外売却の方向（ロイター2018.10.31）。

¹⁷Pu239やPu241など核分裂性プルトニウムが93%以上。

¹⁸核分裂性PuはFBR74%、PWR63%、BWR52%程度。

に取り組む。」「使用済燃料の貯蔵能力の拡大に向けた取組を着実に実施する。」というものです。

ここには「高速炉開発によるプルトニウム削減」という選択肢はなく、むしろ、研究開発用プルトニウムの「利用又は処分等の在り方について全てのオプションを検討する」とされ、日本原子力研究開発機構の燃料加工施設にある 3.8t¹⁹の米国への処分委託を含めて廃棄処分法の検討が 2019 年度から始められようとしています。

しかし、「使い物にならないプルトニウム」を廃棄処分するのは別として、米国のように「使えるプルトニウム」をダウンブレンディング処分する、あるいは、英国にプルトニウム所有権を移転するのであれば、六ヶ所再処理工場をわざわざ動かしてプルトニウムを抽出することなど正当化できません。ほんの一部を除いて 47t の日本保有のプルトニウムは「使えるプルトニウム」であり、現在ではプルサーマル以外にそれを削減する手段はなく、プルサーマル以外に六ヶ所再処理工場を操業させることはできなくなったのです。

5.3 独脱原発と仏プルサーマル難を教訓に

プルサーマルについては、ドイツとフランスの経験 [31] を教訓にする必要があります。

ドイツでは、再エネを急速に普及させることで「2022 年脱原発」へ着実に進んでいて、2019 年に 1 基、21 年に 3 基、22 年に最後の 3 基が閉鎖されます。プルサーマルも、2016 年に最後の MOX 燃料が装荷され、4 サイクル 4 年運転を経て 2020 年に終了します。

1998 年 9 月に発足した社会民主党・緑の党連立政権が 2002 年に改正原子力法を施行し、2005 年

¹⁹ほとんどが不純物混じりのダーティ・スクラップで、0.1～数百グラム程度のものが数万点ある。米国では、解体核兵器のプルトニウム 34t など余剰プルトニウム約 50t の大半をプルサーマル処分する方針で MOX 燃料加工工場を建設していたが、建設費が 6 倍に高騰し、ダウンブレンディング等による処分へ転換した。ダウンブレンディングは、酸化プルトニウム粉末を機密の「保障措置終焉」物質で 10% 未満の濃度へ希釈し、15cm 径・60cm 長のパイプに詰めてドラム缶の中央に配置し、廃棄物隔離パイロット・プラント WIPP の地下坑道へ搬入する処分法だが、ドラム缶で約 15 万本にもなり、WIPP の法的容量制限を増やす必要がある。これ以外に、酸化プルトニウムをセラミック加工・缶詰してキャニスターに入れ、高レベル廃液と混ぜて溶融ガラス固化する「キャン・イン・キャニスター」アプローチや最深 5km の超深孔を掘るディープ・ボアホール処分も検討されている。ただし、地震・火山列島の日本では坑道処分＝深地層処分は不適切である。

7 月以降は再処理が禁止されましたが、それまでの英仏再処理委託によって回収されたプルトニウム約 37t は、2013 年に英国へ処分費付で所有権が譲渡²⁰された 750kg を除き、プルサーマルで利用されることになってしまいました。英保管分のうち約 4.6t は、2012 年 7 月（約 4t）と 2013 年 4 月（650kg）に英仏スワップ²¹まで行われ、仏で MOX 燃料加工されました。2016 年末現在の使用済燃料貯蔵量は 8,485tU になりますが、うち約 500t は使用済 MOX 燃料です。使用済ウラン燃料のままで残すより体積が 1 割程度へ減るとは言っても、使用済 MOX 燃料では使用済ウラン燃料より超ウラン元素の量が 1 桁高いため、中性子線が強く、崩壊熱がなかなか下がりません。プール水喪失による溶融事故の危険が長期間続き、90 年以上プールで冷やし続ける必要があります。ドイツでは脱原発を決めていたからこそ、英国への所有権譲渡が可能だったのであり、それならば、プルサーマルを断念し、プルトニウムをすべて核拡散抵抗性の高い形態で管理・処分または譲渡²²することも考えるべきだったのではないのでしょうか。

