

黄色二重枠線は、R2.1.27審査
会合からの変更箇所を示す。

STACY施設等の設置変更許可申請書について 概要説明資料

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
原子力科学研究所

令和2年4月20日

変更の内容

(1) TCA施設の使用済燃料処分方法の変更

TCA施設(平成31年4月26日廃止措置計画認可申請)の使用済燃料の処分の方法を変更する。当該燃料はSTACY施設の核燃料物質貯蔵設備で貯蔵する。

(2) STACY施設におけるTCA使用済棒状燃料貯蔵設備の設置

STACY施設において、TCA施設の使用済燃料を貯蔵するため、核燃料物質貯蔵設備の貯蔵能力を変更し、使用済燃料貯蔵設備を新たに設置する。

(3) 敷地境界及び周辺監視区域境界の変更

日本原子力発電(株)が東海第二発電所に緊急時対策所等を設置する用地として原子力科学研究所北側の敷地の一部を貸与することに伴い、原子力科学研究所の敷地境界及び周辺監視区域境界を変更する。

(1) TCA施設の使用済燃料処分方法の変更

○TCA施設の使用済燃料の処分の方法

【変更前】

使用済燃料は、本施設の核燃料物質貯蔵施設において貯蔵する。

【変更後】(※印は補足説明として追加したもの)

使用済燃料は、国内又は我が国と原子力の平和利用に関する協力のための協定を締結している国の組織に再処理を委託又は引取りを依頼して引き渡す※。
引渡しまでの間は、STACY施設の核燃料物質貯蔵施設において貯蔵する。

~~※5ページに詳述のとおり、プルトニウムについては利用又は譲渡しも含まれる。~~
上記取り消し線に係る記載削除の理由については5ページで説明する。

【参考】使用済燃料を他の原子炉施設に搬出し、貯蔵管理のみを行うことについては、同様の事例として、VHTRC(廃止措置完了)の使用済燃料をSTACYで貯蔵管理している実績がある。また、JRR-4(廃止措置中)の使用済燃料は、JRR-3で貯蔵管理されている。これらの前例に倣い、TCAの使用済燃料をSTACYで安全に貯蔵管理するために必要な措置を講じる。

(2) 使用済棒状燃料貯蔵設備の設置(1/23)

○使用する核燃料物質の種類及びその年間予定使用量の変更
(年間予定使用量は0kg、貯蔵管理のみを行う)

使用済棒状燃料

- ・酸化ウラン燃料(低濃縮、天然)
 ^{235}U 濃縮度 約0.7~3.2 wt%
貯蔵許可量 2,092 kgU
- ・ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料
プルトニウム富化度 約1.2~4.7 wt%
 ^{235}U 濃縮度 約0.7 wt%
貯蔵許可量 1 kgPu, 37 kgU
- ・酸化トリウム燃料
貯蔵許可量 40 kgTh

○STACY施設の「核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設」に「使用済棒状燃料貯蔵設備」を追加

【申請書 別紙2 P.5 共通編】

【申請書 別紙2 P.8 別冊10】

(2) 使用済棒状燃料貯蔵設備の設置(2/23)

○STACY施設の「貯蔵管理のみを行う燃料の貯蔵」について、以下を追記

「TCA施設から引き渡された使用済棒状燃料は、U保管室内の使用済棒状燃料貯蔵設備に貯蔵する。なお、使用済棒状燃料は、STACYでは使用しない。

~~使用済棒状燃料のうちウラン・プルトニウム混合酸化物燃料については、国のエネルギー・原子力政策等に沿った研究開発等での利用又は国内外への譲渡を行う計画である。」~~

TCAの燃料は、許可上の区分は「使用済燃料」であるが、蓄積される核分裂生成物は僅少であり、新燃料と同様に利用の可能性を考慮して、申請当初はプルトニウムの利用方針を記載する必要があると考えていた。

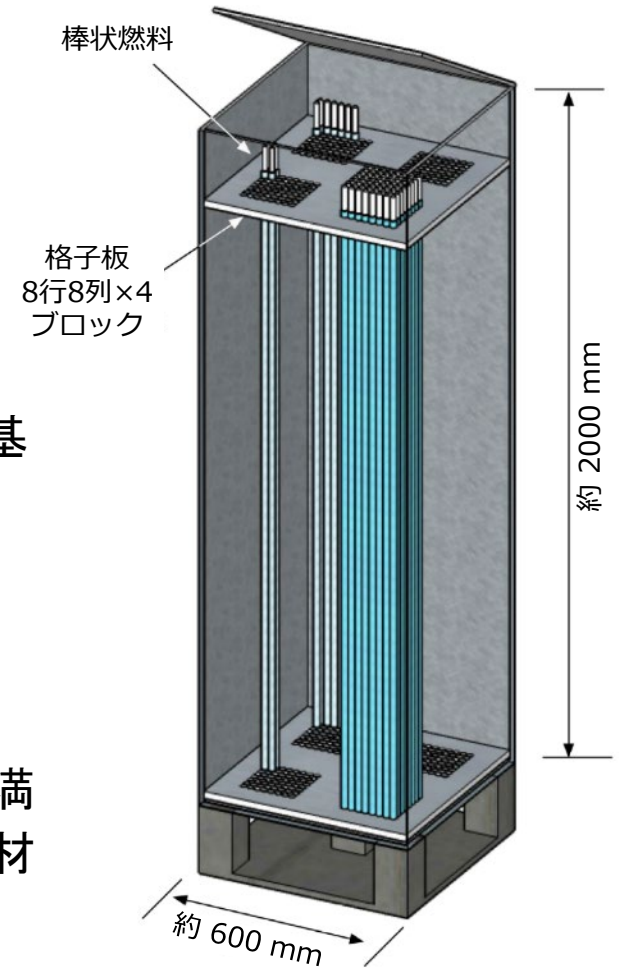
しかしながら、使用済燃料として区分した燃料は利用に供しないものであると判断し、上記プルトニウムの利用に関する記載(見え消し部分)を削除する。

(2) 使用済棒状燃料貯蔵設備の設置 (3/23)

○使用済棒状燃料貯蔵設備の主な機器仕様

使用済棒状燃料収納容器

型式	正方格子配列角型容器
基数	9 基 ・酸化ウラン燃料用収納容器 8基 ・ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料 及び酸化トリウム燃料用収納容器 1基
容量	256 本／基
寸法制限值	8 × 8 格子配列 (4 ブロック) 格子間隔 2.0cm 以上、2.3cm 以下 配列面間距離 11.6cm 以上 設備の変形等により寸法制限值が満足されない場合に備え、中性子吸収材 (ボロン含有シート等) を併用
主要材料	鋼材



使用済棒状燃料収納容器概要図(案)

(2) 使用済棒状燃料貯蔵設備の設置(4/23)

