

## 九州電力への確認結果

平成 22 年 2 月 8 日、九州電力株式会社（以下「九州電力」という。）から県に対して、玄海原子力発電所 1 号、2 号、3 号及び 4 号機の使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力の変更（リラッキング）及び蒸気発生器保管庫の共用等（以下「リラッキング等」という。）について、「原子力発電所の安全確保に関する協定」第 4 条に基づく事前了解願（平成 31 年 1 月 22 日付けで一部補正）が提出されたため、県は、周辺地域住民の安全確保と周辺環境の保全の観点から、リラッキング等の計画の内容について九州電力から聴取し、佐賀県原子力安全専門部会（以下「専門部会」という。）を行うとともに、国の審査結果について必要に応じて原子力規制庁に説明を求めるなどその内容を確認してきた。

ここで、第 8 回専門部会（令和 2 年 3 月 27 日開催）において、委員からの質疑に対して九州電力が回答した内容のうち、具体的な評価結果等の内容が示されなかった事項について、添付資料 1 のとおり県から九州電力に対して確認を行った。

九州電力からの補足説明等を詳細に確認した結果、九州電力が委員に対して回答した内容の根拠となる審査結果等について概ね確認できた。

しかしながら、九州電力が回答した内容の一部について、数値の訂正や更なる補足説明が必要な事項が 5 項目確認されたため、下記 1 から 6 のとおり委員への確認を行った。

委員への確認の結果、追加の補足説明を含めた九州電力によるリラッキング等の計画内容に関する安全性の評価について確認することができた。

### 1 深層防護の観点でのリラッキング後の安全性について

（県の確認結果）

- ・ 守田委員からの質問内容は、深層防護の観点から考えると、放射性物質の貯蔵量が増えることに対して、事故を起こした場合にどういった対応をとるのかということまで含めて、安全性を確認すべきではないかというものであった。
- ・ それに対して九州電力は、「想定事故 1」、「想定事故 2」及び「使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合」における評価により、安全性についての確認を実施したとしている。
- ・ 県の確認結果に基づく守田委員への回答は以下のとおり。
  - 九州電力は、リラッキング後の事故時において放出される放射性物質の量が増加することを考慮しても、ポンプや放水砲など大規模損壊時の影

響緩和対策に使用する設備の増強は不要と判断している。

- その理由について、九州電力からは、現状の設備で前述の事故時に十分対応できることを確認しているとの回答があった。
- そのため県からは、「少なくとも現状の設備で従前と同様の影響緩和が図れると判断しているのではないのか」と確認したところ、「リラッキングにより貯蔵体数が増加しても、放射性物質の放出経路は変わらないと考えられることから、従前と同じ方法で、燃料損傷の進行を緩和し、放射性物質の放出を低減することが可能であることを確認している。」との回答があった。

(守田委員コメント)

- ✓ リラッキング後には使用済燃料ピット内の放射性物質のインベントリが増加するが、九州電力からは、許認可に用いた重大事故への拡大防止策の評価結果のみが示された。このため、質問の趣旨は、深層防護の観点から、使用済燃料ピットの放射性物質のインベントリが増加した場合の大規模な放射性物質の放出に対する影響緩和策に関する考え方を聞いたもの。
- ✓ 一方で、原子力規制委員会は「リラッキングによって、リスクが大きく上昇するとは考えていない。」と説明しており、県として原子力規制委員会の判断を確認できたと考えるならば、今後、九州電力に対して、深層防護の観点から大規模な放射性物質の放出に対する影響緩和策のさらなる向上への取組を求めているかどうか。

## 2 使用済ラックセルの稠密化による液面動揺の影響について

(県の確認結果)

- ・ 九州電力は、波面動揺の固有周期の変動は評価しておらず、3次元流動解析で評価を行っている。
- ・ 従って、井嶋委員が質問された「稠密化に伴う固有周期の変動」に対する九州電力の回答は、一般的な認識を紹介したものであり、計算等の評価による確認に基づくものではなかった。
- ・ 県の確認結果に基づく井嶋委員への回答は以下のとおり。
  - 九州電力は、使用済燃料ピットの波面動揺に関して、リラッキング後においてもピットの形状に変更は無く、ラックの変更に伴うラック頂部までの深さにも変更はないため、波面動揺の固有周期に変動はないと考えている。
  - なお、九州電力は、波面動揺による溢水量について3次元流動解析による詳細な評価を行ったとしており、安全評価の結果に問題はないと考え

ている。

(井嶋委員コメント)

- ✓ 県としては、九州電力に以下の事項を確認されてはどうか。  
スロッシングの問題とラックセルの振動に及ぼす水の影響は、水の取り扱い方に違いがある。前者は水を非圧縮性で扱って構わないが、後者では動水圧を考慮するため水の圧縮性を考える必要がある。両者の考慮はなされたのか。
- ✓ スロッシングの評価に関しては、3次元流体振動の解析ソフトの検証も行われており問題ないと思われる。

### 3 使用済ラックセルへの動水圧の影響について

(県の確認結果1)

- ・ 九州電力は、Housner 理論に基づき、ラックセルの設置位置が固定水高さ領域であることから動水圧の影響を受けにくいと考えられたため、安全評価への影響は無いと判断している。
- ・ 従って、九州電力は耐震性に関して動水圧の影響を考慮しておらず、井嶋委員からの質問に対して、「スロッシングによる揺動水の動圧を考慮した上での評価においても、今回のリラッキングによって、それほど大きく変わるものではない」との回答は不正確である。
- ・ 県の確認結果に基づく井嶋委員への回答は以下のとおり。
  - 九州電力は、Housner 理論に基づき、ラックセルの設置位置が固定水高さ領域（使用済燃料ピットが長さ 21 メートルの場合は深さ約 7 メートル以深）となっていることから、動水圧の影響を受けにくく、動水圧がラックセルに働くことはないと考えている。
  - そのため、九州電力は、リラッキングの前後に関わらず、ラックセルの耐震安全性の評価において、動水圧の影響は考慮する必要がないと判断している。
  - なお、ラックセルは支持格子によって上端、中間及び下端を拘束されており、セル同士が接触して破損することのないように設計されている。

(井嶋委員コメント)

- ✓ 今回提供された九州電力が工事計画認可申請に使用した資料などを見ると、ラックセルの上端、中間及び下端は支持格子で拘束されており、耐震評価においては水の抵抗を「付加水質量」として考慮した解析がなされているため、ラックセル間の接触はないという九州電力の説明は理解できる。

- ✓ しかしながら、耐震評価における動水圧の考慮については、Housner 理論に基づく考察からスロッシングの影響は受けないと判断したとしても、「動水圧は働かない」とするのではなく、「動水圧は付加水質量として適切に考慮している。」と追記すべきではないか。
- ✓ 専門部会資料で示されたラックセルの図には省略されたものが多くあり、技術的な議論をするためには不正確であった。実際の計画の図面を示して説明すべきであったと考える。
- ✓ 県としては、九州電力に以下の事項を確認されてはどうか。
  - ・ 耐震評価における多柱ラックセル構造の2次元はりモデルでは、支持格子によるラックセルの固定、サポート板等による水槽壁面への固定について、実際の状況を力学的にどう取り扱っているのか。また、ラックブロックの立板の構造は実際にはどうなっていて、どのようにモデル化しているのか。接続板等に座屈が発生しないことも確認されているか。

( 県の確認結果 2 )

- ・ 九州電力は、井嶋委員からのコメントに対して、耐震評価の補足説明を再検討した結果、井嶋委員からの助言を踏まえ、説明資料(1-05-1)の改訂を行った。
- ・ 改訂資料では、動水圧の影響を「付加水質量」として考慮している旨の訂正をしている。
- ・ また、ラックブロック全体が振動した場合の各部材(ラックセル等)の固有振動数のうち、最も低いものは約 27Hz であり、建屋の固有振動数の 7Hz に対して十分離れており、共振しないと評価している。
- ・ 九州電力は、ラックセル単体の固有振動数を評価していないが、その理由として、ラックセルは床に固定されずに自立した状態であり、支持格子で3点を拘束しているため、ラックセル単体の耐震評価は不要と判断し、ラックブロックを一体とした評価を行っているためとしている。
- ・ 九州電力は、耐震評価において、ラックセルは支持格子(上端、中間、下端)に3点を「ピン支持」されているものとして評価している(実際は固定されていない。)ラックセルの下部については、実際は自立しているものを床面と鉛直方向のみ固定された条件としている。ラックブロックの支持格子と壁との固定は、サポート板や接続板等を介してボルト止めされるため、評価上は壁と完全に固定されるものとしている。また、ラックブロックの立板は、軸方向断面がL型のステンレス鋼であり、各ブロックの四隅に配置し、支持格子及びステーと溶接にて固定している。耐震評価上は、これらを2次元の梁モデルとして評価を行っている。
- ・ 九州電力は、基準地震動によってラックブロック全体が振動した場合を評価し、各部材に発生する応力が許容応力未満であることを確認している。その

際の最大変位は約 0.5mm としている。

- ・ ラックブロックの支持格子とラックセルのギャップは 1mm となっており、基準地震動により接触することが考えられるが、ラックセルと支持格子のどちらにも破損等は発生せず、健全性は保たれるとしている。
- ・ 連接板等の座屈評価については、設置変更許可申請や工事計画認可申請における審査資料には記載されていないが、圧縮応力を算定し、座屈が発生しないことを評価している。
- ・ なお、各部材に発生する応力を算定する際には、地震動による応答の減衰定数を実機大の試験結果よりも小さく設定し、かつ床応答曲線の拡幅も考慮することにより発生応力を大きく算定して安全性を評価していることも確認した。

#### 4 使用済燃料ピットの評価値と実際の貯蔵時の発熱量の差について

( 県の確認結果 )

- ・ 出光委員からの質問は、安全評価で想定した発熱量と実際の貯蔵状況ではどれくらいの差があり、安全評価に余裕をもたせているのかを尋ねたものであったが、九州電力は、現在の貯蔵状況から 3 割から 4 割は低い発熱量になると回答していた。九州電力は、炉心から燃料全数を取り出す作業の完了時点（取出し直後）を原子炉停止から 8.5 日後とし、リラッキング後の使用済燃料ピットの全てに燃料を貯蔵した状態（満杯）の発熱量の総計は、約 12.464MW と評価している。
- ・ この時の取出し直後の燃料( 193 体 )の発熱量は、約 9.6MW と評価している。
- ・ 一方、実際の 3 号機における燃料取出し直後( 2019 年 5 月 21 日から 24 日 )の発熱量は概算で約 8.0MW であり、取出し直後の発熱量だけを比較しても、安全性評価の値の方が実際よりも 1.6MW 程度高く評価している。
- ・ なお、このまま 3 号機の使用済燃料ピットがリラッキング後に満杯になると想定すると、その時の発熱量は約 10.3MW となり、リラッキング後の安全評価の値である 12.464MW より 2 割程度（約 17%）低くなる。

( 出光委員コメント )

- ✓ 今後、規制値( 安全評価値 )に近づくことがあれば、職場環境上の問題も出てくるので、その時には改善策を検討していただきたい。

## 5 使用済燃料ピットの建屋の空調設備について

### ( 県の確認結果 )

- ・ 九州電力は、リラッキングの前後に関わらず、換気空調設備の性能評価を実施していない。
- ・ 九州電力は、使用済燃料ピットの最高水温の上昇幅が約 1℃ であったため、室温の上昇を約 0.1℃ と評価し、室内雰囲気には有意な影響はないと判断している。
- ・ また、玄海 3 号機の使用済燃料ピットがある建屋内の換気空調系統は、チラー設備（冷却水などを使用した設備）ではなく、外気による換気と冷却を行う設備であり、委員に対して「チラーの能力は十分ある」との誤解を与えたが、九州電力は部会中に訂正しなかった。
- ・ 県の確認結果に基づく出光委員への回答は以下のとおり。
  - 九州電力は、現状の換気空調系統の性能について、使用済燃料ピットの水温が 52℃ に至るまでは、作業環境上の支障は生じないとしている。
  - 九州電力は、既存の安全評価において、使用済燃料ピットの水温が 51.1℃ となった場合の建屋内の室温及び湿度については、従来から解析を行っていないものの、燃料取扱棟空調設備は、1 時間で燃料取扱建屋内の空間容量の 2 倍の換気が可能な設計となっていることから、使用済燃料ピットの水温が 52℃ であったとしても、建屋内の温度と湿度は外気と同程度になると判断している。
  - また、今回のリラッキング後の評価では、使用済燃料ピットの最高水温の上昇幅が約 1℃ であったため、室温の上昇は約 0.1℃ と評価している。
  - そのため、九州電力は作業環境への影響は小さいと判断している。
  - なお、使用済燃料ピットエリアの換気空調系統は、チラー設備ではなく、外気との換気及び冷却を行う設備となっている。