2022 年脱原発を目前にして、ドイツではようやく核のゴミ処分問題に取り組むための前提条件が整い始めたと言えますが、約 500t の使用済 MOX 燃料を含む約 1 万 t の使用済燃料と再処理後の返還高レベルガラス固化体約 3,500 本等が負の遺産と

²⁰英政府は 110.3t（2016 年末）の英所有プルトニウムを廃棄物として「固定化処分」する方針でしたが、2011 年 12 月の新方針で「新設炉での MOX 利用」へ転換し、新 MOX 燃料加工工場の 2019 年着工、2025 年操業開始、2029 年新設炉装荷を計画していますが、仏 EDF から新設ヒンクリーポイント C での利用を拒否され、高速炉 PRISM も 2050 年以降まで可能性がなく、MOX 利用可能な新型炉がない。そのため「代替案も模索している」状況で、固定化処分へ戻る可能性もある。この場合には、MOX 燃料の検査データねつ造問題で 2005 年に閉鎖したドーンレイ MOX 実証施設 (MDF) や 2011 年 8 月に閉鎖したセラフィールド MOX 加工工場 SMP で低仕様 MOX ベレットに加工することは可能であり、米のキャン・イン・キャニスターのように、これを缶に封入し、セメント固化または溶融ガラス固化して地層処分する。2011 年 12 月の新方針では、海外顧客所有のプルトニウム 23.2t（うち 20.8t が日本）について、(a) 英の新 MOX 燃料施設で MOX 燃料に加工、または、(b) 長期 Pu 保管費または MOX 利用・処分費を付けてプルトニウム所有権を譲渡し、英国政策に従って英政府が管理、の二つを選択肢として示している。

²¹2013 年 4 月の 650kg の英仏スワップでは、当時の仏アレバ社から引き取りを迫られていた東京電力が福島第一 3 号用プルトニウムとの交換に応じている。

²²英政府は 2011 年にプルトニウムの「固定化処分」から「新設炉による MOX 利用」へ方針転換しており、譲渡に際しては MOX 利用しないことを条件とすべきであろう。

して残されます。ドイツでもこの問題の解決は困難を極めるでしょうが、脱原発を決めてからエネルギー政策を具体化したドイツを教訓として、日本政府も脱原発・脱プルトニウムへ大きく舵を切り直すべきです。

フランスでも、オランダ政権下で2015年7月、国民議会がグリーン成長のためのエネルギー転換法を成立させ、2025年までに原子力比率を75%から50%へ引き下げる計画が定められました。マクロン政権はこれを10年先送りしましたが、同時に、再エネへの年間投資を50億ユーロから70~80億ユーロへ増額し、陸上風力を2030年までに5倍化し、海上風力の開発を促進するとしています。2017年度発電電力量に占める原子力比率は71.6%へ下がっていて、「再エネの競争力が高まり原子力が落ち目になる」という流れは変わりません²³。

プルサーマルが認可されている仏原発は30年超運転の90万kW級34基中24基（うち21基でプルサーマル実施）だけで、130万kW級20基と145万kW級4基では許可されていません。廃炉が延期されたのはすべて90万kW級で、10年延期されても、2035年までに14基が閉鎖され、プルサーマル許可原発は2/3の16基へ減少します。この16基も2041~43年には運転60年に達します。130万kW20基も2035~44年には相次いで運転50年に達するため、これらでプルサーマルのための改修工事を行うメリットはないでしょう。

今は、仏原発58基の運転で毎年約1,050tの使用済ウラン燃料と約100tの使用済MOX燃料が生み出され、原発サイトで冷却された使用済ウラン燃料1,050tがラ・アージュ再処理工場へ搬出され、同量が再処理されていますので、サイト内貯蔵量は使用済MOX燃料の分が増えるだけです。とはいえ、サイト内プール貯蔵容量の余裕は2年程度しかない自転車操業の状態です。「プルサーマル実施分

²³ 仏電力会社 EDF は英ヒンクリーポイント C を建設中だが、着工前の取締役会では強い反対意見が出たし、英政府による「英電力市場価格の1.8倍の92.5ポンド/MWh (13.5円/kWh) での35年間電力買取」への厳しい国民批判を受け、より高くつく同原発でのプルサーマル実施については拒否している。というのも、英洋上風力発電の2017年10月入札結果は2021~22年度操業開始分で74.75ポンド/MWh、2022~23年度操業開始分で57.50ポンド/MWhとヒンクリーポイント C より安く半分程度へ下がる見込みだからである。仏国内で建設中のフラマンビル3号 (EPR) の建設費は当初の3倍の109億ユーロに跳ね上がり、EDF の経営を圧迫している。

