

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年〇月〇日

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(1/19)

○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(2/19)

○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しを行う計画である。」~~

TCAの使用済棒状燃料は、施設の廃止措置に伴い使用目的を終えた燃料(使用済燃料)という位置付けであることから、「使用済燃料の処分の方法」に記載のとおり対応する。このため、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の利用又は譲渡しについては削除する。

なお、TCA燃料の許可上の区分は「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、実態としては新燃料と同様に利用することが可能であるが故、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。

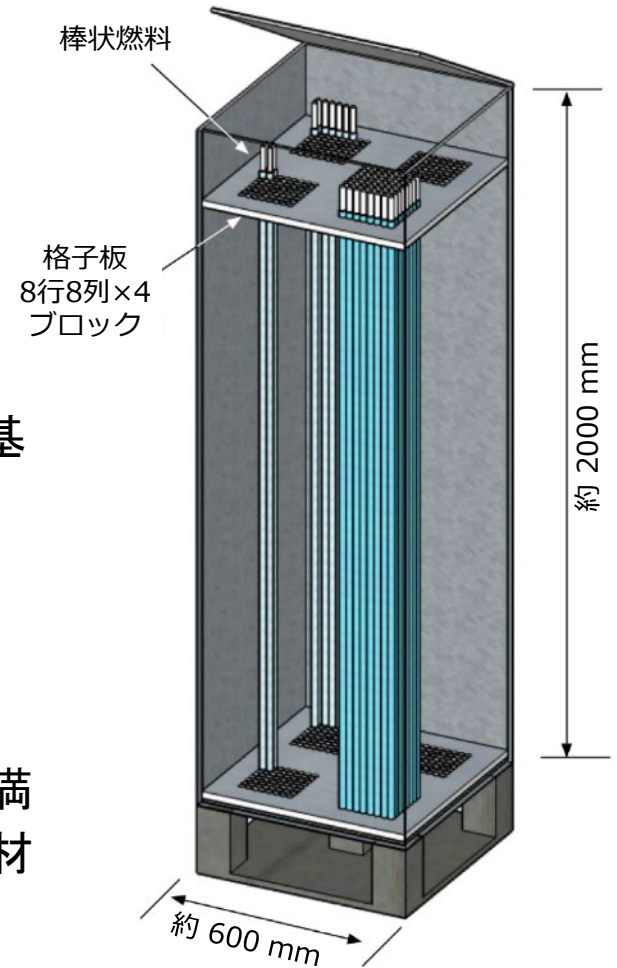
一方、TCAの使用済燃料は、他の臨界実験装置等の燃料として利用することは許認可上困難であるため、再処理を前提として国内外への譲渡しを行う予定である。これは共通編の「使用済燃料の処分の方法」に従った方針であり、申請時に記載したプルトニウムの利用方針については、利用目的を終えた使用済燃料を利用するような誤解を与える記載であったためこれを削除する。(記載を削除しても、処分の方法は変更ない)

(2) 使用済棒状燃料貯蔵設備の設置 (3/19)

○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(4/19)

- 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(5/19)

(R2.1.27審査会合コメント:核分裂生成物による崩壊熱や線量の定量的な説明)

○核分裂生成物による崩壊熱及び線量について

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.10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、P.10の表に示すとおり、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必要としない。

(2) 使用済棒状燃料貯蔵設備の設置(6/19)

(R2.1.27審査会合コメント:核分裂生成物による崩壊熱や線量の定量的な説明)

【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1 m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。

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

- 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.10表参照)
 $(E/\phi)_i$: γ 線*i*の実効線量換算係数 (P.10表参照) (μ Sv cm²)

評価の結果、P.10の表に示すとおり、総量でも約23 μ Sv/hとなり、室内の線量への寄与は小さい。

(2) 使用済棒状燃料貯蔵設備の設置(7/19)

(R2.1.27審査会合コメント:核分裂生成物による崩壊熱や線量の定量的な説明)