### ( 出光委員コメント )

- ✓ チラー設備がないことは了解した。議事録から発言を削除いただきたい。
- ✓ 換気空調設備の性能評価を行っていないとのことだが、貯蔵量が満杯に近づくと作業環境（室温、湿度）がどうなるのかは把握しておく必要があるのではないかと。
- ✓ また、実際の燃料取出し作業は、作業員が使用済燃料ピットの水面上のクレーンに乗って行うため、建屋内の平均室温や湿度よりも厳しい状態に置かれると考えられるが、作業に支障のない環境状況を九州電力はどう考えているのか。
- ✓ 作業環境については、規制上求められていない項目ではあるが、蒸散量の増加による予想外の場所での結露の影響や、作業者の環境改善のことについて

て、九州電力において今後検討すべきではないか。

- ✓ 排気の際に水分が多いと、フィルターに負荷がかかるように思う。
- ✓ リラッキングに伴う建屋内の温度上昇が大きくないことは了承。
- ✓ 蒸散量については、熱が蒸発のみに使われると仮定すれば、リラッキング後の熱量増加と蒸散量の増加の概算は次のとおり。今後の検討の参考にしていただきたい。
  - ・ 0.325MW ( 12.464MW-12.139MW ) の発熱が全て蒸発に使われるすると、約 50 での水の蒸発エンタルピーが約 43kJ/mol なので、  
 $325(\text{kW})/43(\text{kJ/mol})=7.56\text{mol/s}=200\text{L/s}(50) = 721\text{m}^3/\text{h}$  程度となる。
  - ・ 721m<sup>3</sup>/h は、換気量 81,000m<sup>3</sup>/h に比べれば 100 分の 1 程度だが、審査での評価値 0.0368m<sup>3</sup>/h より 1 万倍大きい。
  - ・ 実際は使用済燃料プールの水の浄化系における除熱も行われているため、721m<sup>3</sup>/h よりも大幅に少なくなると考えられるが、ピット上やピット周辺などの局所的な作業環境の悪化に対しては、より保守的な蒸散量で評価するなど、今後の検討としてはどうか。

以上

(添付資料)

- 1 第 8 回佐賀県原子力安全専門部会 確認事項 (九州電力補足説明資料)





## 第 8 回佐賀県原子力安全専門部会 確認事項（九州電力補足説明資料）

## 確認事項一覧表

No.	質問者	確認事項(質問もしくは回答内容)	九州電力 説明資料
1	出光 委員	<b>【使用済燃料ラックセルのボロン添加ステンレス鋼の強度について】</b> ラックの形状は原則的には 4 号機と同じである。 ホウ素の添加量とステンレス鋼の強度等の変化について応力などを評価して問題ないことを確認することとしている。	1-01-1
2	守田 委員	<b>【深層防護の観点でのリラッキング後の安全性について】</b> 深層防護の観点から考えると、放射性物質の貯蔵量が増えることに対して、事故を起こした場合にどういった対応をとるのかということまで含めて、安全性を確認すべき。	1-02-1
3	守田 委員	<b>【使用済燃料ピットへの代替注入開始までの時間的余裕評価について】</b> (シビアアクシデントの評価) 確認した結果、1.57日と1.50日とで何時間かの時間の違いである。	1-03-1
4	井嶋 委員	<b>【使用済燃料ラックセルの稠密化による液面動揺の影響について】</b> 稠密化によって液面動揺の固有周期は短いほう側に移るのではないか。	1-04-1
5	井嶋 委員	<b>【使用済燃料ラックセルへの動水圧の影響について】</b> 稠密化するとラックセルの上端部の動水圧がラックセルに働くはずだが、そうすると地震時の振動応答も違ってくるので、上端部、自由端部などが接触して破損するおそれはないのか。	1-05-1 1-05-1-改訂
6	續 委員	<b>【玄海 4 号機リラッキングの安全性について】</b> 臨界性とか遮蔽率、シビアアクシデント時の安全性というものの 4 号機における経験値というものは、ほぼこれと同じと理解してよいのか。	1-06-1
7	片山 委員	<b>【ボロン添加による化学的影響について】</b> ほう素の添加の影響について、化学反応による生成物質とか、核変化によって生成される物質について、影響等の評価はされているのか。生成物質は変わらないのか。	1-07-1
8	片山 委員	<b>【使用済燃料ピットの水浄化設備について】</b> 使用済燃料プールの水浄化設備に変更は必要ない。	1-08-1
9	竹中 委員	<b>【使用済燃料貯蔵設備の構造について】</b> 貯蔵設備の構造変更は、ラックセルそのものの構造に強度を持たせる。(ステーをつけて強度化して耐震性に余裕をもたせるようにしている。)	1-09-1
10	竹中 委員	<b>【リラッキング工事中の使用済燃料ラックの安全性について】</b> リラッキング工事中、ラックの変更途中に地震が起きても安全であることをシミュレーションなどで確認している。	1-10-1
11	工藤 部会長	<b>【リラッキングの工事方法について】</b> ブロックごとの工法とはどのような工事か。(ブロックは気中で組み立てて全体を沈めて固定するのか。) 工事の方法についてももう少し詳しく説明いただきたい。	1-11-1

## 第 8 回佐賀県原子力安全専門部会 確認事項（九州電力補足説明資料）

確認事項一覧表

No.	質問者	確認事項(質問もしくは回答内容)	九州電力 説明資料
12	工藤 部会長	<b>【使用済MOX燃料を考慮した安全性評価について】</b> 使用済MOX燃料と通常燃料の特性の違いを評価している。	1-12-1
13	出光 委員	<b>【使用済燃料ピットの水温(実績) について】</b> 冷却性能の評価において想定した発熱量は、実際のものとは評価上のもとはどれくらいの差があるのか。	1-13-1
14	出光 委員	<b>【使用済燃料ピットの建屋の空調設備について】</b> 使用済燃料プールの建屋の空調設備に変更は必要ない。チラーの能力は十分ある。	1-14-1

## 使用済燃料ラックセルのボロン添加ステンレス鋼の強度について

## 1. 確認事項（専門部会での回答内容）

〔質問者 出光委員〕

ラックの形状は原則的には4号機と同じである。

ホウ素の添加量とステンレス鋼の強度等の変化について応力などを評価して問題ないことを確認することとしている。

## 2. 説明（回答の補足等）

- 使用済燃料ラックのラックセルに使用されているボロン添加ステンレス鋼の化学成分はステンレス鋼(SUS304)にホウ素及びモリブデンを少量添加した材料であり、ボロン添加ステンレス鋼の引張強さ及び耐力については、三菱重工業公開文献 MHI-NES-1004 より、引張強さ、耐力ともに表1に示す SUS304 の規格値（発電用原子力設備規格 材料規格（JSME S NJ-1 2012）（以下、「JSME」という。））よりも大きいことを確認している。

以上より、工事計画認可申請書におけるボロン添加ステンレス鋼の引張強さ及び耐力を保守的に SUS304 の JSME 規格値と同じとして耐震評価を実施している。

なお、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号）第17条に規定されている設計基準対象施設又は第55条に規定されている重大事故等対処設備に属する容器、管、ポンプ、弁又はこれらの支持構造物（以下、「クラス機器等」という。）に強度評価が要求されているが、使用済燃料ラックは上記のクラス機器等に分類されず当該条文の適用を受けないものではないため、強度評価は実施していない。

表1 SUS304 規格値（JSME より抜粋）とボロン添加ステンレス鋼の比較

材料の規格		常温最小引張強さ (MPa)	常温最小降伏点 (MPa)
種類	記号		
JIS G 4304 (2005+2010 追補1) 熱間圧延ステンレス鋼板及び鋼帯	SUS304	520	205
ボロン添加ステンレス鋼 (ボロン含有量約0.65wt%)	B-SUS	593	244
ボロン添加ステンレス鋼 (ボロン含有量約1.0wt%)	B-SUS	594	277

白紙

## 深層防護の観点でのリラッキング後の安全性について

## 1. 確認事項（専門部会での質問内容）

〔質問者 守田委員〕

深層防護の観点から考えると、放射性物質の貯蔵量が増えることに対して、事故を起こした場合にどういった対応をとるのかということまで含めて、安全性を確認すべき。

## 2. 説明（回答の補足等）

- ・ 使用済燃料ピットポンプに機器の単一故障が発生した場合であっても、リラッキング後の使用済燃料ピット水温の評価結果は59.4 であり、制限温度以下（65 以下）に保つことが可能であることを確認しています。

「使用済燃料ピットにおける重大事故に至る恐れがある事故」としては、想定事故 1, 2 がありますが、より厳しい想定である想定事故 2 について、リラッキング後を評価した結果、プール水位が遮へいに必要な水位を確保できなくなるまでの時間が、1.50 日となり、リラッキング前の 1.57 日よりも短くなっています。

しかしながら、想定事故 2 に対する対応として、使用済燃料ピット補給用水中ポンプにより使用済燃料ピットへ注水を行います。この注水開始に要する時間はリラッキング前と変わらず 7 時間 50 分であり、上記の時間（1.50 日）よりも短い時間で注水の開始が可能です。

また、リラッキング後は、熱負荷の増加により 1 時間あたりの蒸散量が 20.22 m<sup>3</sup>/h から 20.76 m<sup>3</sup>/h へと増加しますが、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水量は 25 m<sup>3</sup>/h であり、蒸散量を上回っていることから、リラッキング前と同じ注水量で遮へいに必要なプール水位が維持されることを確認しています。

また、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合については、可搬型スプレイ設備により使用済燃料ピットの熱負荷による蒸散量を上回る量の淡水又は海水を使用済燃料ピットの全面に向けてスプレイする設計としています。

リラッキング後は、崩壊熱の大きい燃料を片ピット（ピット A or B）に集めた場合を想定すると、片ピットあたりの蒸散量が 19.5 m<sup>3</sup>/h となりますが、メーカーのスプレイ試験に基づくスプレイ分布をスプレイヘッド設置位置と使用済燃料ピット形状・寸法に照らし合わせた結果、蒸散量を上回るスプレイ量（ピット B：約 40.2 m<sup>3</sup>/h、ピット A：約 53.7 m<sup>3</sup>/h）を使用済

燃料ピット内にスプレイできることを確認しています。

以上の通り、深層防護の観点から、リラッキング後に対する安全性について確認を実施し、貯蔵量の増加に伴う事故時の放射性物質の放出インベントリの増大に対しても影響を緩和できる対策となっており、設備の追加や増強は必要ないと判断しています。

## 使用済燃料ピットへの代替注水開始までの時間余裕評価について

## 1. 確認事項（専門部会での回答内容）

〔質問者 守田委員〕

（シビアアクシデントの評価）確認した結果、1.57日と1.50日とで何時間かの時間の違いである。

## 2. 説明（回答の補足等）

- ・ リラッキングの実施により、発熱量が申請前：12.139MW、申請後：12.464MWと増加するものの、シビアアクシデントの評価に示す想定事故2（ 1 ）では、事象発生から必要遮へい水位（ 2 ）まで到達する時間については、リラッキング申請前後で、申請前：約 1.57 日、申請後：約 1.50 日（申請前後の差：約 1.7 時間）である。一方、事故を検知し、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水を開始する時間は、事象発生から 7 時間 50 分（約 0.3 日）後であることから、現状の設備、手順により、事象発生から必要遮へい水位まで到達する時間に対して十分な時間余裕がある。