表 10: 高浜 3-4 号の輸入ウラン・MOX 燃料の価格

原発	輸入年月	集集体数・価格 (1体当り価格)
ウラン燃料集合体		
3号	1999.6	16体・16.2億円 (1.0億円/体)
4号	2011.3	40体・40.2億円 (1.0億円/体)
MOX燃料集合体		
4号	1999.10	8体・43.6億円 (5.4億円/体)
3-4号	2010.6	12体・106.2億円 (8.8億円/体)
3号	2013.6	20体・185.1億円 (9.3億円/体)
4号	2017.9	16体・169億円 (10.6億円/体)

出典：原子力市民年鑑 2016-17(2017), 東京新聞 2017.12.17

だけ再処理する」のが仏の基本方針ですので、90万kW級老朽原発が順次廃止されれば、このバランスが崩れ、プルサーマルも再処理も縮小せざるを得ないでしょう。仏でも使用済燃料の再処理から長期貯蔵への方針転換は避けられないのです。

ちなみに、仏所有プルトニウムは2016年末で65.4t、うち28.1tは加工済MOX燃料ですが、使えないスクラップがほとんどです。プルサーマルのためのMOX燃料加工では、日本でも同様ですが、使い物にならないプルトニウム=ダーティ・スクラップが増えざるを得ないのです。

5.4 顕在化し始めたプルサーマルの矛盾

日本の原子力委員会は、高速炉開発の事実上の断念を受け、プルサーマルで47tのプルトニウムを削減し、六ヶ所再処理工場の操業に際しては仏の「プルサーマル実施分だけ再処理する」方針を適用し、「事業者間の連携・協力等で海外保有分を着実に削減」させようとしています。しかし、日本の特殊性がそれを妨げています。

輸入 MOX 燃料はウラン燃料より 10 倍高い

第1に、プルサーマルが認可されているのは、PWRでは高浜3-4号、伊方3号、玄海3号で1/4炉心、BWRでは福島第一3号、柏崎刈羽3号、浜岡4号、島根2号で44% (燃料重量比1/3以下)、大間でフルMOXです。ところが、表10のように、輸入MOX燃料価格はウラン燃料の10倍になっています。そのため、フルMOXの大間では燃料費が10倍になり、燃料費が発電単価の1割でも、発電単価はウラン燃料と比べて1.9倍へ増加し、とても経済性はありません。MOX燃料が1/4炉心でも、燃料費が3.3倍 (= 1(3/4) + 10(1/4)) になり、発電単価は1.23倍へ増加しますので、競争力

を失います。ところが、新 MOX 装荷を 3 サイクル²⁴ごとにすれば形だけのプルサーマルになりますが、発電単価は 1.08 倍に抑えられます。実際に行われているプルサーマルはこれに近いのです。

たとえば、高浜 3 号では、2010.12 に初装荷 8 体 (2012.2 まで運転)、2015.12 に再装荷 8 体 + 初装荷 16 体で 24 体、2017.5 に再々装荷 8 体 + 再装荷 16 体で 24 体、2018.10 に再々装荷 24 体 + 初装荷 4 体で 28 体、高浜 4 号でも、2016.2 に初装荷 4 体、2018.8 に再装荷 4 体 + 初装荷 16 体で 20 体です。2017.7.31 に高浜 3・4 号分 32 体 (各 16 体) を仏へ発注していますが、それが納入・装荷されるのは 3~4 年後ですので、1/4 炉心の 40 体装荷にはほど遠く、16~28 体で細々とつなぐ形になっています。

伊方 3 号では、2010.2 に初装荷 16 体、2016.6 に再装荷 16 体、2018.10 に再々装荷 16 体で、次はプール保管中の 5 体を初装荷して、形だけのプルサーマルに留まります。

玄海 3 号では、2009.10 に初装荷 16 体、2018.2 に再装荷 16 体 + 初装荷 16 体で 32 体ですが、次はプール保管中の 4 体しかありません。