TCA使用済棒状燃料中に残存する核分裂生成物

No	核種	放射エネルギー (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)	温度上昇率 ($^{\circ}$ C/月)
1	⁸⁵ Kr	26.7	0.514(γ 線)	0.43	2.5316	0.008	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		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	2.5383	0.292	9.83E-04
11	¹⁰⁶ Rh		0.616(γ 線)	0.82	2.9790	0.015	5.10E-05
12	¹⁰⁶ Rh		0.622(γ 線)	9.79	3.0040	0.178	6.15E-04
13	¹⁰⁶ Rh		0.874(γ 線)	0.45	4.0109	0.011	3.97E-05
14	¹⁰⁶ Rh		1.051(γ 線)	1.6	4.6682	0.045	1.70E-04
15	¹⁰⁶ Rh		1.128(γ 線)	0.42	4.9412	0.013	4.79E-05
16	¹⁰⁶ Rh		1.562(γ 線)	0.17	6.3343	0.007	2.68E-05
17	¹³⁷ Cs		275	0.511(β 線)	94.6	—	—
18	¹³⁷ Cs	1.173(β 線)		5.4	—	—	8.34E-03
19	^{137m} Ba	275	0.662(γ 線)	89.9	3.1642	22.422	7.84E-02
合計						23.0	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(8/19)

(R2.1.27審査会合コメント:線量が比較的高い燃料を手作業で取り扱うことについての説明)

○使用済棒状燃料による線量率

現在、TCAの使用済棒状燃料を保管している貯蔵室の線量率をP.12の図に示す。これによれば燃料格納容器表面の最大線量率は約 $320 \mu\text{ Sv/h}$ である。したがって、P.7に示したとおりU保管室の遮へい設計区分を区画Ⅲ ($\leq 60 \mu\text{ Sv/h}$) から 区画Ⅳ ($> 60 \mu\text{ Sv/h}$) に変更し、立ち入り制限を行う。

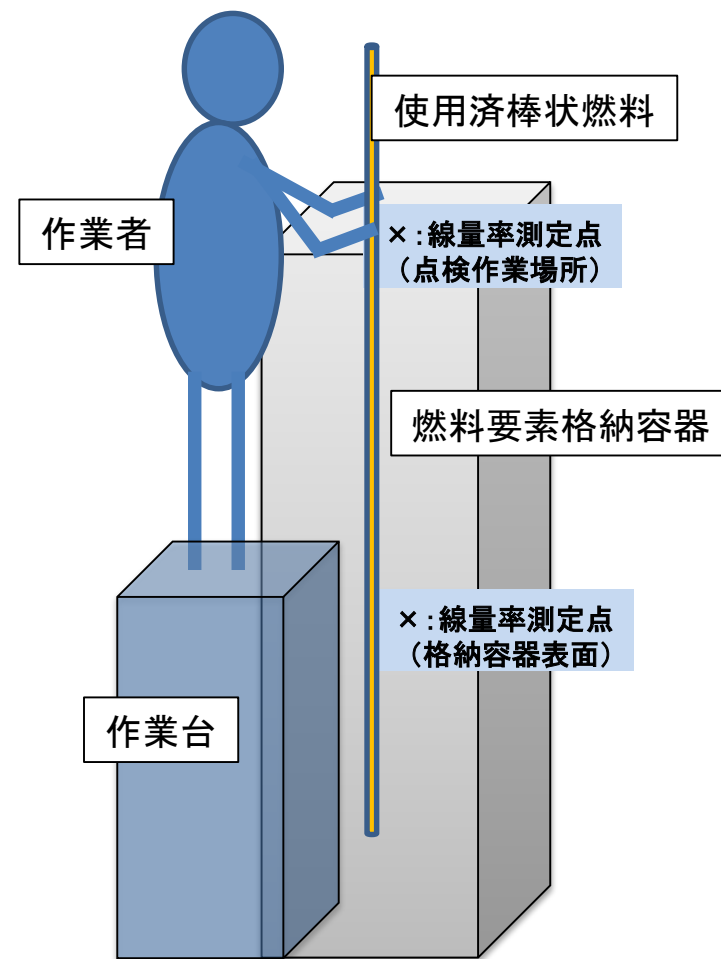
なお、使用済棒状燃料は、年に数回、手作業により数量確認及び外観点検を実施しており、その際の作業場所の最大線量率は約 $30 \mu\text{ Sv/h}$ である。点検作業1回当たりの作業時間は1時間～2時間であり、作業者の被ばく量は $10 \mu\text{ Sv}$ 程度である。STACY施設での貯蔵の際も、現在のTCAにおける管理と同様の管理を行うことから、作業員の被ばく量についても同等となる。