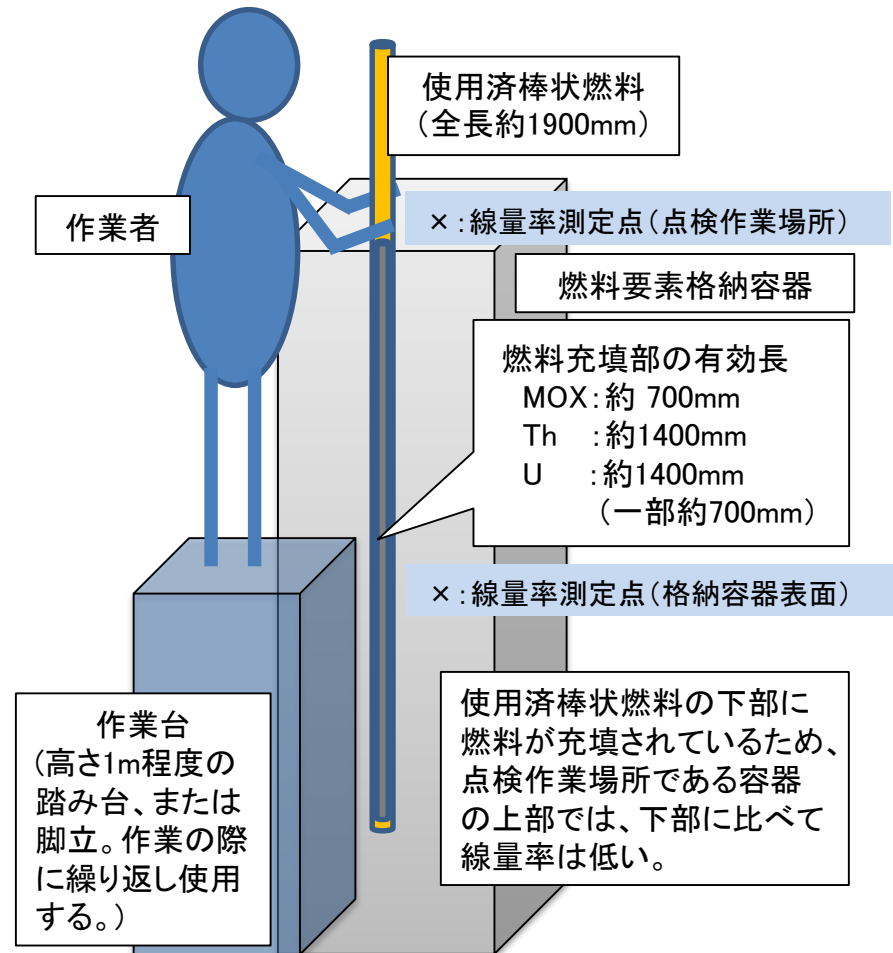
- TCA施設からSTACY施設に引き渡された使用済棒状燃料は、U保管室の使用済棒状燃料貯蔵設備に貯蔵(同室内で使用済棒状燃料の点検等を実施)
- 燃料貯蔵に伴い、U保管室の遮蔽設計区分を変更
区画Ⅲ($\leq 60\mu\text{Sv/h}$) \rightarrow 区画Ⅳ($> 60\mu\text{Sv/h}$)

STACY施設 遮蔽設計区分説明図(1階)

(2) 使用済棒状燃料貯蔵設備の設置 (5/23)

(R2.1.27審査会合コメント:規則第16条への適合に関して、核分裂生成物の量が微量であり、放射線の遮蔽及び崩壊熱の除去のための設備を要しないことを定量的に説明すること。)

最大線量率が60 μ Sv/h
以上であり、U保管室の
遮へい設計区分を変更



(2) 使用済棒状燃料貯蔵設備の設置(6/23)

(R2.1.27審査会合コメント:規則第16条への適合に関して、核分裂生成物の量が微量であり、放射線の遮蔽及び崩壊熱の除去のための設備を要しないことを定量的に説明すること。)

○使用済棒状燃料による線量率

使用済棒状燃料はTCA施設において、年に数回、手作業により数量確認及び外観点検を実施しているが、**作業場所の線量率は最大でも約 $30 \mu\text{Sv/h}$** である。すべての使用済棒状燃料の数量確認及び外観点検に要する時間は、1回あたり1時間～2時間(作業台上での作業は1時間程度)であり、その際の**作業者の被ばく量は $10 \mu\text{Sv}$ 程度**である。STACY施設での貯蔵の際も、同様の管理を行うため、作業員の被ばく量についても同等となる。なお、STACY施設での点検においては鉛エプロン等を着用する。

(今後の線量率の上昇要因について)

MOX燃料中のAm241がPu241(半減期約14年)の壊変で増加するため、Am241からの低エネルギー γ 線(約0.06MeV)は今後も増加する傾向にある。しかし、燃料受入後約44年が経過した現時点でPu241の約88%が壊変しているため、Am241による今後の線量率増加は約12%程度にとどまり、全体の線量率に大きな影響を与えることはない。

以上の理由から、**使用済棒状燃料の貯蔵にあたっては放射線の遮蔽のための設備を要しない。**

(2) 使用済棒状燃料貯蔵設備の設置(7/23)

(R2.1.27審査会合コメント:規則第16条への適合に関して、核分裂生成物の量が微量であり、放射線の遮蔽及び崩壊熱の除去のための設備を要しないことを定量的に説明すること。)

○核分裂生成物の放射エネルギー及び崩壊熱

使用済棒状燃料の全量が、これまでの全ての運転(総積算出力約14kWh)で炉心に装荷されていたものとした保守的な条件で、燃料中に残存する核分裂生成物の放射エネルギーをORIGEN-Sにより評価した。また、それらによる崩壊熱の影響について評価した。(P.11表参照)

【崩壊熱】

全燃料中の核分裂生成物の崩壊による放射線のエネルギーが、全て熱エネルギーとして1kgのアルミ被覆管に吸収されたと仮定した場合の温度の上昇率を次式により求めた。

$$T_x = A_x \times E_x \times 1.602 \times 10^{-19} / C_{AL} \times 2678400$$

温度の上昇率 T_x (°C/月)

核種Xの放射エネルギー A_x (Bq)

核種Xの1壊変当たりの放出エネルギー E_x (eV)

1eV = 1.602×10^{-19} (J)

アルミ被覆の比熱 C_{AL} : 896 (J/(kg・K))

1ヶ月 = 2678400(秒)

評価の結果、温度の上昇は放熱を考慮しない場合でも1ヶ月で約0.5°Cである。このため、崩壊熱を除去する機能を要しない。

(2) 使用済棒状燃料貯蔵設備の設置(8/23)

(R2.1.27審査会合コメント:規則第16条への適合に関して、核分裂生成物の量が微量であり、放射線の遮蔽及び崩壊熱の除去のための設備を要しないことを定量的に説明すること。)