（ 1 ）使用済燃料ピット冷却系の配管破断によるサイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故

（ 2 ）放射線の遮へいが維持できる最低水位のこと。玄海 3 号では、燃料頂部から申請前：約 4.18m、申請後：約 4.27m

## &lt; 評価概要 &gt;

○冷却機能停止から沸騰（SFP 水温 40 度 100 度）までの時間[h] =

$$\frac{\text{ピット水量}[m^3] \times \text{水密度} [kg/m^3] \times (100 \text{ の飽和水エンタルピ}[kJ/kg] - \text{SFP 飽和水エンタルピ}[kJ/kg])}{\text{使用済燃料ピット熱負荷}[MW] \times 10^3 \times 3600}$$

○沸騰開始から遮へい設計基準値以下の水位となる時間[日] =

$$\frac{\text{ピット水低下量}[m^3] \times \text{水密度} [kg/m^3] \times (100 \text{ の飽和蒸気エンタルピ}[kJ/kg] - 100 \text{ の飽和水エンタルピ}[kJ/kg])}{\text{使用済燃料ピット熱負荷}[MW] \times 10^3 \times 3600 \times 24}$$

水密度については、温度が 100 の時の密度を用いて評価

	申請前	申請後
使用済燃料ピット熱負荷[MW]	12.139	12.464
ピット水量[m <sup>3</sup> ]	2332.3	2195.8
ピット水低下量[m <sup>3</sup> ]	約 508	約 508
冷却機能停止から沸騰までの時間	約 0.53 日	約 0.49 日
沸騰開始から遮へい設計基準値以下の水位となる時間	約 1.04 日	約 1.01 日
代替注水開始までの時間的余裕 +	約 1.57 日	約 1.50 日



使用済燃料ラックセルの稠密化による液面動揺の影響について

1. 確認事項（専門部会での質問内容）

〔質問者 井嶋委員〕

稠密化によって液面動揺の固有周波数は短いほう側に移るのではないかと。

2. 説明（回答の補足等）

- ・ 使用済燃料ピット(以下「ピット」)は1つのピットが深さ約12.5m、横約21m、縦約6mの形状をしており、通常深さ約12m程度のところまで水位が満たされている。使用済燃料を保管するラックセルはピットの底部に設置し高さは約4.5mとなっている。今回のリラッキング工事では、稠密化してもラックセルの高さに変更はない。
- ・ 液面動揺は、ピット内の保有水の上層部の動水圧により発生し、下層部にあるラックセルの稠密化による液面動揺への影響はない。なお、一般的にピットの液面動揺の固有周波数はピットの形状に依存するが、リラッキング工事ではピットの形状に変更はない。
- ・ 溢水量の算出に当たっては、流体の挙動を詳細に把握するため、液面動揺の固有周波数を用いた評価ではなく、3次元流動解析を用いた評価を実施している。

白紙

## 使用済燃料ラックセルへの動水圧の影響について

## 1. 確認事項（専門部会での質問内容）

〔質問者 井嶋委員〕

稠密化するとラックセルの上端部の動水圧がラックセルに働くはずだが、そうすると地震時の振動応答も違ってくるので、上端部、自由端部などが接触して破損するおそれはないのか。

## 2. 説明（回答の補足等）

- 使用済燃料ラックセルはプールの底に設置されていることから、Housner理論における固定水領域に存在することとなり、スロッシングによる動水圧の影響を受けにくいと考えられる。従って、動水圧がラックセルに働くことはなく、接触して破損するおそれはない。

Housner 理論によるスロッシングの影響についての考察

使用済燃料ラックセルは自由液面を有するピット内（高さ約 12m）に設置されており、ラックブロック高さが約 4.5m であることを勘案すると、PWR プラントの使用済燃料ピット<sup>\*1)</sup>においては、ラックブロックは固定水高さ領域（使用済燃料ピット長さ 21m の場合は約 7m）に存在し、スロッシングによる動水圧の影響を受けにくいと考えられる。（図 1 参照）

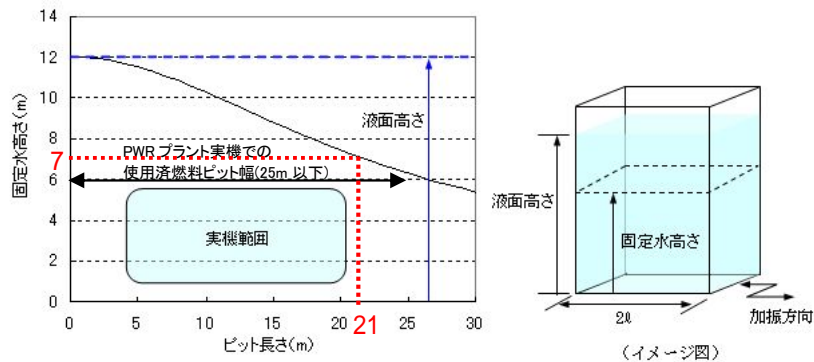
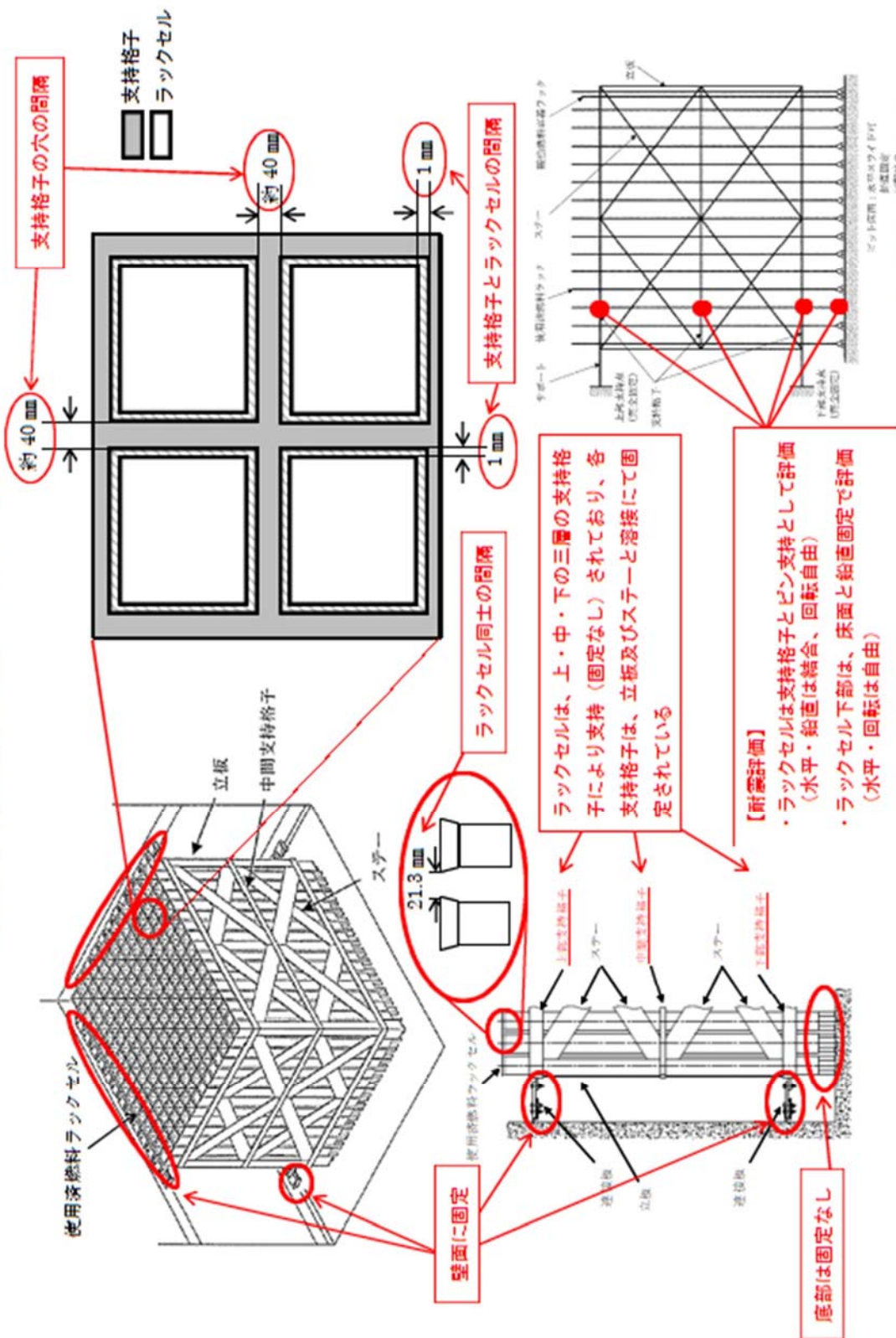


図 1 固定水高さの簡易評価（Housner 理論）

- \*1) 玄海 3 号機の使用済燃料ピット A エリア： たて 5.96m × 横 21.0m  
B エリア： たて 6.15m × 横 21.0m

立海3号機使用済燃料ピットラックの構造概要



【耐震評価解析モデル】

## 使用済燃料ラックセルへの動水圧の影響について

### 1. 確認事項（専門部会での質問内容）

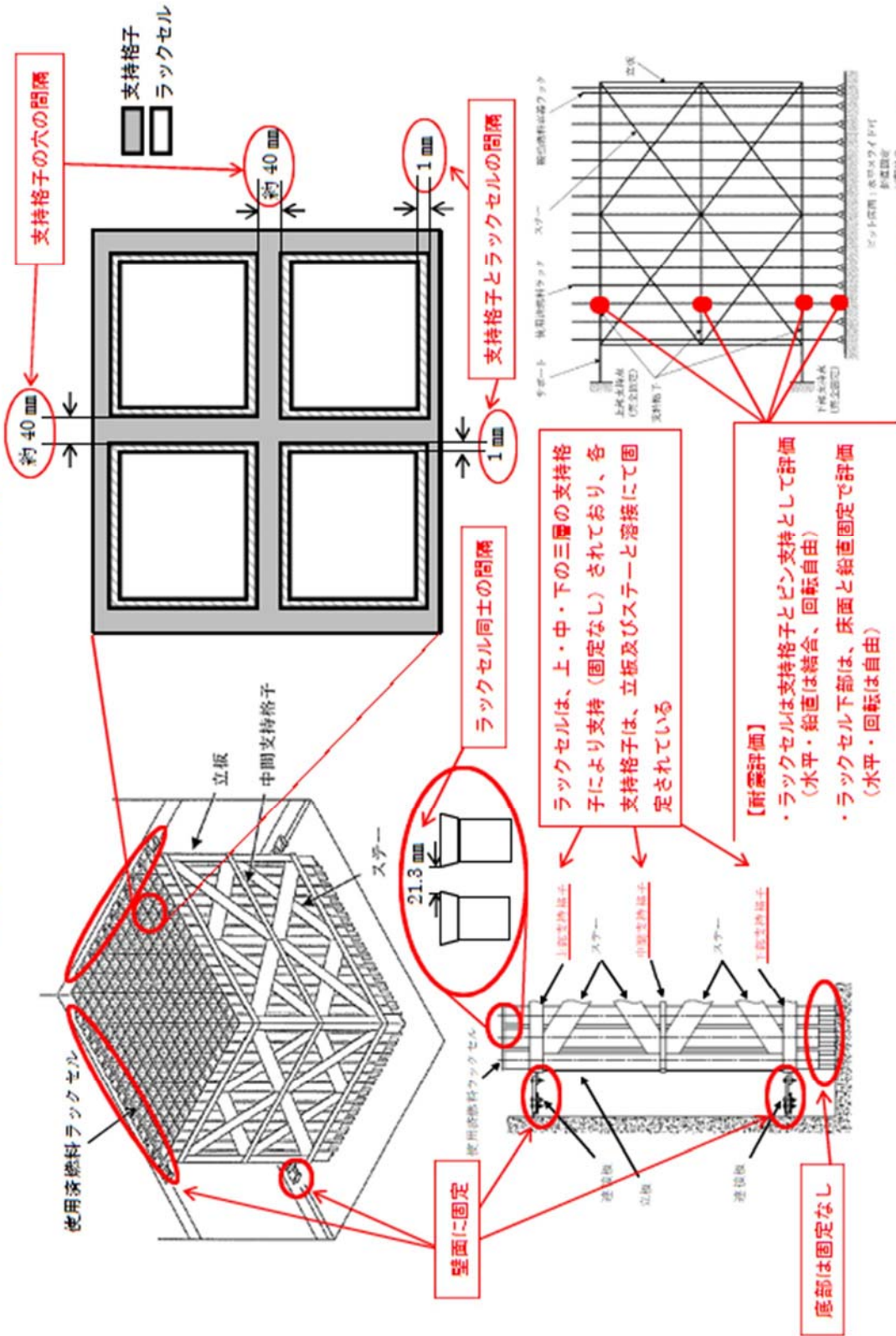
〔質問者 井嶋委員〕

稠密化するとラックセルの上端部の動水圧がラックセルに働くはずだが、そうすると地震時の振動応答も違ってくるので、上端部、自由端部などが接触して破損するおそれはないのか。