(線量率の上昇要因について)

使用済棒状燃料による線量率の上昇は、核分裂生成物からの放射線、トリウム燃料中の $\text{Th}208$ からの高エネルギー γ 線(約 2.6 MeV)及びMOX燃料中の $\text{Am}241$ からの低エネルギー γ 線(約 0.06 MeV)によるものである。なお、 $\text{Am}241$ は $\text{Pu}241$ (半減期約14年)の壊変で今後増加するが、現時点(燃料受入後約44年が経過)で $\text{Pu}241$ の約88%が壊変しているため、 $\text{Am}241$ 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。

(2) 使用済棒状燃料貯蔵設備の設置 (9/19)

(R2.1.27審査会合コメント:線量が比較的高い燃料を手作業で取り扱うことについての説明)



点検作業のイメージ

(2) 使用済棒状燃料貯蔵設備の設置(10/19)

○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(11/19)

(R2.1.27審査会合コメント:第1及び第2段階の臨界評価の説明)

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、 空気中水分率(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 (12/19)

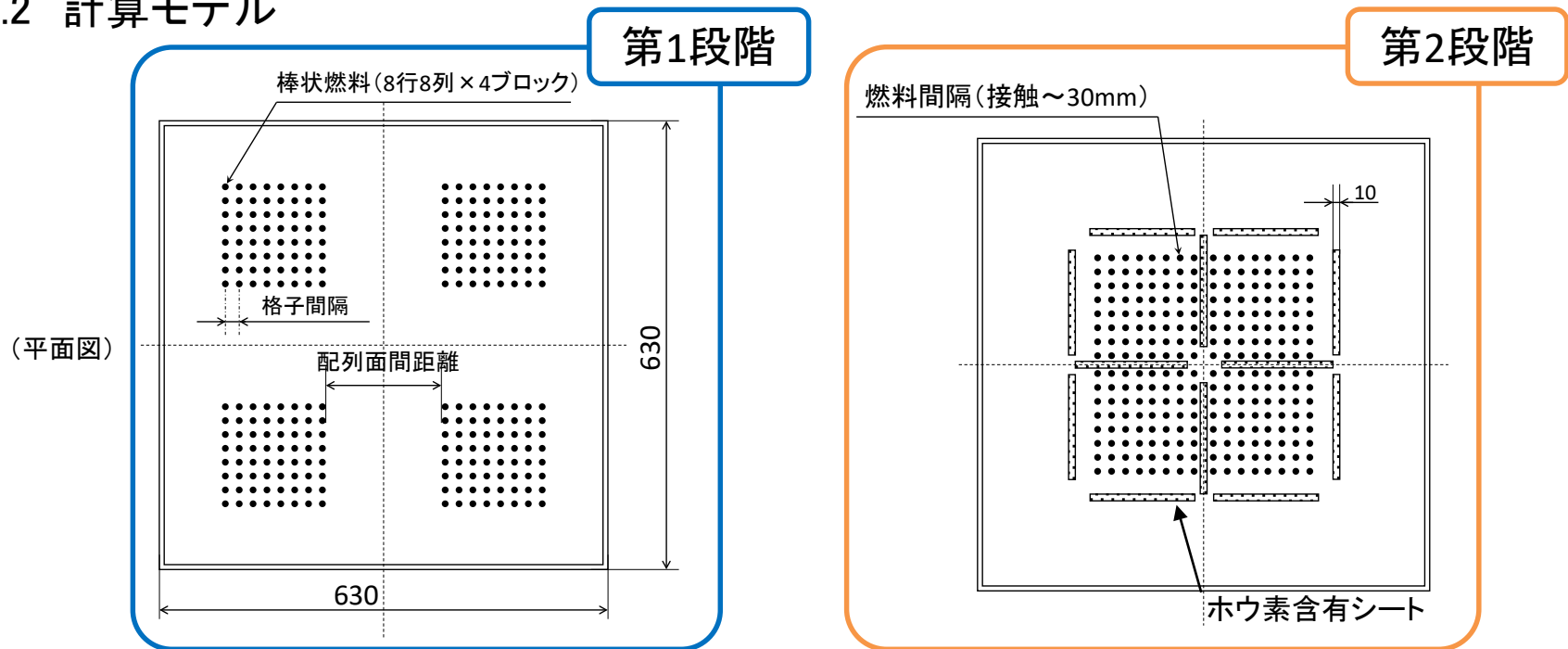
(R2.1.27審査会合コメント:第1及び第2段階の臨界評価の説明)