TCA使用済棒状燃料中に残存する核分裂生成物

No.	核種	放射能量 (MBq)	エネルギー (MeV)	放出割合 (%)	温度上昇率 (°C/月)
1	⁸⁵ Kr	26.7	0.514(γ線)	0.43	2.83E-05
2	⁸⁵ Kr		0.687(β線)	99.57	8.75E-03
3	⁹⁰ Sr	244	0.546(β線)	100	6.38E-02
4	⁹⁰ Y	244	2.279(β線)	99.99	2.66E-01
5	¹⁰⁶ Ru	21.1	0.0394(β線)	100	3.98E-04
6	¹⁰⁶ Rh	21.1	2.03(β線)	1.5	3.08E-04
7	¹⁰⁶ Rh		2.46(β線)	9.7	2.41E-03
8	¹⁰⁶ Rh		3.08(β線)	8.4	2.61E-03
9	¹⁰⁶ Rh		3.54(β線)	79.3	2.84E-02
10	¹⁰⁶ Rh		0.512(γ線)	19.0	9.83E-04
11	¹⁰⁶ Rh		0.616(γ線)	0.82	5.10E-05
12	¹⁰⁶ Rh		0.622(γ線)	9.79	6.15E-04
13	¹⁰⁶ Rh		0.874(γ線)	0.45	3.97E-05
14	¹⁰⁶ Rh		1.051(γ線)	1.6	1.70E-04
15	¹⁰⁶ Rh		1.128(γ線)	0.42	4.79E-05
16	¹⁰⁶ Rh		1.562(γ線)	0.17	2.68E-05
17	¹³⁷ Cs	275	0.511(β線)	94.6	6.37E-02
18	¹³⁷ Cs		1.173(β線)	5.4	8.34E-03
19	^{137m} Ba	275	0.662(γ線)	89.9	7.84E-02
合計					0.525

⁹⁰Sr-⁹⁰Y、¹⁰⁶Ru-¹⁰⁶Rh、¹³⁷Cs-^{137m}Baは放射平衡の状態にあるものとする。

(2) 使用済棒状燃料貯蔵設備の設置(9/23)

○安全設計

使用済棒状燃料貯蔵設備は、STACY施設の設置変更許可(平成30年1月許可)と同様の設計方針に基づき安全設計を行い、原子炉等規制法及び関連法令の要求に適合する設計とする

➤安全機能の重要度分類

- ・PS-3(安全機能:放射性物質の貯蔵)

➤耐震設計上の重要度分類

- ・耐震クラスC

➤臨界安全設計

- ・使用済棒状燃料貯蔵は、形状寸法管理による臨界安全設計を行い、設備容量分の燃料を収納しても未臨界となる設計とする
- ・使用済棒状燃料貯蔵設備の中性子実効増倍率は0.95以下とする
- ・臨界解析は、使用済棒状燃料貯蔵設備と同じ室内(U保管室)に存在するSTACY施設のウラン酸化物燃料貯蔵設備、使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備の単体並びにそれらを組み合わせた体系に対し、空气中水分率、反射条件等について想定し得る最も厳しい条件を設定して行う

(2) 使用済棒状燃料貯蔵設備の設置(10/23)

(R2.1.27審査会合コメント:寸法制限値が満足されない場合の臨界評価について、想定事象の内容及び中性子吸収材や他の貯蔵設備の影響等を含め、燃料体が臨界に達するおそれがないことを説明すること。)

1. 臨界安全設計について

臨界安全設計の成立性確認のため、形状寸法管理を適用している使用済棒状燃料貯蔵設備について、以下のとおり寸法制限値を満足する場合と満足しない場合の2段階で未臨界性を確認する。(詳細は設工認において説明予定)

	未臨界計算の内容
第1段階 (寸法制限値を満足する場合)	核燃料物質の臨界防止に係る規制上の要求を踏まえ、寸法制限値を満足する場合において、 空气中水分率(0%~100%[水没])、燃料間隔、反射条件等において最も厳しい条件を設定。
第2段階 (寸法制限値を満足しない場合)	規制上の要求に加えて、設備の変形等により寸法制限値が満足されず、さらに想定を超える津波により 設備が水没する場合においても、中性子吸収材(ボロン含有シート)を使用することによって、臨界になるおそれがないことを確認する。 なお、同一室内に存在する貯蔵設備の相互間は30 cm以上の離隔距離とする。核燃料保管庫(使用施設:政令第41条非該当)については、貯蔵量が小さく、核的に有意な影響を与えない。



いずれも中性子実効増倍率0.95以下

U保管室平面図

(2) 使用済棒状燃料貯蔵設備の設置 (11/23)

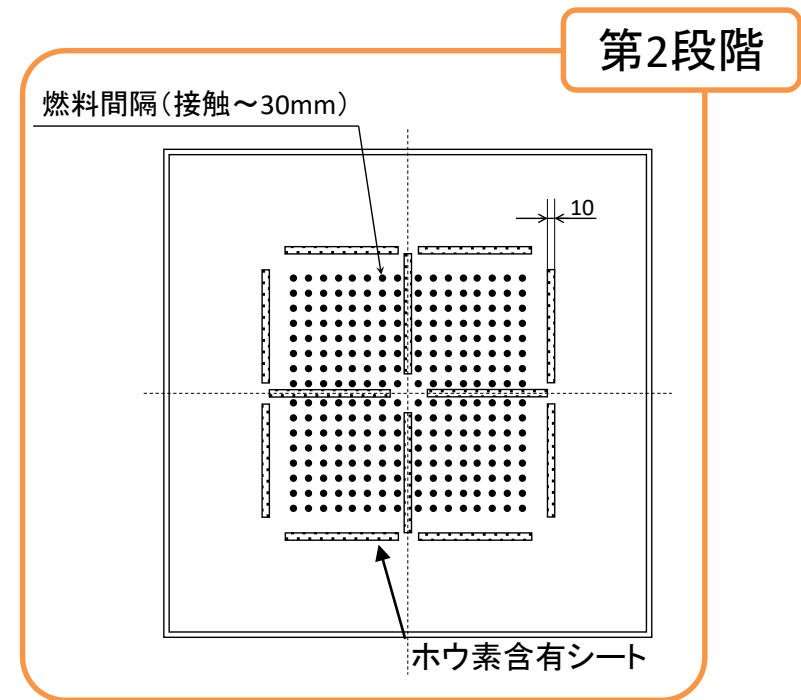
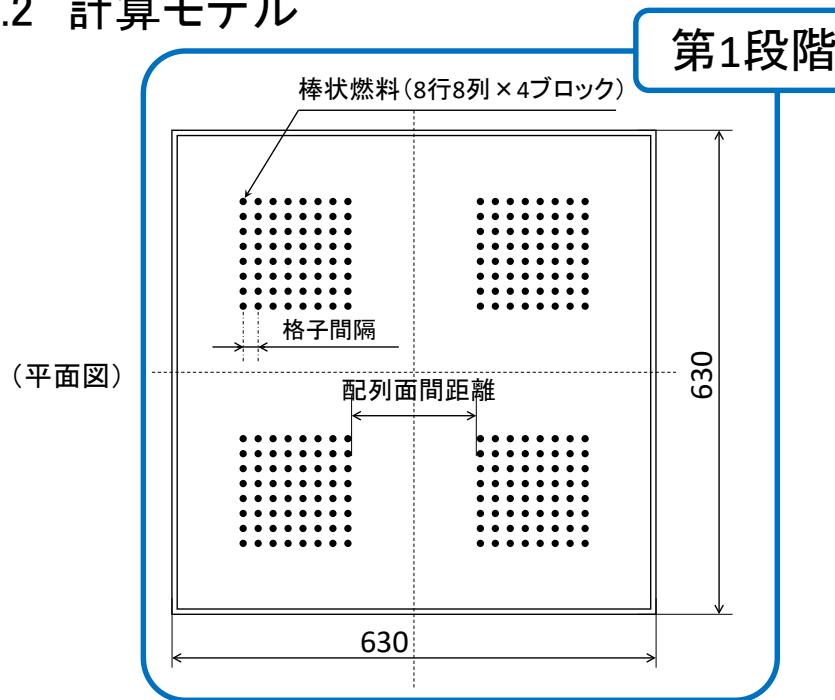
(R2.1.27 審査会合コメント: 寸法制限値が満足されない場合の臨界評価について、想定事象の内容及び中性子吸収材や他の貯蔵設備の影響等を含め、燃料体が臨界に達するおそれがないことを説明すること。)