### 2. 説明（回答の訂正等）

- ・ 使用済燃料ラックは水中に設置されていることから、耐震評価における使用済燃料ラックのモデル化にあたっては、振動による動水圧を付加質量として考慮しており、耐震性に問題がないことを確認している。
- ・ 具体的には、使用済燃料ラックの構造をもとに、ブロックごとに2次元はりモデルとして耐震評価を実施しており、付加質量の設定は機械工学便覧に基づき設定している。本モデルにより算出した固有振動数は約27Hzである。
- ・ 付加質量を考慮したモデルにより算出した上端部の地震時最大変位は0.5mm程度であり、隣り合うラックセル間の距離21.3mmの1/2（10.65mm）と比べて十分小さい値である。
- ・ このため、地震時の振動により、ラックセルが接触して破損するおそれはないと考えている。





立海3号機使用済燃料ピットラックの構造概要



【耐震評価】

使用済燃料ラック 耐震解析モデルの拘束・結合条件

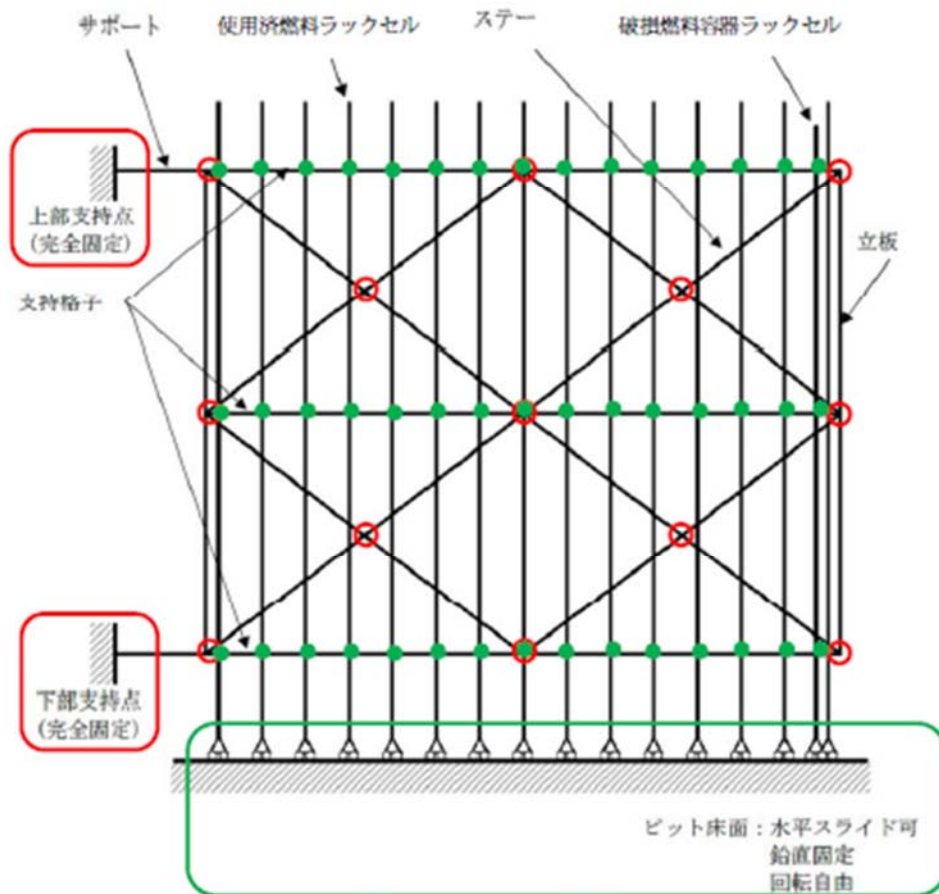
使用済燃料ラックの地震応答解析モデルについて、外部拘束条件及び内部結合条件を以下に示す。

外部拘束	部位	拘束条件・結合条件	図中の記号
	ラックサポートとビット壁	完全固定 水平：固定 鉛直：固定 回転：固定	
	ラックセルとビット床	水平：自由 鉛直：固定 回転：自由	
内部結合	支持格子、ステー、立板 相互間の結合条件	剛結合（溶接部） 水平：結合 鉛直：結合 回転：結合	
	ラックセルと支持格子	ピン結合 水平：結合 鉛直：結合 回転：自由	

固定：変位または回転角が生じない

結合：結合した両部材間に相対変位または相対回転角が生じない

自由：変位または回転角を拘束しない



## 使用済燃料ラック耐震評価における水の影響について

### 【付加質量】

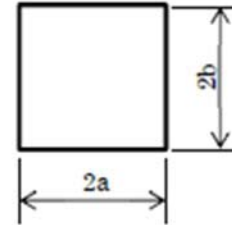
使用済燃料ラックの固有値解析、地震応答解析には2次元はりモデルを使用している。使用済燃料ラックは水中に設置されているため、モデル化にあたっては水の付加質量を考慮している。

ラックセルの単位長さあたりの水の付加質量  $W_w$  は、機械工学便覧[参考 1]に基づき、以下の式にて算出される

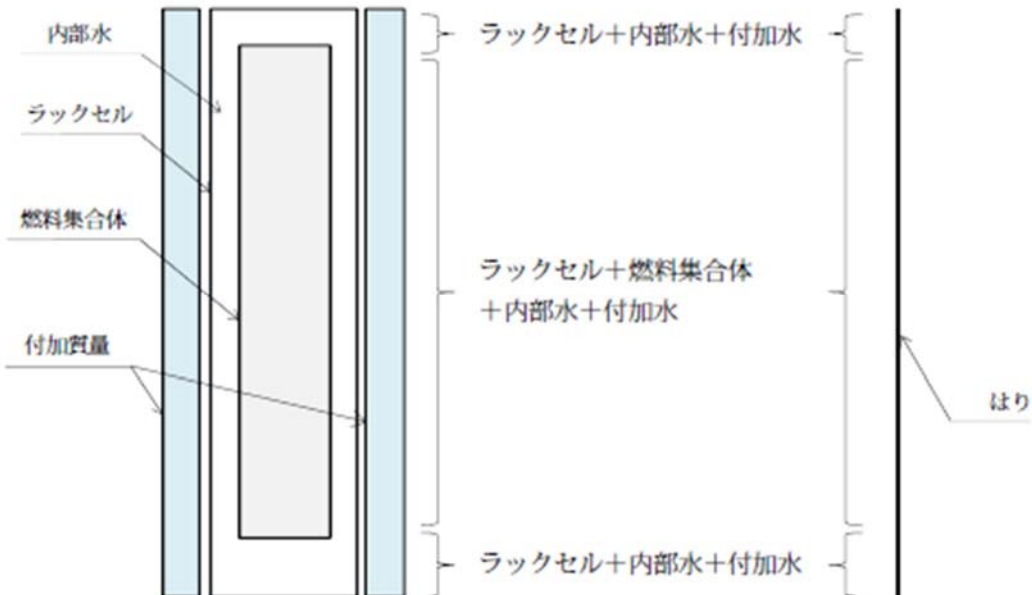
$$W_w = \pi K_1 \rho a^2$$

ここで、 $K_1=1.51$ ：機械工学便覧 ( $b/a=1$ ) による

$\rho$ ：ピット水の密度、 $a, b$ ：ラックセル断面寸法（右図参照）



耐震評価では、ラックセルに燃料集合体が挿入された状態を模擬し、ラックセル、燃料集合体及び内部水（ラックセルと燃料集合体のすきまに存在する水）の質量に加え、上式にて算出した付加質量をはりモデルとして付与している。





## ラックセル及びサポート部材（接続板）の座屈評価

ラックセルの脚部材及びサポート部材については、JSME 設計・建設規格 2012（以下、JSME 規格）に基づき、細長比<sup>※</sup>により部材の座屈領域が弾性領域となるか非弾性領域（塑性座屈）となるかを判定し、座屈の評価を実施した。

これにより、ラックセルの脚部材及びサポート部材ともに、非弾性座屈領域として許容応力を定め、許容応力に対し、発生応力が小さいことを確認した。

※：柱状物体の座屈しやすさを示すもので、座屈長さを断面 2 次半径で除した値。  
この値が大きいかほど座屈しやすいことを表す。

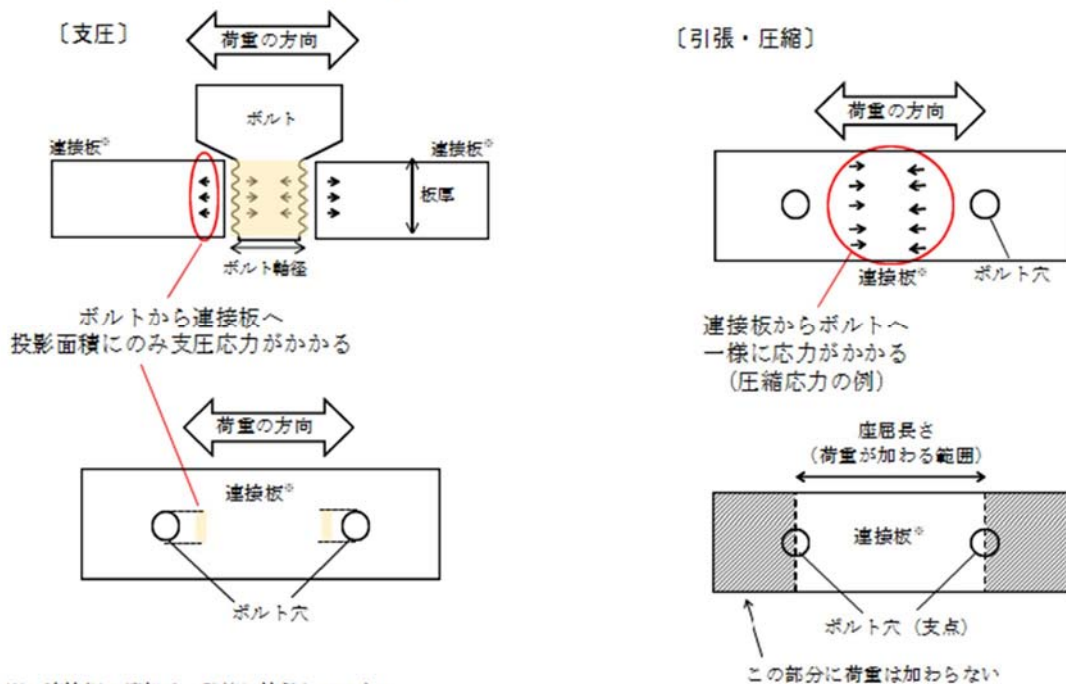
### 【 応力評価 】

		支持脚	接続板
作用荷重①	N	14791	211372
断面積②	A	10000	4500
発生圧縮応力 (①/②)	MPa	2	47
許容圧縮応力 $1.5f_c$	MPa	200	188
判定		○	○