国内 MOX 燃料費はもっと高い！

第 2 に、国内 MOX 燃料は輸入 MOX 燃料より高くなります。六ヶ所再処理工場の建設費は 1993 年着工時の 7,600 億円から 2.85 兆円 (2018.6.12) へ跳ね上がり、総事業費も 1.3 兆円増の 13 兆 9,300 億円へ高騰²⁵しています。MOX 燃料加工工場の建設費も 2010 年着工時の 1.2 兆円から 2.33 兆円 (2018.6.12) へ倍増していて、これに留まる保証はありません。

「事業者間の連携・協力」は進められない

第 3 に、原子力委員会は「事業者間の連携・協力等で海外保有分を着実に削減」との方針ですが、電事連は「(電力会社間でプルトニウム融通について) まだ検討はしていない」(勝野会長、2018.7.20) と後ろ向きで、電力関係者は「自社原発から出た使用済核燃料を再処理して回収したプルトニウムを消費するのが大前提で、(融通で) 他社の分まで使う

²⁴装荷燃料は PWR では 3 サイクル、BWR では 4 サイクルの間、炉心内での配置を替えて使われる。電気事業連合会は、プール満杯年を試算する際、1 サイクルを 13ヶ月運転 + 3ヶ月定検の 16ヶ月と想定している。

²⁵40 年間の操業・廃止措置・高レベル放射性廃棄物貯蔵管理費などを含む (使用済燃料再処理機構 2018.6.12)。

表 11: 電力各社のプルトニウム所有量 (2015.12 末)

[kgPuf : 核分裂性プルトニウム換算]

電力	合計	国内	海外 (仏保管, 英保管)
北海道	125	59	66 (66, -)
東北	439	75	364 (206, 159)
東京	8,942	893	8,049 (2,073, 5,976)
中部	2,643	376	2,267 (1,522, 745)
北陸	97	7	90 (90, -)
関西	9,267	1,332	7,935 (5,573, 2,362)
中国	867	89	777 (423, 355)
四国	1,007	308	698 (32, 666)
九州	1,957	854	1,103 (73, 1,030)
日本原電	3,440	217	3,223 (484, 2,739)
合計	28,784	4,211	24,574 (10,542, 14,032)

出典：電気事業連合会「電気事業者における プルトニウム利用計画等の状況について」(2016.3.29)

となると話が根本から変わる」(産経新聞 2018.7.31) と問題外との反応です。表 11 に示される関西電力の仏保管 5,573kgPuf を高浜 3・4 号で消費するには、新 MOX 燃料を毎年装荷しても 7 年かかり、3 サイクル終了後に次の新 MOX 燃料を装荷する今のやり方では 21 年もかかります。それでも 40t 程度の余剰プルトニウムが残りますので、六ヶ所再処理工場を動かせる状況にはほど遠いと言えます。六ヶ所再処理工場を無理に本格操業すると、1 年で 8t のプルトニウム (核分裂性プルトニウムでは約 5.6t) が回収されますので、高浜 3・4 号ではその消費に 7~21 年もかかり、5~10% 操業に留まらざるを得ません。しかも、国内 MOX 燃料がさらに高価であることを考慮すれば、プルサーマルに一層ブレーキがかかるのは目に見えています。

また、表 11 のように、伊方 3 号と玄海 3 号の仏保管分は 32kg と 73kg、MOX 燃料 1~2 体分にすぎず、仏への発注すらできません。電力自由化競争の下では、電力会社間 (東京・中部電力と四国・九州電力の間) でプルトニウムを英仏スワップでできるような状況ではありません。例えできたとしても、伊方 3 号の英保管分 666kgPuf、玄海 3 号の同 1,030kgPuf を超えるスワップは不可能です。

自治体の事前了解は一層困難に

第 4 に、使用済 MOX 燃料は、アクチニド成分が使用済ウラン燃料の 10 倍で、中性子線が強く、崩壊熱がなかなか下がらず、90 年以上のプール貯蔵が避けられません。ましてや、他社所有プルトニウムをプルサーマルし、その使用済 MOX 燃料まで「永久」貯蔵するとあっては、立地・隣接・周