2. 計算方法

2.1 計算コード及び断面積ライブラリ

計算に当たっては、計算コードは連続エネルギーモンテカルロ計算コード MVP、断面積ライブラリはJENDL-3.2を用いた。

2.2 計算モデル



地震による設備の変形等により寸法制限値が満足されなくなる場合を想定

(2) 使用済棒状燃料貯蔵設備の設置(12/23)

(R2.1.27 審査会合コメント:寸法制限値が満足されない場合の臨界評価について、想定事象の内容及び中性子吸収材や他の貯蔵設備の影響等を含め、燃料体が臨界に達するおそれがないことを説明すること。)

2.3 計算条件

- ・貯蔵設備の構造材、燃料被覆等は無視し、燃料部のみをモデル化する。
- ・ThO₂燃料は核分裂性核種を含まないため、MOX燃料に置き換えたモデルとする。
- ・燃料の種類毎の差異を無視し、代表組成で計算する。

濃縮度(富化度): ²³⁵U濃縮度: 最大約3.2wt%に対して3.4wt%

Pu富化度: 最大4.7wt%に対して5wt%

燃料寸法: 最小直径燃料(U燃料約0.96cm、MOX燃料約1.07cm)

1本あたりの核分裂性物質重量: 最大量の燃料

- ・計算モデルにおける棒状燃料の本数は、下記のとおりとする。

【実在庫量】

UO₂燃料: 1723本()、MOX燃料: 104本()

ThO₂燃料: 30本()

【計算モデル】

第1段階(棒状燃料収納容器へ収納可能な最大数である2304本(=256本/基×9基)で計算。)

UO₂燃料: 2048本(約4265kgU)、MOX燃料: 256本(約12.1kgPu+230kgU)

第2段階

UO₂燃料: 2048本(約4265kgU)、MOX燃料: 144本(約6.8kgPu+129kgU)

※ThO₂燃料を全てMOX燃料として、MOX燃料合計144本として評価

【許可制限値】

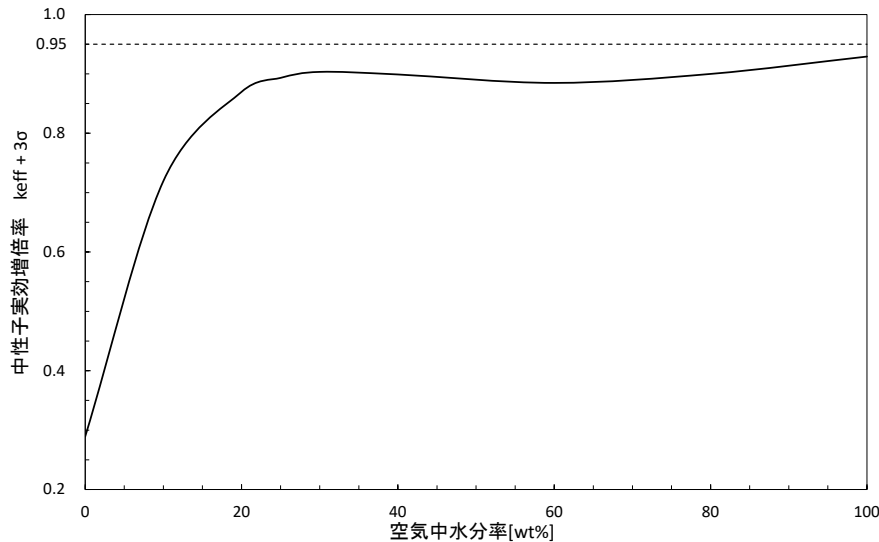
UO₂燃料: 最大2092kgU、MOX燃料: 最大1kgPu及び37kgU、ThO₂燃料: 最大40kgTh

(2) 使用済棒状燃料貯蔵設備の設置 (13/23)

(R2.1.27 審査会合コメント:寸法制限値が満足されない場合の臨界評価について、想定事象の内容及び中性子吸収材や他の貯蔵設備の影響等を含め、燃料体が臨界に達するおそれがないことを説明すること。)

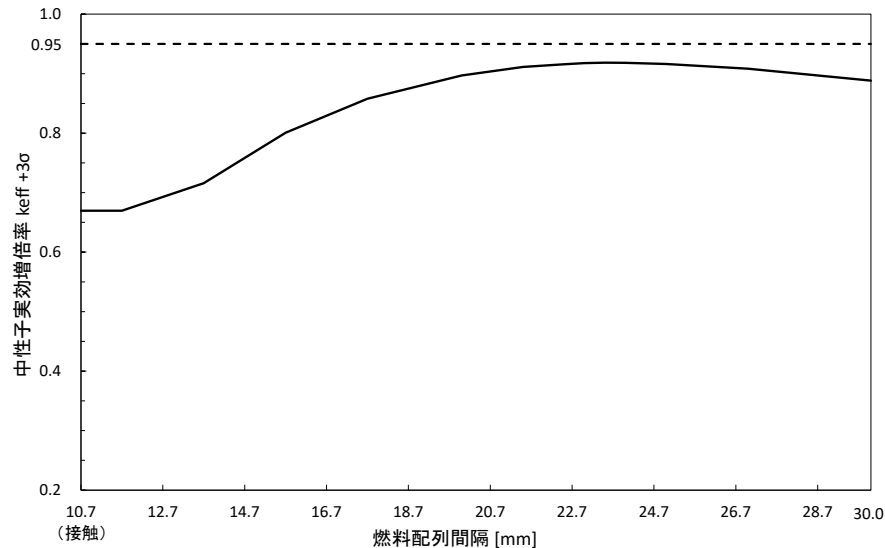
2.4 計算結果

第1段階



中性子実効増倍率 ($k_{eff} + 3\sigma$) は、格子間隔 23mm、配列面間距離が最小 (11.6cm) 及び 空気中水分率 100wt% のときに **最大値 約0.93** であり、未臨界判定基準である 0.95 を下回る。

第2段階



中性子実効増倍率 ($k_{eff} + 3\sigma$) は、燃料棒同士の間隔が 23.5mm の時に **最大値 約0.92** であり、未臨界判定基準である 0.95 を下回る。

(2) 使用済棒状燃料貯蔵設備の設置(14/23)

○安全設計(つづき)

- 試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則への適合

使用済棒状燃料貯蔵設備に対する適合性を以下に示す(それぞれの条文については参考資料参照)。なお、17、18、21ページに記載した各条項に対する使用済棒状燃料貯蔵設備の適合方針は、補正にて添付書類八に記載する。