・作用荷重は、Ss地震時の値であって、ラックセル及び接続板各1本あたりの値を示す。  
・断面積は、各1本あたりの面積を示す。  
・接続板は、ブロックA-NSの結果であって、接続板数は8本である。

$$211372\text{N/本} = 1690970\text{N/8本}$$

### 接続板に係る応力について【イメージ図】



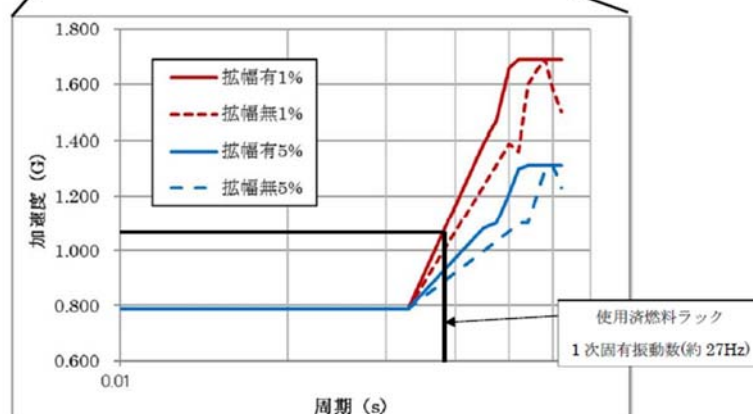
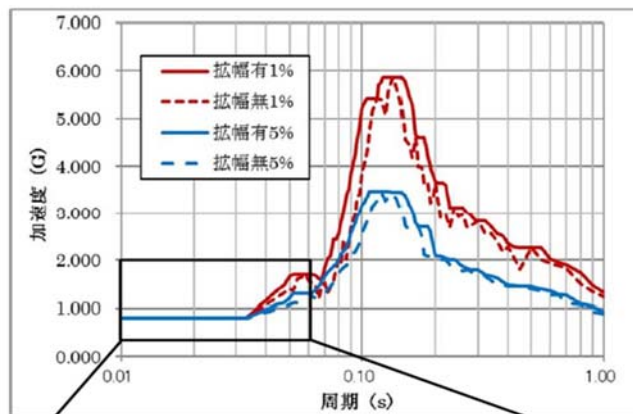
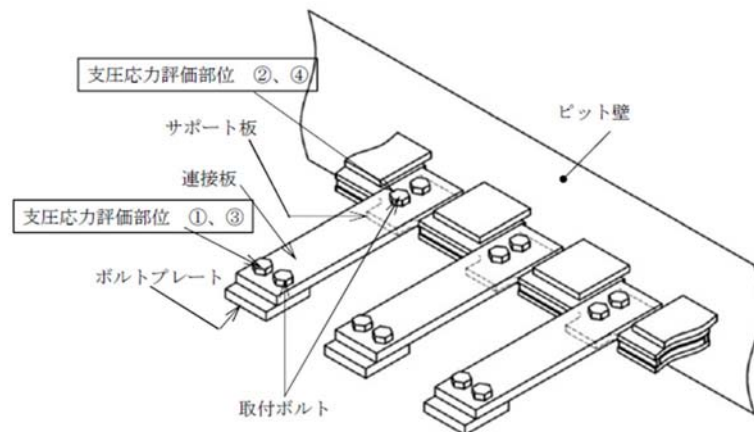
## 耐震評価における保守性について

基準地震動によって発生する応力の算定については、荷重から応力を算出する過程で、減衰定数や床応答曲線の設定に保守性を考慮している。

減衰定数については、使用済燃料ラックの実機大モデルを用いて振動台試験を行い、地震時における減衰特性を把握したところ、卓越振動数が20Hz以下の場合は7%以上、20~30Hzの場合は5%以上となることが確認されている。ここで、ラックブロックの卓越振動数は約27Hzであるため、減衰定数は5%以上を見込めるが、安全側に1%を設定している。

床応答曲線については10%の拡幅処理を行い、より大きな加速度を用いて応力を算定している。

以上の保守性を考慮して評価した結果、最も厳しい評価となったサポート板の応力評価（支圧応力）においても、許容応力（384MPa）は発生応力（177MPa）の2倍以上(2.16)となっており、十分余裕を持った設計になっていると考えている。



## 玄海4号機リラッキングの安全性について

## 1. 確認事項（専門部会での質問内容）

〔質問者 續委員〕

臨界性とか遮蔽率、シビアアクシデント時の安全性というものの4号機における経験値というものはほぼこれと同じと理解してよいのか。

## 2. 説明（回答の補足等）

4号機については、建設時からB-SUS製の稠密化されたラックを採用しており、再稼働時の審査において、臨界性や遮蔽性の評価を行い、基準を満足することを確認しています。

なお、3号機と4号機における各評価結果については下記のとおりです。

評価項目	3号機 (リラッキング後)	4号機	基準値
臨界性 (最大実効増倍率)	0.933	0.966	0.98以下
遮蔽性 (使用済燃料プール 水面の線量率)	$5.4 \times 10^{-8}$ mSv/h	$1 \times 10^{-7}$ mSv/h 以下	$1 \times 10^{-2}$ mSv/h 以下
シビアアクシデント 時の安全性 (プール水位が遮蔽 に必要な水位を確保 できなくなるまでの 時間)	1.5日	1.4日	7時間50分以上 (使用済燃料ピ ット補給用水 中ポンプによ る注水開始ま での時間)

白紙

## ボロン添加による化学的影響について

## 1. 確認事項（専門部会での質問内容）

〔質問者 片山委員〕

ほう素の添加の影響について、化学反応による生成物質とか、核変化によって生成される物質について、影響等の評価はされているのか。生成物質は変わらないのか。

## 2. 説明（回答の補足等）

- ・ B - S U S への照射による機械的性質への影響については、設置許可添付書類八の参考文献である「モリブデンを含有するボロン添加ステンレス鋼の材料特性」（MHI-NES-1004 改3 三菱重工業株式会社 平成12年5月）の中で、下記のとおり問題の無いことが確認されている。

当該資料の中で、照射時の $^{10}\text{B}$ の(n、 )反応によるヘリウムの挙動（金属内でヘリウムが発生し、気泡となって粒界に移動）によりB - S U Sの機械的性質に及ぼす影響について、問題の無いことが確認されている。

具体的に、照射温度の影響については、ステンレス鋼の機械的性質の変化が顕著に表れるのは100 以上であるが、B - S U Sラックの使用温度は高々65 であり、ヘリウムの挙動による機械的性質への影響は小さいとされている。

次に照射量の影響については、ステンレス鋼の機械的性質の影響が顕著に表れるのは、中性子照射量が $10^{18}\text{n/cm}^2$ 程度以上からである。一方、B - S U Sラックの40年間の中性子照射量は保守的に見積もっても $10^{17}\text{n/cm}^2$ 以下であり、生成されるヘリウム量を評価すると、B - S U S中の全原子数に対する比で $10^{-7}$ 程度でありほとんど影響はないとされている。

白紙

## 使用済燃料ピットの水浄化設備について

## 1. 確認事項（専門部会での回答内容）

〔質問者 片山委員〕

使用済燃料プールの水浄化設備に変更は必要ない。

## 2. 説明（回答の補足等）

- ・ 使用済燃料ピット水浄化冷却設備は、使用済燃料ピット脱塩塔により使用済燃料ピット中のイオン状不純物を除去する設計としている。

使用済燃料ピット脱塩塔の必要樹脂量は、使用済燃料ピット水中の放射性物質（ $\text{Co}^{2+}$ ）のイオン濃度によって決定するが、現状の設備の樹脂容量  $2.0\text{m}^3/\text{基} \times 2$  基は、リラッキング前の必要樹脂量に対し約 4 倍の余裕を有している。そのため、今回のリラッキングによる貯蔵容量の増加（1,050 体 1,672 体：約 1.6 倍）により、必要樹脂量（ $\text{Co}^{2+}$ イオン濃度）が仮に 2 倍になったとしても、必要樹脂量に対して十分な余裕を有している。

また、使用済燃料ピット脱塩塔の性能が低下した場合には、新樹脂への取替えにて対応することとしている。

なお、玄海 3 号炉の使用済燃料ピットに貯蔵する玄海 4 号炉のウラン燃料は、玄海 3 号炉のウラン燃料と同じ設計であることから、使用済燃料ピット水浄化冷却設備の共用化による必要樹脂容量への影響はない。

また、使用済燃料ピット中の  $\text{Co}^{2+}$  の大部分については、1 次冷却材系統の部材に含まれるニッケルが、運転中（高温状態）に放射化し、1 次冷却材中に溶け出したものが、燃料取出時に使用済燃料ピット内へ持ち込まれたものである。一方、使用済燃料ピットでは、ピット水温が低く、貯蔵されている燃料部材の腐食生成物は溶出しにくいいため、 $\text{Co}^{2+}$  の増加はほとんどなく、燃料の種類（MOX、ウラン）の違いによる  $\text{Co}^{2+}$  の発生量に違いはない。

必要樹脂量については、使用条件（脱塩塔通水流量、ほう素濃度等）や樹脂の科学的物性値等に基づいてメーカーにて評価を行っており、設備仕様を決定するための商業機密である。