辺自治体の事前了解は得られないでしょう。

6 おわりに

本小論では、「プール貯蔵より乾式貯蔵のほうが安全だ」というのは誤りで、熱い使用済燃料のプールへの供給を助けてプール貯蔵中の溶融事故の危険性を高めることを明らかにしました。それを手始めに、乾式キャスクの技術的問題点を挙げ、設計貯蔵期間 60 年の健全性が保証されているとはいえないこと、廃炉に伴う使用済燃料の乾式貯蔵への移行には 4 つの条件を満たす必要があること、そして、独・仏でのプルサーマルの経験を踏まえ、脱原発＝「原発ゼロ」をまず決めて六ヶ所再処理工場を閉鎖し、プルサーマルを中止しなければ余剰プルトニウム問題は解決できないことを示しました。原発輸出や高速（増殖）炉開発の破綻について、より詳しくは若狭ネットニュース [30, 31] をご覧ください。地震・火山国の日本には安定した地層はなく深地層処分を行うべきではないことについては別の機会に述べたいと思います。

(注 1) キャスク内線源強度と BWR 用キャスク線量

表 1 の BWR 用大型キャスク（タイプ 2A）と PWR 用キャスクの 1 基当たりガンマ線と中性子線の線源強度は表 12 の通りです。

一次線源は使用済燃料集合体で、ガンマ線源は、燃料有効部のさまざまな核種からのガンマ線（毎秒の光子数 [photons/s] で表す）と燃料集合体構造材放射化によるコバルト 60 (Co-60) からのガンマ線（毎秒の壊変数 [Bq] で表す）からなります。中性子線については、燃料有効部のキュリウム 242 の (α, n) 反応による中性子と非常に質量の大きな超ウラン元素による自発核分裂による中性子からなり、毎秒発生する中性子数 [n/s] で表します。なお、構造材放射化 Co-60 は、パーナブルポイズン集合体の放射化線源を考慮した値になっています。ガンマ線源としては、上記以外に燃料有効部から出される中性子線による乾式キャスク構造材の (n, γ) 反応で発生する二次ガンマ線があります。

また、これらの線源による BWR 用大型キャスク (2A) の新型 8 × 8 ジルコニウムライナ燃料収納時の線量当量率評価結果 [$\mu\text{Sv/h}$] は表 13 および図 14 の通りです。キャスク頭部および底部の径方向トラニオン部の高い線量当量率は燃料有効部からの中性子線の寄与が大きいく、キャスク頭部軸方向の高い線量当量率は使用済燃料集合体の構造材放射化によるガンマ線の寄与が大きいです。キャスク側部中央の線量当量率への寄与は燃料有効部のガンマ線と中性子線が支配的ですが、二次ガンマ線の寄与も無視できないほどに大きいと言えます。