第4条(地震による損傷の防止)第1項及び第2項

- ・使用済棒状燃料貯蔵設備は耐震重要度のCクラスに分類し、それに応じた耐震性を有する設計とする。

第8条(火災による損傷の防止)第1項

- ・火災の発生を防止するため、使用済棒状燃料貯蔵設備の主要材料は鋼材を用いる。

第12条(安全施設)第1項、第3項及び第4項

- ・使用済棒状燃料貯蔵設備の安全機能重要度分類をPS-3に分類し、それに応じて安全機能を確保する設計とする。
- ・予想される全ての環境条件に対して、その機能を発揮することができる設計とする。
- ・使用済棒状燃料貯蔵設備は試験又は検査が可能な設計とする。

(2) 使用済棒状燃料貯蔵設備の設置 (15/23)

(コメント:規則第13条への適合に関し、貯蔵設備の追加に対する事故影響の評価結果が、既存の許可書の事故影響の評価結果に包含されることを定量的に説明すること。)

○安全設計(つづき)

➤ 試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則への適合(つづき)

第13条(運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止)第2項

- ・TCAの使用済棒状燃料の全数破損による公衆の被ばく線量は 2.8×10^{-10} mSvであり、現在のSTACY設計基準事故(①運転直後の棒状燃料20本の落下等による破損、②溶液燃料800kgUの漏えい)による公衆の被ばく線量(① 3.1×10^{-4} mSv、② 6.1×10^{-4} mSv)に包含される。

第16条(燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設)第2項

- ・TCAの使用済棒状燃料の取扱いは、比較的線量の高いトリウム燃料も含めて作業員の手作業で行うため、取扱施設を必要としない。
- ・使用済棒状燃料貯蔵設備は貯蔵管理に必要な容量を有する設計とする。また、想定されるいかなる場合でも臨界に達するおそれがない設計とする。
- ・使用済棒状燃料に蓄積される核分裂生成物は僅少であって放射線量が低く、その取扱いに当たって遮蔽を必要としない。また、崩壊熱を除去する機能を必要としない。

第25条(放射線からの放射線業務従事者の防護)第1項

- ・放射線業務従事者が立ち入る場所の機器の配置、立入り頻度、滞在時間を考慮して、U保管室の遮蔽設計区分をIVとし立ち入り制限を行う。また、U保管室は、放射線に対して適切な遮蔽能力を有する鉄筋コンクリート造の遮蔽壁が設けられている。

(2) 使用済棒状燃料貯蔵設備の設置(16/23)

(コメント:規則第13条への適合に関し、貯蔵設備の追加に対する事故影響の評価結果が、既存の許可書の事故影響の評価結果に包含されることを定量的に説明すること。)

OTCAの使用済棒状燃料による事故事象及び被ばく評価方法*

すべての使用済棒状燃料の被覆管が破損してFPが放出する事象を想定し、環境へ放出された放射性物質による一般公衆の被ばく線量として、呼吸に伴う吸入摂取による内部被ばく及びガンマ線放出核種からの外部被ばくを評価した。

放射性物質の吸入摂取による内部被ばくの実効線量 D_i

$$D_i = R \cdot (\chi / Q) \cdot \sum \{(DC)_i \cdot Q_i\}$$

D_i : 核種 i の吸入に伴う内部被ばくによる実効線量(Sv)
 R : 呼吸率(成人の場合 $1.2\text{m}^3/\text{h}$ 、小児の場合 $0.31\text{m}^3/\text{h}$)
よう素については、小児の値を使用する。
 χ / Q : 相対濃度(h/m^3)
 $(DC)_i$: 1Bq の核種 i を吸入摂取したときの実効線量係数(Sv/Bq)
よう素については、小児(1歳)の値を使用する。
 Q_i : 核種 i の放出量(Bq)

放射性物質の外部被ばくの実効線量 D_γ

$$D_\gamma = K_\gamma \cdot (D / Q) \cdot \sum \{Q_{\gamma i}\}$$

D_γ : γ 線の外部被ばくによる実効線量(Sv)
 K_γ : 空気カーマから実効線量への換算係数(Sv/Gy)(=1)
 D / Q : 相対線量($\text{Gy}/(\text{MeV} \cdot \text{Bq})$)
 $Q_{\gamma i}$: 核種 i の γ 線換算放出量($\text{MeV} \cdot \text{Bq}$)
(= γ 線実効エネルギー(MeV) \times 放出量 Q_i (Bq))

* TCA廃止措置計画認可申請に係る審査会合資料(令和元年7月18日)より抜粋

(2) 使用済棒状燃料貯蔵設備の設置(17/23)

(コメント:規則第13条への適合に関し、貯蔵設備の追加に対する事故影響の評価結果が、既存の許可書の事故影響の評価結果に包含されることを定量的に説明すること。)

○評価条件*

- FPは長半減期核種であるKr-85及びI-129とし、その全量が放出(Kr-85: 2.7×10^7 Bq、I-129: 7.2×10^1 Bq)
- FPの放射エネルギーは、総積算出力分(約14kW・h)の運転を定格の200Wで70時間連続で行ったと仮定し、最終運転日から約6年経過後の2017年3月末における値を使用
- FPの放射エネルギーは燃料の種類(U、Pu、Th)ごとの評価結果を全燃料に適用して合算

○評価結果*

- 敷地境界外における最大内部被ばく線量 : 1.6×10^{-10} mSv
- 敷地境界外における最大外部被ばく線量 : 1.2×10^{-10} mSv
- 合計 : 2.8×10^{-10} mSv

TCA使用済棒状燃料の全数破損による公衆の被ばく線量は 2.8×10^{-10} mSvであり、現在のSTACY設計基準事故(溶液燃料800kgUの漏えい)の評価結果(6.1×10^{-4} mSv)に比べて十分に小さい。

* TCA廃止措置計画認可申請に係る審査会合資料(令和元年7月18日)より抜粋

(2) 使用済棒状燃料貯蔵設備の設置(18/23)

(R2.1.27審査会合コメント:規則第25条への適合に関して、U保管室が放射線に対して適切な遮蔽能力を有することを定量的に説明すること。)

○安全設計(つづき)

➤ 試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則への適合(つづき)

第13条(運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止)第2項

- ・TCAの使用済棒状燃料の全数破損による公衆の被ばく線量は 2.8×10^{-10} mSvであり、現在のSTACY設計基準事故(①運転直後の棒状燃料20本の落下等による破損、②溶液燃料800kgUの漏えい)による公衆の被ばく線量(① 3.1×10^{-4} mSv、② 6.1×10^{-4} mSv)に包含される。

第16条(燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設)第2項

- ・TCAの使用済棒状燃料の取扱いは、比較的線量の高いトリウム燃料も含めて作業員の手作業で行うため、取扱施設を必要としない。
- ・使用済棒状燃料貯蔵設備は貯蔵管理に必要な容量を有する設計とする。また、想定されるいかなる場合でも臨界に達するおそれがない設計とする。
- ・使用済棒状燃料に蓄積される核分裂生成物は僅少であって放射線量が低く、その取扱いに当たって遮蔽を必要としない。また、崩壊熱を除去する機能を必要としない。

第25条(放射線からの放射線業務従事者の防護)第1項

- ・放射線業務従事者が立ち入る場所の機器の配置、立入り頻度、滞在時間を考慮して、U保管室の遮蔽設計区分をIVとし立ち入り制限を行う。また、U保管室は、放射線に対して適切な遮蔽能力を有する鉄筋コンクリート造の遮蔽壁が設けられている。