白紙



## 使用済燃料貯蔵設備の構造について

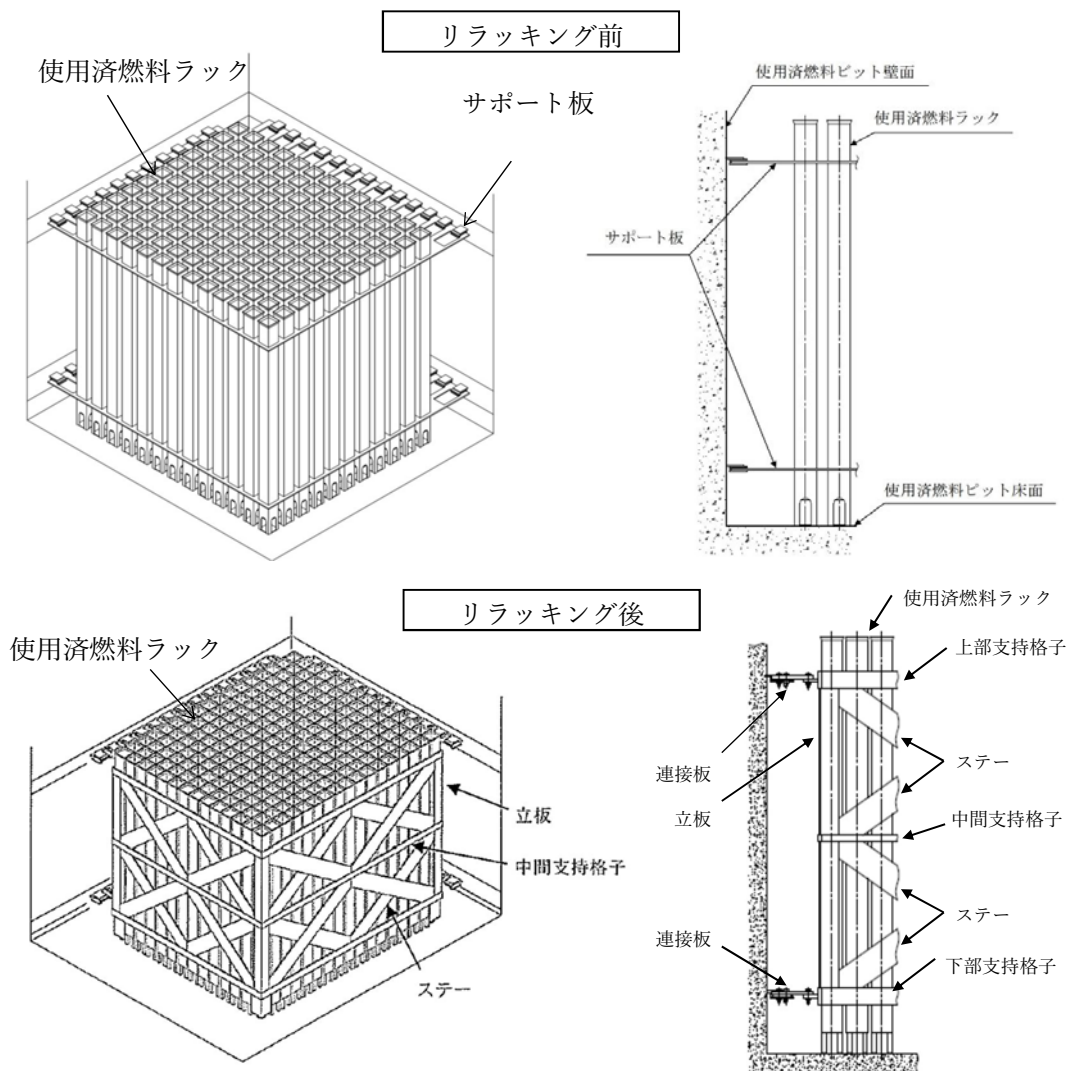
## 1. 確認事項（専門部会での回答内容）

〔質問者 竹中委員〕

貯蔵設備の構造変更は、ラックセルそのものの構造に強度を持たせる。  
 （ステーをつけて強度化して耐震性に余裕をもたせるようにしている。）

## 2. 説明（回答の補足等）

- 使用済燃料ラックの構造部材を増やし、部材同士をステー（筋交い）等で接続することで、使用済燃料ラックの剛性を向上させ、耐震性に余裕を持たせるようにしています。



基準地震動 S<sub>s</sub> によるラックセルの耐震評価結果

	発生応力	許容応力	裕度 (許容応力 / 発生応力)
	(MPa)	(MPa)	
リラッキング前	29	205	7
リラッキング後	8	205	25

## リラッキング工事中の使用済燃料ラックの安全性について

## 1. 確認事項（専門部会での回答内容）

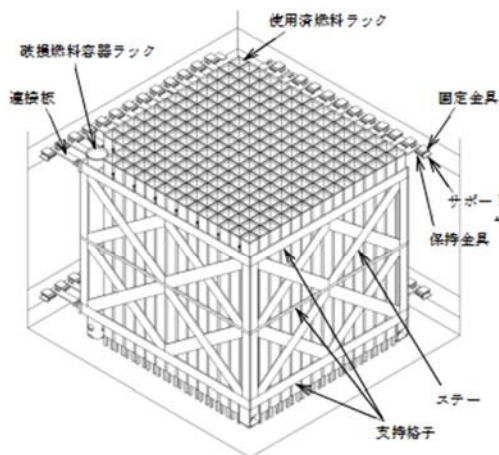
〔質問者 竹中委員〕

リラッキング工事中、ラックの変更途中に地震が起きても安全であることをシミュレーションなどで確認している。

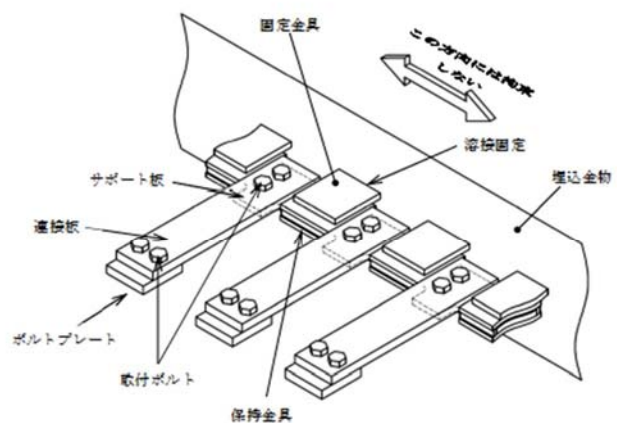
## 2. 説明（回答の補足等）

- ・ リラッキング工事は、九州電力説明資料 1-11-1 に示す通り、工事を分割し、ブロックを順次取り替える計画であり、工事対象ブロックの使用済燃料は他のブロックに移動することとしている。
- ・ 使用済燃料ラックについては、各ブロックが独立しており、1ブロック毎の据付終了後に使用済燃料を挿入することとなるが、工事計画認可申請書における評価として、ブロック単位の評価を実施していること及び保守的に燃料が全て挿入された状態を模擬して評価を実施していることから、工事期間中の安全性という観点においても問題ない。なお、工事計画認可申請書では、評価の最も厳しくなるブロックを代表して評価することで、各ブロックが健全であることを確認している

## 【工事計画認可申請書資料 6-7-2 抜粋】

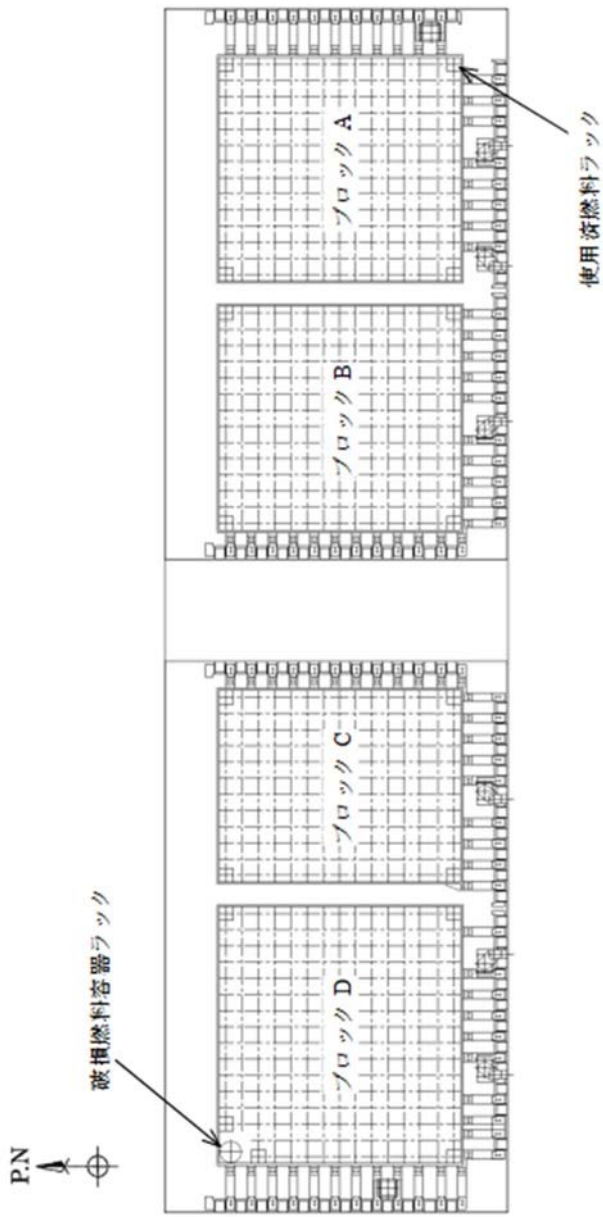


第2-1図 使用済燃料ラック及び破換燃料容器ラックの構造図

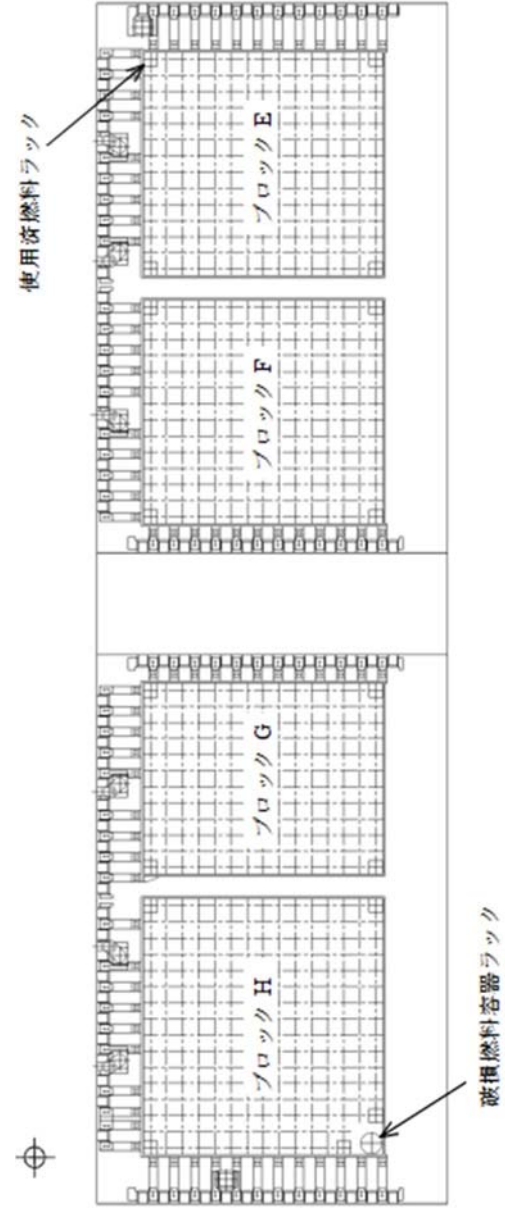


第2-2図 使用済燃料ピット壁との支持部の構造図

【工事計画認可申請書資料 6-7-2 抜粋】



第2-3図 使用済燃料ラック及び破損燃料容器ラック配置図 (ピットA)



第2-4図 使用済燃料ラック及び破損燃料容器ラック配置図 (ピットB)

【工事計画認可申請書資料 6-7-2 抜粋】

3. 耐震評価箇所

ビット A、B で構造が類似しており、各ブロックの NS 方向、EW 方向も類似構造あるため、壁サポート数が最も少ないブロック A の NS 方向、及び、質量が最大で破損燃料容器ラックを内蔵するブロック H の NS 方向を耐震評価上厳しいケースとして選定し評価を実施する。また、評価箇所は評価上厳しい箇所を選出して実施する。

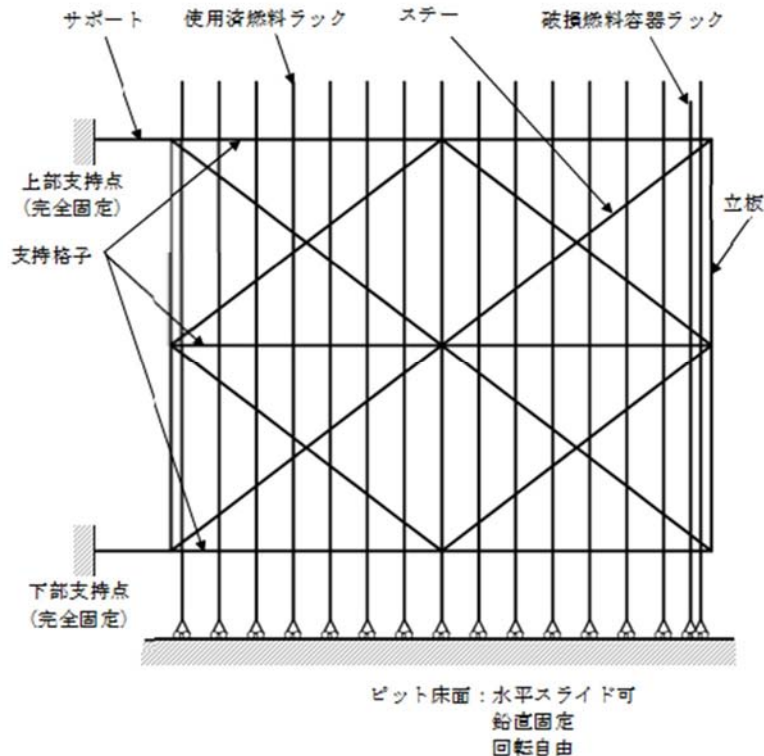
使用済燃料ラック及び破損燃料容器ラックの耐震評価箇所及び材料について、第 3-1 表に示す。

第 3-1 表 評価箇所及び材料

機 器	評価箇所	材 料
使用済燃料ラック	ラックセル ビット壁と固定金具の溶接部 固定金具と保持金具の溶接部 保持金具溶接部 サポート板 ボルトプレート ラックセル支持脚 上部・下部支持格子 中間支持格子 ステー 連接板	ボロン添加ステンレス鋼      SUS304
	取付ボルト	SUS630
破損燃料容器ラック	ラックセル 容器止め板溶接部 ラックセル脚部	SUS304