参考文献

- [1] 電気事業連合会：使用済燃料貯蔵対策の取組強化について（「使用済燃料対策推進計画」）(2018.11.20)
- [2] 電力中央研究所：使用済燃料中間貯蔵施設用金属キャスクの安全評価の現状，中施第 1-2-2 号(2008.7)，第 119 回核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合，参考資料 1-2(2016.6.6)
- [3] 福井県原子力安全対策課：福井県の原子力，改訂第 10 版(2000.3)
- [4] 原子力安全基盤機構：平成 15 年度リサイクル燃料資源貯蔵技術等(金属キャスク貯蔵技術確証試験) 報告書 p.221
- [5] 原子力規制委員会：原子力発電所敷地内での輸送・貯蔵兼用乾式キャスクによる使用済燃料の貯蔵に関する審査ガイド(2019)
- [6] 原子力資料情報室編：原子力市民年鑑 2016-17(2017)
- [7] 原子力資料情報室編：脱原発年鑑 97(1997)
- [8] 原子力デコミッションング研究会：世界の廃止措置データベース(2019.1.31 更新)
<http://www.decomiken.org/worlddb/index.html>
- [9] 原燃輸送株式会社：使用済燃料等の輸送容器に用いられる中性子しゃへい材 (NS-4-FR) の連続加熱評価試験(1997)；東芝：使用済燃料貯蔵施設に係る特定容器等の設計の型式証明申請 (TS-69B 型) 質問管理票に対する回答 (経年変化関連)，RM-5113392 Rev.5(2017.5.17)
- [10] 羽倉尚人・吉田正：軽水炉における使用済み MOX 燃料からのアクチノイド崩壊熱の核データ由来の誤差評価，日本原子力学会和文論文誌，Vol.9, No.1, 29-39(2010)
- [11] Holt, G.(Magnox Electric plc,Berkeley Centre, UK): The Decommissioning of Commercial Magnox Gas Cooled Reactor Power Stations in the United Kingdom, Proceedings of a Technical Committee Meeting, Julich, Germany, IAEA-TECDOC-1043, pp.71-83(1997)
- [12] 伊藤・長野・三枝(電力中央研究所)：使用済燃料敷地外貯蔵技術の経済性評価，原子力バックエンド研究, Vo.8, No.1 (Sept. 2001)；M. Bunn et. al, Interim Storage of Spent Nuclear Fuel A Safe, Flexible, and Cost-Effective Near-Term Approach to Spent Fuel Management(June, 2001)
- [13] 経済産業省資源エネルギー庁：日本のエネルギー，電源立地制度について(2017 年 9 月現在) <http://www.enecho.meti.go.jp/about/pamphlet/pdf/dengenrichi.pdf>
- [14] 厚生労働省：日本人の食事摂取基準(2010 年版)，見てわかる！栄養の図解事典
- [15] 班目・岡本・杉井・安見・山中：高耐熱・耐放射性中性子遮へい材料の高速中性子照射実験，東京大学大学院工学系研究科附属原子力工学研究施設 平成 14 年度共同利用成果報告書 UTNL-R-0429, 14K-11(2002)
- [16] 三菱重工業：型式設計特定容器等の型式指定申請書，Doc No.L5-95HUIOO(2016.12.1)
- [17] 三菱重工業株式会社：耐圧強度及び耐食性に関する説明資料 金属キャスクの耐食性について，使用済燃料貯蔵施設に係る型式設計特定容器等の型式指定申請に関する三菱重工業株式会社との面談(10)，補足説明資料 8-9, Doc No. L5-95HU216 RI(2017.5.23)
- [18] 日本学術会議：回答 高レベル放射性廃棄物の処分について(2012.9.11)
- [19] 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，暫定保管と社会的合意形成に関する分科会：報告 高レベル放射性廃棄物の暫定保管に関する技術的検討(2014.9.19)
- [20] 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，暫定保管と社会的合意形成に関する分科会：報告 高レベル放射性廃棄物問題への社会的対処の前進のために(2014.9.19)
- [21] 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：高レベル放射性廃棄物の処分に関する政策提言－国民的合意形成に向けた暫定保管(2015.4.24)
- [22] 日本原子力研究開発機構「平成 26 年度発電用原子炉等利用環境調査 核燃料サイクル技術等調査 報告書」(2015.2)

表 12: 金属製乾式キャスク内のガンマ線・中性子線の線源強度 [16, 24]

	BWR 用大型キャスク *1		PWR 用キャスク *1	
	新型 8×8 燃料 (ジルコニウムライナ)	高燃焼度 8×8 燃料	17×17 燃料 A 型	17×17 燃料 B 型
ガンマ線 (燃料有効部) (構造材放射化)	8.9×10^{16} photons/s	8.9×10^{16}	9.3×10^{16}	8.0×10^{16}
	1.3×10^{14} Bq	1.3×10^{14}	3.8×10^{14}	2.5×10^{14}
中性子線 (燃料有効部)	1.4×10^{10} n/s	1.0×10^{10}	1.0×10^{10}	8.5×10^9

*1: BWR 用大型キャスク (タイプ 2A) の新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料と高燃焼度 8×8 燃料はいずれも最高燃焼度 4.0 万 MWD/t, 冷却期間 18 年以上, 最大崩壊熱量 12.1kW である. PWR 用キャスクの 17×17 燃料はいずれも最高燃焼度 4.8 万 MWD/t, 最大崩壊熱量 13.9kW だが, 冷却期間は A 型が 15 年以上, B 型が 20 年以上となっている.