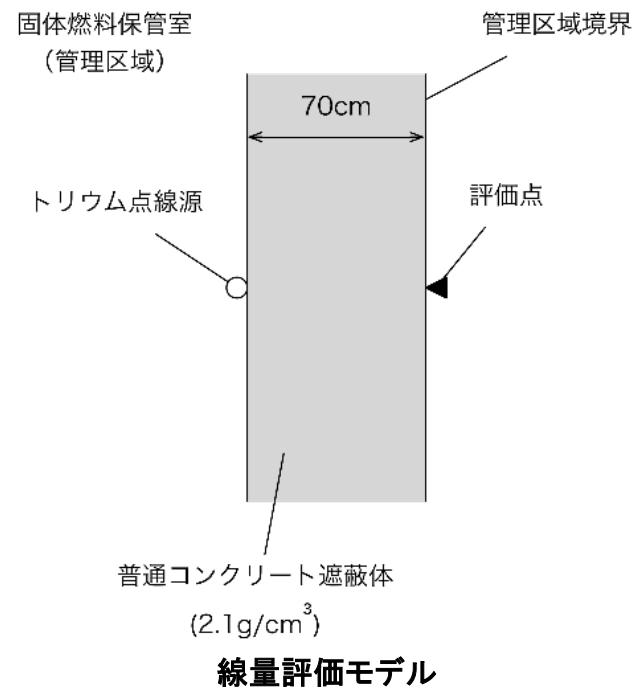
(2) 使用済棒状燃料貯蔵設備の設置(19/23)

(R2.1.27審査会合コメント:規則第25条への適合に関して、U保管室が放射線に対して適切な遮蔽能力を有することを定量的に説明すること。)

トリウム燃料からの高エネルギーの γ 線に対してU保管室のコンクリート壁が十分な遮蔽性能を有し、管理区域境界の線量基準である $2.6 \mu\text{Sv/h}$ ($1.3 \text{ mSv}/500\text{時間}$) を満足することを確認した。トリウムの量を保守的に評価するため、トリウム燃料の1本あたりの最大量である 1400 g を 1500 g と設定し、総量を 45 kg (160.5 MBq) とした。 γ 線源は ^{232}Th の他、トリウム系列の娘核種のうち高エネルギーの γ 線を出す ^{228}Ra 、 ^{212}Pb 及び ^{208}Tl を評価対象とした。娘核種はすべて放射平衡に達しているものとした。評価する γ 線エネルギー等を下表に示す。また、線量評価モデルを下図に示す。

トリウム燃料から放出される γ 線

No	核種	エネルギー (MeV)	放出割合 (%)	実効線量換算係数 (pSv cm^2)	実効線量透過率 (-)
1	^{232}Th	0.0638	16	0.3881	1.428×10^{-14}
2	//	0.141	0.021	0.7075	1.240×10^{-7}
3	^{228}Ra	0.0877	0.0044	0.4682	1.723×10^{-10}
4	//	0.101	0.0012	0.5212	2.240×10^{-9}
5	^{212}Pb	0.239	43.3	1.1989	5.546×10^{-6}
6	//	0.300	3.28	1.5100	1.819×10^{-5}
7	^{208}Tl	0.277	6.3	1.3932	1.222×10^{-5}
8	//	0.511	22.6	2.5197	1.707×10^{-4}
9	//	0.583	84.5	2.8369	2.771×10^{-4}
10	//	0.861	12.4	3.9657	1.061×10^{-3}
11	//	2.615	99.2	8.9943	1.834×10^{-2}



(2) 使用済棒状燃料貯蔵設備の設置(20/23)

(R2.1.27審査会合コメント:規則第25条への適合に関して、U保管室が放射線に対して適切な遮蔽能力を有することを定量的に説明すること。)

トリウム点線源による70cm厚コンクリートを介した線量率は、次式により求めた。燃料ペレット及び棒状燃料収納容器の構造材による遮へいは考慮しないものとした。

$$E_{Th} = \frac{S}{4\pi r^2} \sum_{i=1}^{11} \varepsilon_i (E/\phi)_i \cdot Fa \cdot 3600$$

E_{Th}	: 評価点の線量率(Sv/h)
S	: 線源の放射能(MBq)
r	: 線源から評価点までの距離(70 cm)
ε_i	: ガンマ線 <i>i</i> の放出割合
$(E/\phi)_i$: ガンマ線 <i>i</i> の実効線量換算係数(pSv cm ²)
Fa	: ガンマ線 <i>i</i> の70 cm厚コンクリートに対する実効線量透過率(表1参照)

評価の結果、管理区域境界の線量率は基準値の2.6 μSv/hに対して約1.6 μSv/hであり、U保管室は放射線に対して適切な遮蔽能力を有する。(詳細は設工認において説明予定)

なお、MOX燃料中のAm241のγ線エネルギーは約0.06MeVと低いため、コンクリートによる遮へい効果が大きく、十分に低減される。Am241のγ線に対するコンクリートの実効線量透過率は実際の半分の厚さ35cmでも 4.62×10^{-7} である。現在の線量実測値は $10^2 \mu\text{Sv/h}$ のオーダーであるため、35cmのコンクリート遮蔽によりAm241のγ線による線量は $10^{-5} \mu\text{Sv/h}$ のオーダーとなる。

また、核分裂生成物による線量を評価した結果、約 $23 \mu\text{Sv/h}$ であり、その約98%がCs137(Ba137m)による(P.24-25参照)。Cs137のγ線に対する70cm厚コンクリートの実効線量透過率は 4.55×10^{-4} であり、遮へいによりCs137のγ線は $10^{-2} \mu\text{Sv/h}$ のオーダーとなるため、核分裂生成物のγ線による放射線は十分に低減される。 23

(2) 使用済棒状燃料貯蔵設備の設置 (21/23)

(R2.1.27 審査会合コメント:規則第25条への適合に関して、U保管室が放射線に対して適切な遮蔽能力を有することを定量的に説明すること。)

【核分裂生成物による線量】

全燃料中の核分裂生成物を集めて点線源とした場合の距離1mの評価点における線量率を次式により求めた。燃料ペレット及び棒状燃料収納容器の構造材による遮へいは考慮しないものとした。

$$E_{FP} = \frac{S}{4\pi r^2} \sum_{i=1}^{19} \varepsilon_i (E/\phi)_i \cdot 3600$$

- E_{FP} : 評価点の線量率 (μ Sv/h)
 S : 線源の放射能 (MBq)
 r : 線源から評価点までの距離 (100 cm)
 ε_i : γ 線*i*の放出割合 (P.25表参照)
 $(E/\phi)_i$: γ 線*i*の実効線量換算係数 (P.25表参照) (pSv cm^2)

評価の結果、P.25の表に示すとおり、核分裂生成物による線量は全燃料の合計でも約23 μ Sv/hであり、その約98%がCs137によるものである。

(2) 使用済棒状燃料貯蔵設備の設置(22/23)

(R2.1.27 審査会合コメント:規則第25条への適合に関して、U保管室が放射線に対して適切な遮蔽能力を有することを定量的に説明すること。)