4.3 解析モデル及び諸元

解析モデルを第 4-3 図に、解析に用いる諸元を第 4-2 表に示す。



第 4-3 図 解析モデル

【工事計画認可申請書資料 6-8-2 抜粋】

第 2-1 表 基準地震動  $S_s$  による評価結果 ( $D + P_D + M_D + S_s$ ) (1/2)

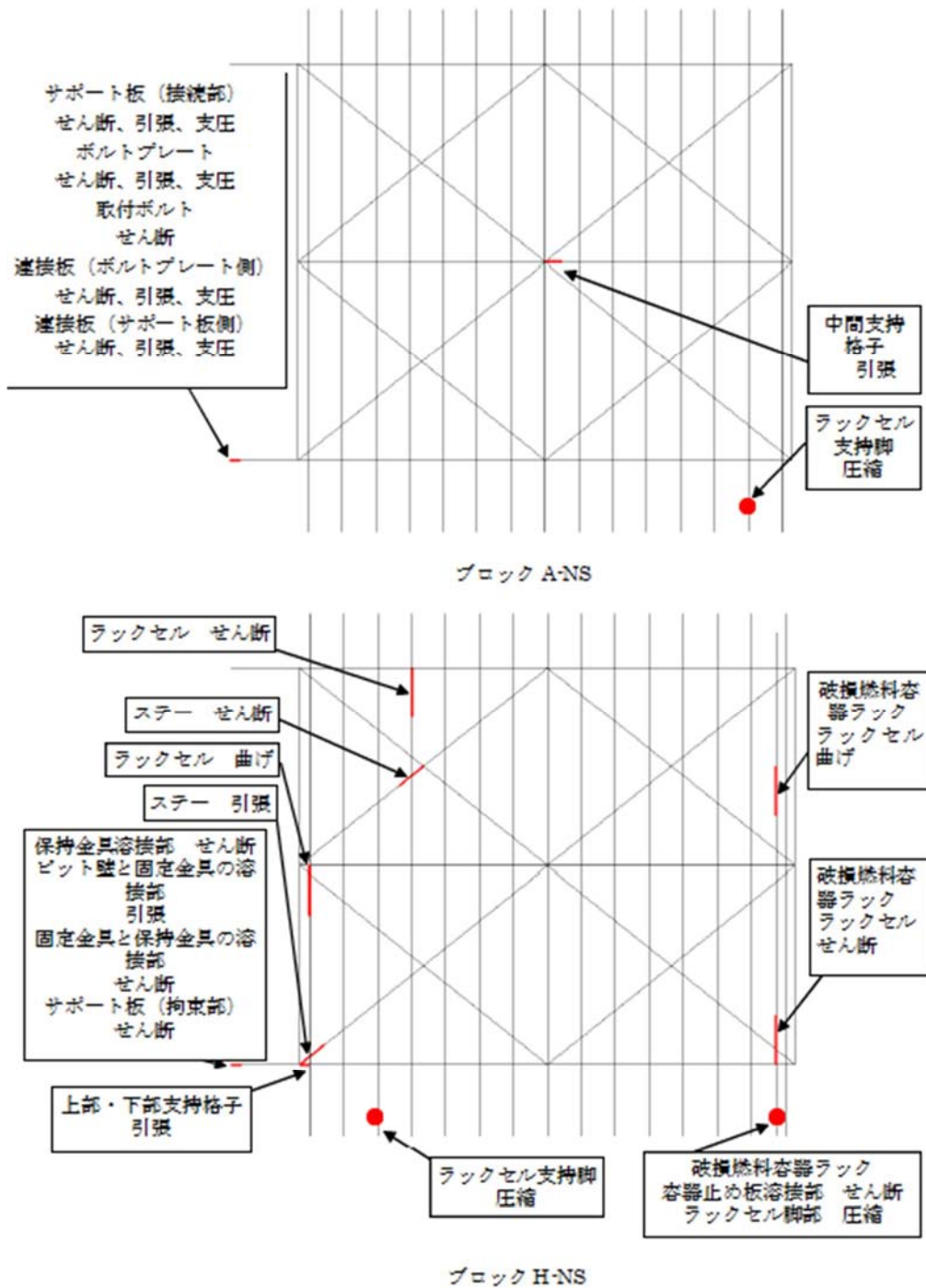
評価対象設備	評価部位	応力分類	発生応力	許容応力	
			(MPa)	(MPa)	
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 使用済燃料貯蔵設備 使用済燃料ラック	ラックセル	曲げ応力	8	205	
		せん断応力	1	118	
	ピット壁と固定金具の溶接部	引張応力	56	205	
	固定金具と保持金具の溶接部	せん断応力	45	118	
	保持金具溶接部	せん断応力	33	118	
	サポート板 (拘束部)	せん断応力	37	118	
	サポート板 (接続部)	せん断応力	41	118	
	サポート板 (接続部)	引張応力	70	205	
	ボルトプレート	支圧応力	支圧応力	177	384
		せん断応力	せん断応力	30	118
		引張応力	引張応力	86	205
		支圧応力	支圧応力	118	384
		せん断応力	せん断応力	189	377
取付ボルト	ラックセル支持脚	圧縮応力	2	200	
上部・下部支持格子	上部・下部支持格子	引張応力	18	205	

【工事計画認可申請書資料 6-8-2 抜粋】

第 2-1 表 基準地震動  $S_s$  による評価結果 ( $D + P_D + M_D + S_s$ ) (2/2)

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生応力 (MPa)		許容応力 (MPa)
			発生応力	許容応力	
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	中間支持格子	引張応力	19	205	
		せん断応力	1	118	
	ステー	引張応力	23	205	
		せん断応力	30	118	
	連接板 (ボルトプレート側)	引張応力	86	205	
		支圧応力	118	384	
	連接板 (サポート板側)	せん断応力	47	118	
		引張応力	61	205	
		支圧応力	118	384	
	ラックセル	曲げ応力	8	205	
せん断応力		2	118		
せん断応力		27	118		
破損燃料容器ラック	容器止め板溶接部				
	ラックセル脚部	圧縮応力	10	204	

【工事計画認可申請書資料 6-8-2 抜粋】



第 2-1 図 最大応力発生箇所 (基準地震動  $S_s$ )



## リラッキングの工事方法について

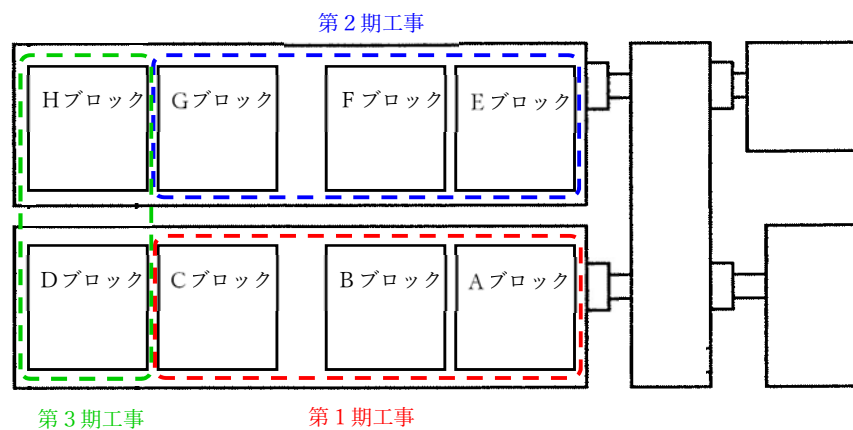
## 1. 確認事項（専門部会での質問内容）

〔質問者 工藤部会長〕

ブロックごとの工法とはどのような工事か。（ブロックは気中で組み立てて全体を沈めて固定するのか。）工事の方法についてもう少し詳しく説明いただきたい。

## 2. 説明（回答の補足等）

- ・ 使用済燃料ピット内に設置されている8つのラックブロックについて、第1期工事では、Cブロック、Aブロック、Bブロックの順に、第2期工事では、Gブロック、Eブロック、Fブロックの順に、第3期工事では、Dブロック、Hブロックの順に取り替えます。

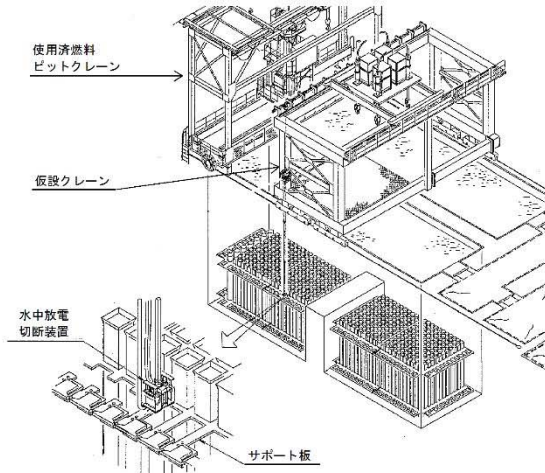


リラッキング工事の手順については下記のとおりです。

- ・ 工事を分割し、ブロックを順次取り替える計画であり、落下防止対策を講じた上で、各工事の最初に仮設クレーンを設置し、取替えるブロック毎に図中 ~ の手順を繰り返す。
- ・ 分割工事それぞれ最後の取替ブロックのラックセル据付（ ）が終了した後に仮設クレーンを撤去して各分割工事の終了となる。

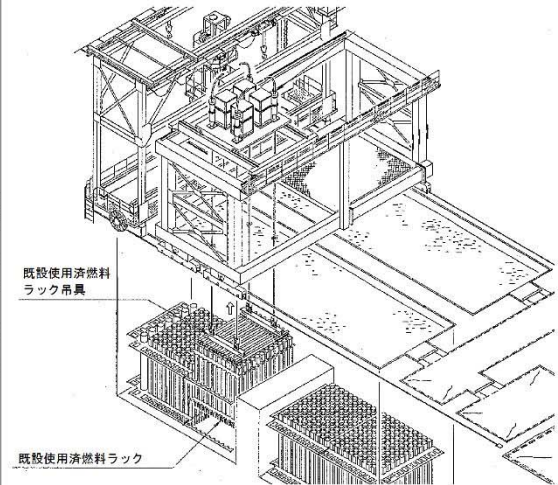
①既設ラックのサポート板の切断

- ・水中放電切断装置にて既設ラックを固定しているサポート板を切断。



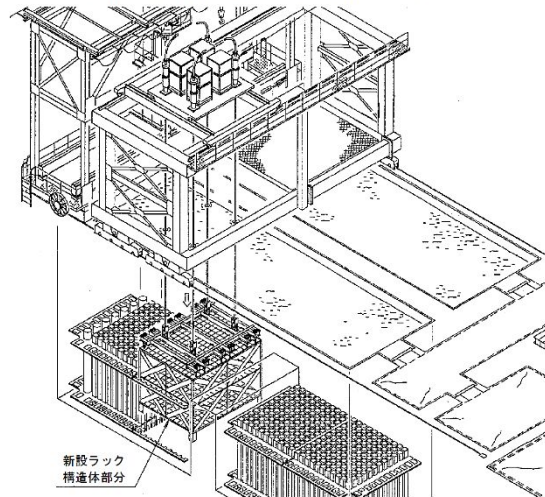
②既設ラックの吊上げ・移動

- ・既設ラックを吊上げ、除染場ピットまで移動させ、除染・解体する。



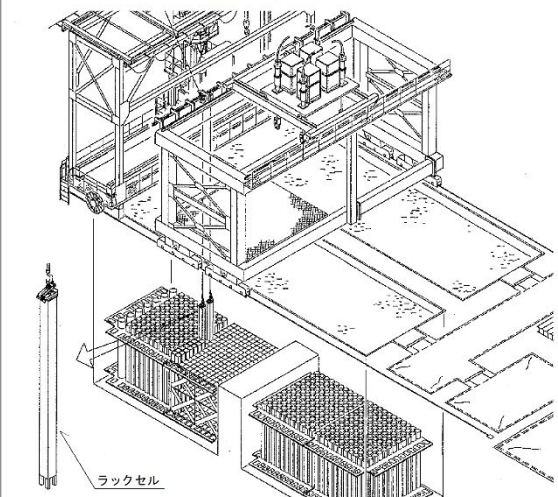
③新設ラック構造体部分の据付け

- ・新設ラックの構造体部分を使用済燃料ピット内に吊り降ろし、据え付ける。



④ラックセル（燃料を挿入する部分）の据付け

- ・ラックセルを吊り降ろし、新設ラックの構造体部分の格子内に挿入する。



## 使用済 MOX 燃料を考慮した安全性評価について

## 1. 確認事項（専門部会での回答内容）

〔質問者 工藤部会長〕

使用済 MOX 燃料と通常燃料の特性の違いを評価している。

## 2. 説明（回答の補足等）

- ・ リラッキング後の安全性については、MOX 燃料も考慮した評価を実施している。

各安全性評価における MOX 燃料の考え方は以下のとおり。

## 冷却性

使用済燃料からの崩壊熱の算出にあたっては、全体の熱量が高くなるよう、MOX 燃料を含め、崩壊熱の高い順に使用済燃料ピットが満杯になるまで貯蔵した状態を想定して算出している。