表 13: BWR 用大型キャスク (2A) の新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料収納時の線量当量率 [μ Sv/h][25]

評価点	キャスク頭部			キャスク側部		キャスク底部				
	軸方向	径方向	径方向 トランニオン部	中央		径方向	径方向 トランニオン部	軸方向		
	①	③a	③b	⑤		⑦a	⑦b	⑨		
表面	γ線 (燃) (構) (二)	7.3	0.5	0.5	11.5	95.8	1.3	24.2	9.0	3.0
		692.8	132.5	110.4	153.9	0.1	12.8	63.2	139.9	19.1
	中性子線	0.5	2.0	2.1	4.1	26.9	4.6	7.8	2.5	2.3
		合計	118.9	253.9	505.2	7.3	72.7	706.9	1012.5	51.5
位置	合計	819.5	388.9	618.2	176.8	195.5	725.6	1107.7	202.9	290.3
評価点	②	④a	④b	⑥		⑧a	⑧b	⑩		
1m 位置	γ線 (燃) (構) (二)	0.5	12.9	12.9	40.5	21.2	21.2	3.9		
		45.6	24.0	24.0	0.7	8.1	8.1	59.3		
	中性子線	0.2	3.1	3.1	10.5	5.3	5.3	0.9		
		合計	28.7	17.3	20.9	26.2	13.4	24.5	16.2	
位置	合計	75.0	57.3	60.9	77.9	48.0	59.1	80.3		

*1: 「γ線 (燃)」は「ガンマ線 (燃料有効部)」, 「(構)」は「(構造材放射化)」, 「(二)」は「(二次ガンマ線)」の略.

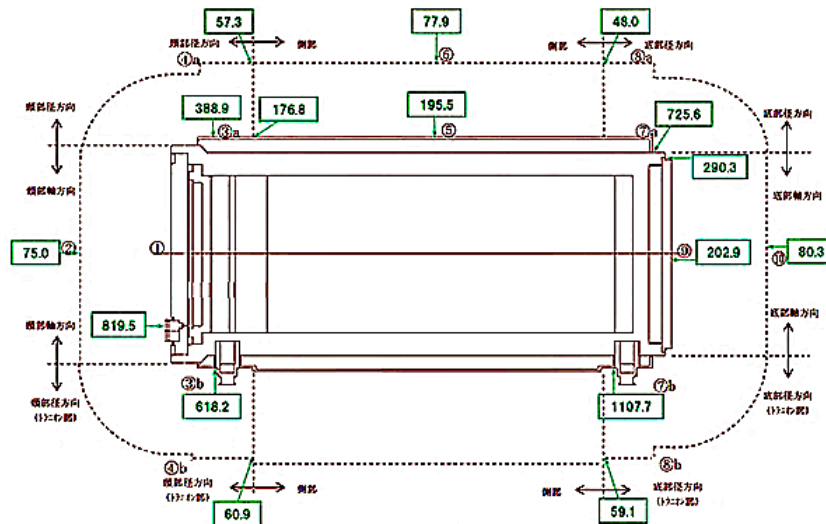


図 14: BWR 用大型キャスク (2A) の表 13 の線量当量率評価位置と評価結果 [μ Sv/h][25]

- [23] リサイクル燃料貯蔵株式会社: リサイクル燃料備蓄センター使用済燃料貯蔵事業許可申請書 (2007.3)
- [24] リサイクル燃料貯蔵株式会社: リサイクル燃料備蓄センター使用済燃料貯蔵事業変更許可申請書 (使用済み燃料貯蔵施設の変更) (2014.1.15)
- [25] リサイクル燃料貯蔵株式会社: リサイクル燃料備蓄センター事業許可基準規則への適合性について (第四条 遮蔽等), 資料番号 RFS0004 改訂 04(提出日: 2015.12.16)
- [26] サヨナラ原発福井ネットワーク: 再稼働の前に考えよう! 行き先のない使用済み核燃料 (高レベル放射性廃棄物), 長沢啓行・大阪府立大学名誉教授講演録 (2017 年 10 月 28 日, 於: 鯖江市)
- [27] 四国電力, 伊方発電所 1 号機廃止措置における被ばく低減について (2017.7.18)
- [28] 総合エネルギー調査会原子力部会: 原子力部会中間報告ーリサイクル燃料資源中間貯蔵の実現に向けてー (1998.6.11)
- [29] THE WORLD NUCLEAR INDUSTRY STATUS REPORT 2018, A Mycle Schneider Consulting Project, Paris, London, September 2018; 競争力を失う原子力発電ー世界各國で自然エネルギーが優位にー自然エネルギー財団 (2019.1)
- [30] 若狭ネット第 171 号, pp.10-16(2018/6/28)
- [31] 若狭ネット第 172 号, pp.6-14(2018/9/13)