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(13/19)

(R2.1.27審査会合コメント:第1及び第2段階の臨界評価の説明)

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。
- ・ ThO_2 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): ^{235}U 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。

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)とする。

(実在庫量として、 UO_2 燃料1723本で、 ThO_2 燃料1本あたり平均約12.1kgPu+230kgUであり、1本あたり平均約4265kgUで臨界計算を実施。評価では2048本とし、1本あたりに挿入されているU量のうち最大のものに合わせて約4265kgUで臨界計算を実施。実在庫量としてMOX燃料104本で、 ThO_2 燃料30本であり、MOX燃料1本あたり平均約12.1kgPu+230kgU、 ThO_2 燃料1本あたり平均約12.1kgPu+230kgU。評価では ThO_2 燃料を全てMOX燃料としてMOX燃料合計256本とし、 UO_2 燃料と同様に最大のものに合わせて約12.1kgPu+230kgUで臨界計算を実施。)

第2段階: 実際に収納する本数(UO_2 燃料1723本、MOX燃料及び ThO_2 燃料計134本)に対して、それぞれ2048本、144本とする。

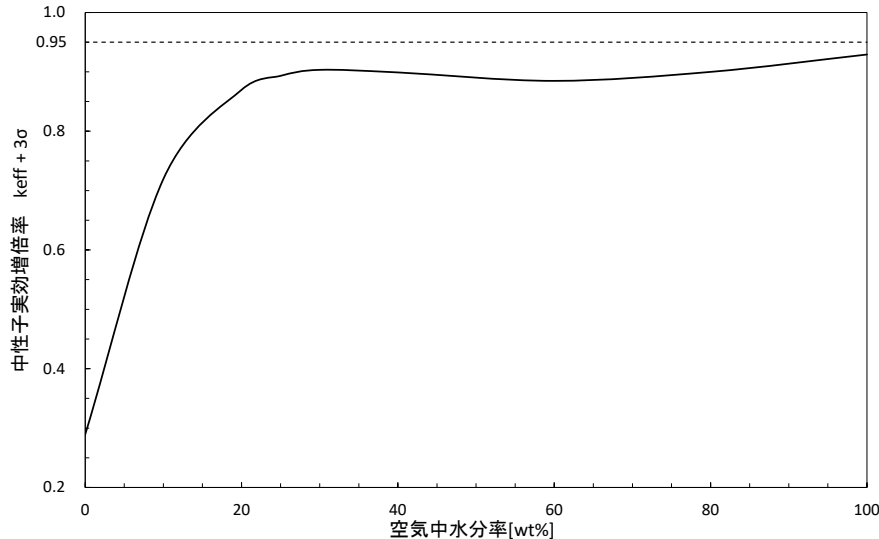
(評価では2048本として約4265kgUで臨界計算を実施。また、 ThO_2 燃料を全てMOX燃料としてMOX燃料合計144本とし、約6.8kgPu+129kgUで臨界計算を実施。)

(2) 使用済棒状燃料貯蔵設備の設置 (14/19)

(R2.1.27 審査会合コメント: 第1及び第2段階の臨界評価の説明)