具体的な評価条件は以下のとおり。

- ・ 使用済燃料ピットの熱負荷は、崩壊熱が高くなるよう燃料取出し直後の状態を考慮し、使用済燃料ピットの共用条件を踏まえ、崩壊熱の高い順に使用済燃料ピットが満杯になるまで、以下の燃料を貯蔵した状態を想定して算出する。

燃料取替えのために玄海 3 号炉の原子炉から取り出した燃料  
(3/3 炉心分)

の燃料より過去の燃料取替えで取り出された 31 サイクル分の  
MOX 使用済燃料、12 サイクル分のウラン使用済燃料

4 号炉から移送されてきた使用済燃料 (7/3 炉心分)

- ・ 3 号炉で 1 サイクルに使用される全炉心燃料のうち 1/4 が MOX 燃料であるとし、施設定期検査ごとに 1/3 炉心分が使用済燃料ピットに取り出されるものとする。また、4 号炉からは 7 年冷却の使用済燃料が約 14 ヶ月毎（運転時間 + 停止期間）に 1/3 炉心分の頻度で移送されるものとする。
- ・ 3 号炉及び 4 号炉の 1 サイクルの運転時間は 13 ヶ月とするが、MOX 使用済燃料、ウラン使用済燃料の燃焼度は、それぞれ保守的に設計上の最高燃焼度である 45,000 MWd/t (MOX 燃料)、48,000 MWd/t (ウラン燃料) とする。
- ・ 原子炉を停止してから使用済燃料ピットへの使用済燃料の取出しが完了するまでの期間は、（施設）定期検査の主要工程及び実績を踏まえ、8.5 日とする。停止期間は、実績を踏まえて保守的に 30 日とする。
- ・ 崩壊熱の算出には AESJ (日本原子力学会推奨値) + ORIGEN2 × 1.2 を

使用する。

#### 未臨界性

MOX燃料については、使用済燃料プール内の最外周と最外周から2周目に配置するよう貯蔵管理することにより、臨界とならないことを確認している。

なお、ウラン燃料、MOX燃料は全て新燃料、使用済燃料プール内の水は純水として評価している。

具体的な評価条件は以下のとおり。

- ・燃料は全て新燃料とし、ピット内の水は純水として評価。
- ・ウラン新燃料の濃縮度、MOX新燃料のPu含有率等の各種パラメータは安全側の数値を採用。
- ・燃料タイプ（ウラン燃料、MOX燃料）に応じて使用済燃料ピット内を2つの領域にわけ、それぞれの領域で燃料タイプ毎の貯蔵を想定。
- ・ラック寸法の計算条件は公称値を使用し、正負の製作公差を未臨界性評価上厳しくなる側に不確定性として考慮。
- ・計算コード：SCALE Ver.6.0

#### 放射線の遮へい

MOX燃料からの放射線量を包絡した、保守的な線源強度を用いて遮へい評価を実施している。

具体的な線源強度の考え方は以下のとおり。

- ・使用済燃料ピット水の密度は $0.987\text{g}/\text{cm}^3$  (52 °Cのときの密度)。
- ・使用済燃料の燃料有効部を線源とする。燃料有効部以外の燃料集合体構造部材による遮へい効果は考慮せず、遮へい能力が構造部材より小さい水とみなす。  
なお、燃料有効部の自己遮へい効果は考慮する。
- ・ステンレス鋼製のライニング、コンクリート壁の遮へい厚さは公称値から許容差又は施工誤差を考慮した値とする。
- ・使用済燃料の線源強度については、建設時より遮へい計算に使用している線源強度（設計用線源強度）を用いて評価する。
- ・計算コード：SPAN-SLAB

#### シビアアクシデント時の安全性

上記「冷却性」、「放射線の遮へい」のとおりMOX燃料を含めて算出した崩壊熱量・放射線遮へい性をもとに、シビアアクシデントの安全性に関する評価を実施している。

#### 耐震性

MOX燃料とウラン燃料の重量は同等であり、耐震計算では、制御棒クラスタが挿入された状態を包絡した重量としている。

## 使用済燃料ピットの水温（実績）について

### 1．確認事項（専門部会での質問内容）

〔質問者 出光委員〕

冷却性能の評価において想定した発熱量は、実際のものとは評価上のものとはどれくらいの差があるのか。

### 2．説明（回答の補足等）

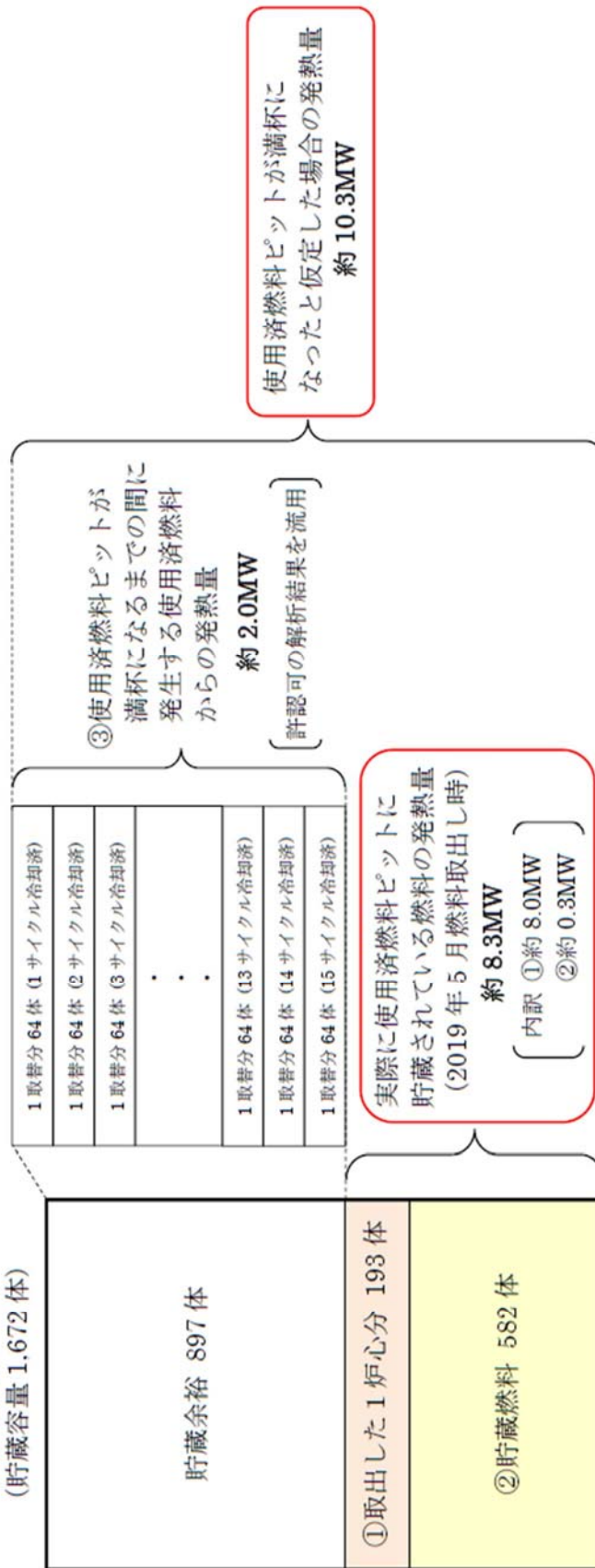
- ・ 使用済燃料ピット内での発熱量は、燃料集合体の燃料度を最高燃焼度(ウラン燃料：48GWd/t、MOX燃料：45GWd/t)とし、原子炉停止から燃料取出完了までの期間を8.5日とした保守的な評価を実施しているのに対し、現実的には、評価条件に対して燃焼度が低く、原子炉停止から燃料取出完了までの期間も長いため、発熱量は、評価値(リラッキング前：12.139MW、リラッキング後：12.464MW)より低くなる。

至近の実際の玄海3号機の燃料取出し時(2019年5月21日～24日)(貯蔵体数：775体)の発熱量は、概算で約8.3MWであり、今後の運転により使用済燃料が発生(1取替毎にウラン使用済燃料48体、MOX使用済燃料16体の発生を仮定)し、リラッキング後の使用済燃料ピットが満杯になると仮定すると、その時の発熱量は約10.3MWとなる。

リラッキング後の使用済燃料ピットが満杯になったと仮定した場合の発熱量の概算について

リラッキング後の使用済燃料ピットが満杯になったと仮定した場合の発熱量について、至近の燃料取出し時（2019年5月21日～24日）に使用済燃料ピットに貯蔵されている燃料の発熱量の概算値（約8.3MW）と、使用済燃料ピットが満杯になるまでの間に発生する使用済燃料からの発熱量（約2.0MW）から、約10.3MWと概算した。（下図参照）

リラッキング後の  
使用済燃料ピット  
(貯蔵容量 1,672体)



リラッキング後の使用済燃料ピットが満杯になった場合の発熱量の概算についての概念図

## 使用済燃料ピットの建屋の空調設備について

### 1. 確認事項（専門部会での回答内容）

〔質問者 出光委員〕

使用済燃料プールの建屋の空調設備に変更は必要ない。チラーの能力は十分ある。

### 2. 説明（回答の補足・訂正等）

- ・ 使用済燃料ピットの浄化冷却系が通常運転状態の場合（ポンプ2台運転、冷却器2基通水）、貯蔵量の増加により、使用済燃料プールの水温の評価結果は1 程度増加（51.1 51.9 ）しますが、使用済燃料ピットを含む燃料取扱棟の空間体積は十分大きく、増加した熱負荷が全て室内の空気に伝達されたとしても、室温の上昇は約0.1 であり、燃料取扱棟の雰囲気に対して有意な影響はないと考えています。

また、蒸散量についても、使用済燃料プールの水温が1 程度増加しても、蒸散量の増加量はわずかと考えています。

燃料取扱棟は管理区域であるため、放射性じんあいの建屋外への飛散防止を目的としたフィルター付きの燃料取扱棟空調設備を設けておりますが、上述のとおり、室温の上昇及び蒸散量の増加量はわずかと考えられることから、フィルターへの影響は小さく、設備を変更する必要はないと考えています。

なお、燃料取扱棟空調設備は外気により換気/冷却する設備であり、チラー（空調用冷水設備）による冷却は実施していません。

使用済燃料ピットの水温にかかわらず、建屋内の温湿度について 詳細な評価を行っておりません。

作業環境への影響については、国内の多くの原子力発電所にて、使用済燃料ピットの水温が 52 の場合を建屋内の作業環境上支障のない温度として設定しており、その温度を満足していること、また、上述のとおり室温の上昇及び蒸散量の増加量はわずかであることから、作業環境上の支障はないと考えています。

また、燃料取扱棟空調設備は、1 時間で燃料取扱建屋内の空間容量（約 40,000 m<sup>3</sup>）の 2 倍の換気が可能な設計（ ）となっていることから、使用済燃料ピットの水温が 52 であったとしても建屋内の温度が 52 となることはなく、建屋内の温湿度は外気の温湿度と同程度になると考えています。

燃料取扱棟排気ファン容量：1,350 m<sup>3</sup>/min（81,000 m<sup>3</sup>/h）