TCA使用済棒状燃料中に残存する核分裂生成物

No.	核種	放射能量 (MBq)	エネルギー (MeV)	放出割合 (%)	実効線量換算係数 (pSv cm ²)	線量率 (μ Sv/h)
1	⁸⁵ Kr	26.7	0.514(γ線)	0.43	2.5316	0.008
2	⁸⁵ Kr		0.687(β線)	99.57	—	—
3	⁹⁰ Sr	244	0.546(β線)	100	—	—
4	⁹⁰ Y	244	2.279(β線)	99.99	—	—
5	¹⁰⁶ Ru	21.1	0.0394(β線)	100	—	—
6	¹⁰⁶ Rh	21.1	2.03(β線)	1.5	—	—
7	¹⁰⁶ Rh		2.46(β線)	9.7	—	—
8	¹⁰⁶ Rh		3.08(β線)	8.4	—	—
9	¹⁰⁶ Rh		3.54(β線)	79.3	—	—
10	¹⁰⁶ Rh		0.512(γ線)	19.0	2.5383	0.292
11	¹⁰⁶ Rh		0.616(γ線)	0.82	2.9790	0.015
12	¹⁰⁶ Rh		0.622(γ線)	9.79	3.0040	0.178
13	¹⁰⁶ Rh		0.874(γ線)	0.45	4.0109	0.011
14	¹⁰⁶ Rh		1.051(γ線)	1.6	4.6682	0.045
15	¹⁰⁶ Rh		1.128(γ線)	0.42	4.9412	0.013
16	¹⁰⁶ Rh	1.562(γ線)	0.17	6.3343	0.007	
17	¹³⁷ Cs	275	0.511(β線)	94.6	—	—
18	¹³⁷ Cs		1.173(β線)	5.4	—	—
19	^{137m} Ba	275	0.662(γ線)	89.9	3.1642	22.422
合計						23.0

⁹⁰Sr-⁹⁰Y、¹⁰⁶Ru-¹⁰⁶Rh、¹³⁷Cs-^{137m}Baは放射平衡の状態にあるものとする。

(2) 使用済棒状燃料貯蔵設備の設置 (23/23)

○工事計画

令和(年度)		2				3			
		I	II	III	IV	I	II	III	IV
STACY施設	使用済棒状 燃料貯蔵設備	製作、検査							
						変更予定※			

※使用済棒状燃料貯蔵設備は先行使用とはせず、STACY更新炉の運転再開後(令和3年度第4四半期以降)から運用を開始するため、製作、検査の終了時期を延長する。
また、設工認取得時期を見直し、製作、検査の開始時期を延期する。

(3) 敷地境界及び周辺監視区域境界の変更(1/2)

日本原子力発電(株)が東海第二発電所に緊急時対策所等を設置する用地として原子力科学研究所北側の敷地の一部(約10万m²)を貸与する。

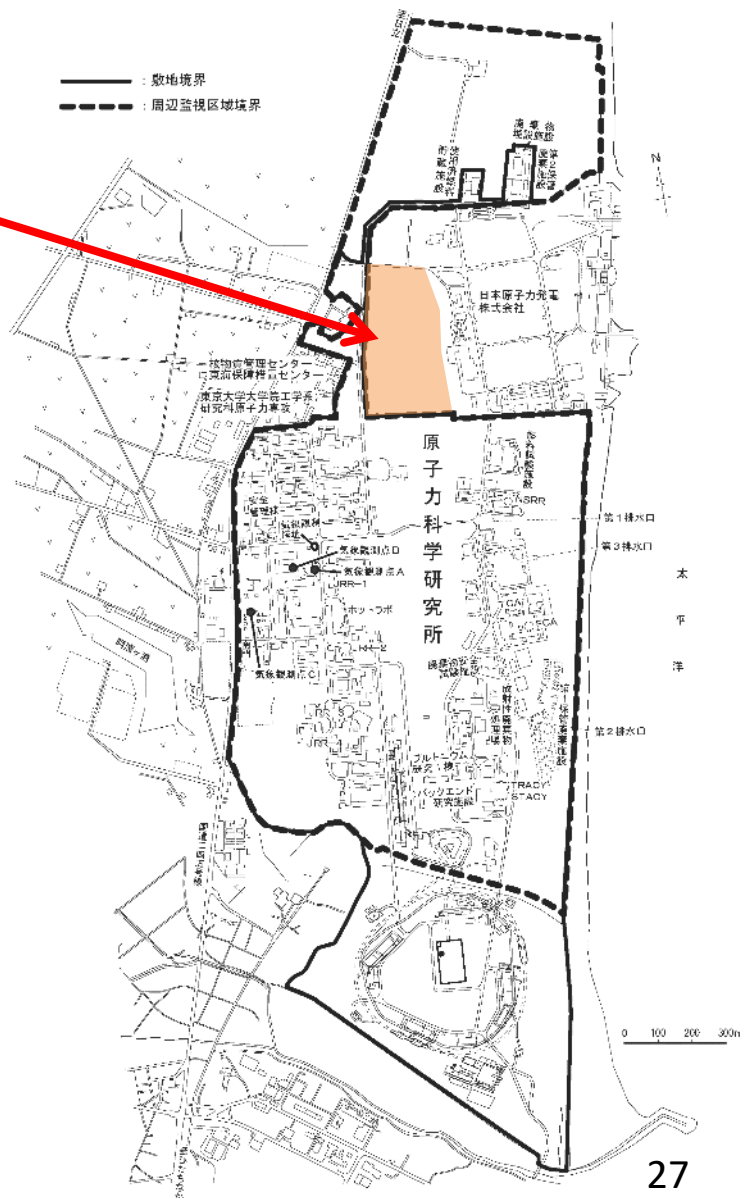
○敷地面積:約210万m² ⇒ 約200万m²

○今回貸与する敷地については、引き続き日本原子力発電(株)の周辺監視区域として居住の禁止等の措置が講じられるため、一般公衆の居住の可能性はない。このため、平常運転時における周辺監視区域外に居住する人(一般公衆)に対する被ばく評価の評価点及び事故時における敷地境界外に居住する人(一般公衆)に対する被ばく評価の評価点に変更はなく、いずれの評価結果にも影響はない。

○なお、周辺監視区域は、東海第二発電所の工事進捗に合わせて段階的に変更する必要がある。変更の都度、原子炉施設保安規定にて設定する周辺監視区域について認可を受ける。

【申請書 別紙2 P.3~4、9~10】

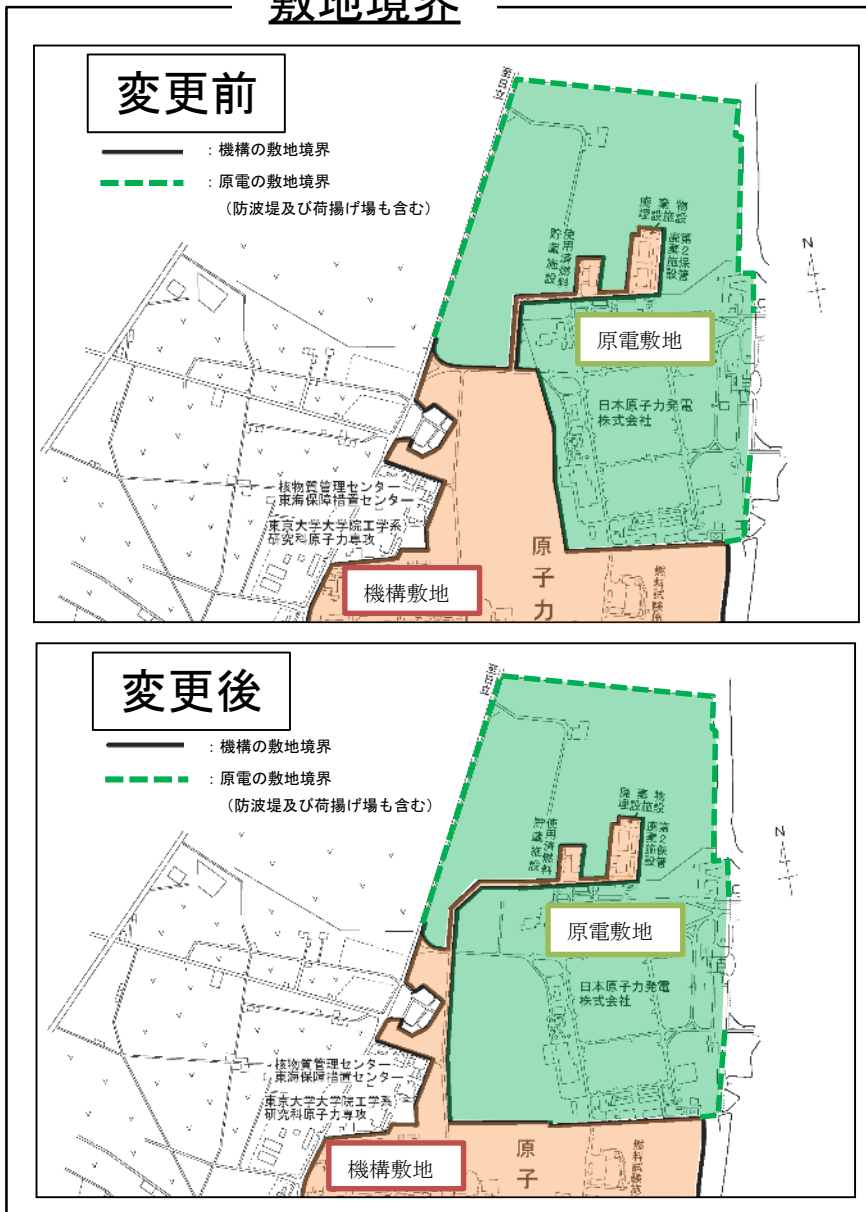
【申請書 添付書類 P.6-1~6-7、8-1~8-2、9-1~9-2】



(3) 敷地境界及び周辺監視区域境界の変更(2/2)

敷地境界

周辺監視区域境界



(参考) TCAの使用済燃料について

- ・TCAは定格200Wの臨界実験装置であり、これまでの約50年に亘る運転の総積算出力は約14kWhであることから、運転による核分裂生成物の蓄積はごくわずかである。このため、TCAの使用済燃料は新燃料と同等の取扱いが可能であり、燃料の冷却も不要である。

【TCAの運転実績】

- 昭和37年 初臨界
- 昭和46年 運転回数5,000回達成
- 平成2年 積算出力10,000WH達成
- 平成7年 教育研修実験開始
- 平成7年 運転回数10,000回達成
- 平成22年 運転終了

(総積算出力:約14kWh)

(参考) 試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則 (抜粋)

第四条(地震による損傷の防止)

試験研究用等原子炉施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。

- 2 前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある試験研究用等原子炉施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならない。
- 3 耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。
- 4 耐震重要施設は、前項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

第八条(火災による損傷の防止)

試験研究用等原子炉施設は、火災により当該試験研究用等原子炉施設の安全性が損なわれないよう、必要に応じて、火災の発生を防止することができ、かつ、早期に火災発生を感知する設備及び消火を行う設備(以下「消火設備」という。)並びに火災の影響を軽減する機能を有するものでなければならない。

- 2 消火設備は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても試験研究用等原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないものでなければならない。

第十二条(安全施設)

安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものでなければならない。

- 2 安全機能を有する系統のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものは、当該系統を構成する機械又は器具の単一故障(単一の原因によって一つの機械又は器具が所定の安全機能を失うこと(従属要因による多重故障を含む。))をいう。以下同じ。)が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、当該系統を構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するものでなければならない。
- 3 安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるものでなければならない。
- 4 安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、試験研究用等原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものでなければならない。
- 5 安全施設は、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により、安全性を損なわないものでなければならない。
- 6 安全施設は、二以上の試験研究用等原子炉施設と共用し、又は相互に接続する場合には、試験研究用等原子炉施設の安全性を損なわないものでなければならない。

(参考) 試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則 (抜粋)

第十六条(燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設)

試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料(以下この条において「燃料体等」と総称する。)の取扱施設を設けなければならない。

- 一 燃料体等を取り扱う能力を有するものとする。
 - 二 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする。
 - 三 崩壊熱により燃料体等が溶融しないものとする。
 - 四 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする。
 - 五 燃料体等の取扱中における燃料体等の落下を防止できるものとする。
- 2 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、燃料体等の貯蔵施設を設けなければならない。
- 一 燃料体等の貯蔵施設は、次に掲げるものであること。
 - イ 燃料体等を貯蔵することができる容量を有するものとする。
 - ロ 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする。
 - 二 使用済燃料その他高放射性の燃料体の貯蔵施設にあっては、前号に掲げるもののほか、次に掲げるものであること。ただし、使用済燃料中の原子核分裂生成物の量が微量な場合その他の放射線の遮蔽及び崩壊熱の除去のための設備を要しない場合については、この限りでない。
 - イ 使用済燃料その他高放射性の燃料体からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする。
 - ロ 貯蔵された使用済燃料その他高放射性の燃料体が崩壊熱により溶融しないものとする。
 - ハ 使用済燃料その他高放射性の燃料体の被覆材が著しく腐食するおそれがある場合は、これを防止できるものとする。
 - 二 放射線の遮蔽及び崩壊熱の除去に水を使用する場合にあっては、当該貯蔵施設内における冷却水の水位を測定でき、かつ、その異常を検知できるものとする。
- 3 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、燃料取扱場所の放射線量及び温度を測定できる設備を設けなければならない。
- 一 燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、及び警報を発することができるものとする。
 - 二 崩壊熱を除去する機能の喪失を検知する必要がある場合には、燃料取扱場所の温度の異常を検知し、及び警報を発することができるものとする。

(参考) 試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の 基準に関する規則 (抜粋)

第二十五条(放射線からの放射線業務従事者の防護)

試験研究用等原子炉施設は、外部放射線による放射線障害を防止する必要がある場合には、次に掲げるものでなければならない。

- 一 放射線業務従事者が業務に従事する場所における放射線量を低減できるものとする。
- 二 放射線業務従事者が運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、迅速な対応をするために必要な操作ができるものとする。
- 2 工場等には、放射線から放射線業務従事者を防護するため、放射線管理施設を設けなければならない。
- 3 前項の放射線管理施設には、放射線管理に必要な情報を原子炉制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備を設けなければならない。