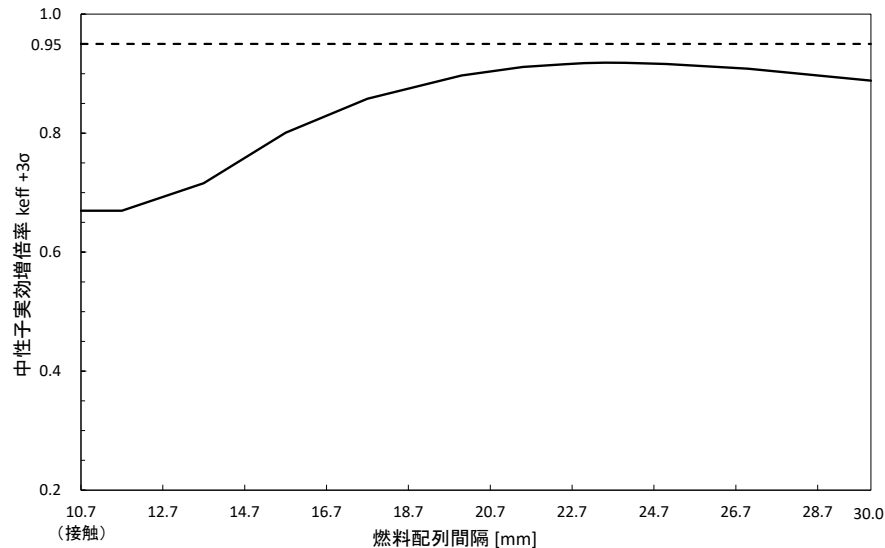
2.4 計算結果

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(15/19)

○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は、以下の条項に適合する設計とする(それぞれの条文については参考資料参照。)

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(16/19)

(R2.1.27審査会合コメント:第25条に関する具体的な説明)

○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

- ・使用済棒状燃料破損による公衆の被ばく線量は 2.8×10^{-10} mSvであり(TCA廃止措置計画*)、STACY設計基準事故の評価結果(3.1×10^{-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)

第16条(燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設)第2項

- ・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(17/19)

(R2.1.27審査会合コメント:第25条に関する具体的な説明)

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 $2.6 \mu\text{Sv/h}$ ($1.3 \text{ mSv}/500$ 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。

表 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}

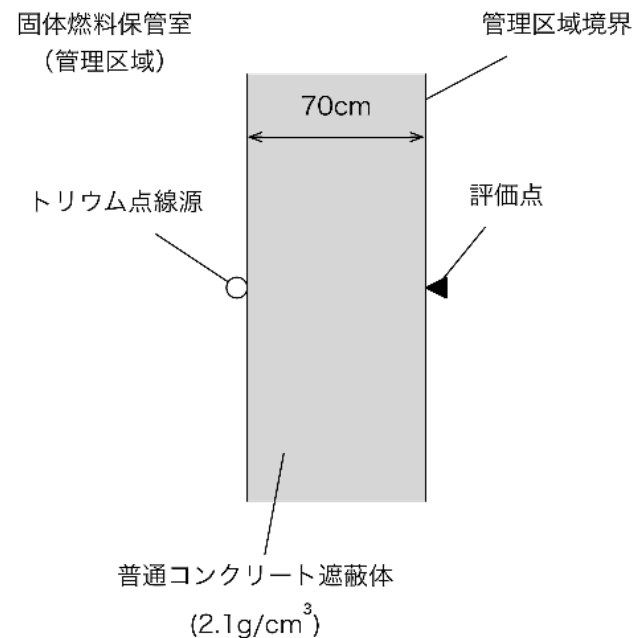


図 線量評価モデル

(2) 使用済棒状燃料貯蔵設備の設置(18/19)

(R2.1.27審査会合コメント:第25条に関する具体的な説明)

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の放出割合
 $(E/\phi)_i$: ガンマ線iの実効線量換算係数(pSv cm²)
 Fa : ガンマ線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約1.6 μ Sv/hとなり、管理区域境界の基準である2.6 μ Sv/h以下であることを確認した。

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、実際の壁厚の半分の35cmの場合でも実効線量透過率は 4.62×10^{-7} である。現在のMOX燃料の線量実測値は $10^2 \mu$ 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 $10^{-5} \mu$ Sv/hのオーダーとなり、十分に低減される。

また、核分裂生成物の総量による線量はP.12に示したとおり、約 20μ Sv/h程度であり、その約98%がCs137(Ba137m)によるものである。Cs137の γ 線に対する70cmのコンクリートによる実効線量透過率は 4.55×10^{-4} であり、遮へいによりCs137の γ 線は $10^{-2} \mu$ Sv/hのオーダーとなり、十分に低減される。

(2) 使用済棒状燃料貯蔵設備の設置(19/19)

○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							

※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3四半期以降)から運用を開始する。

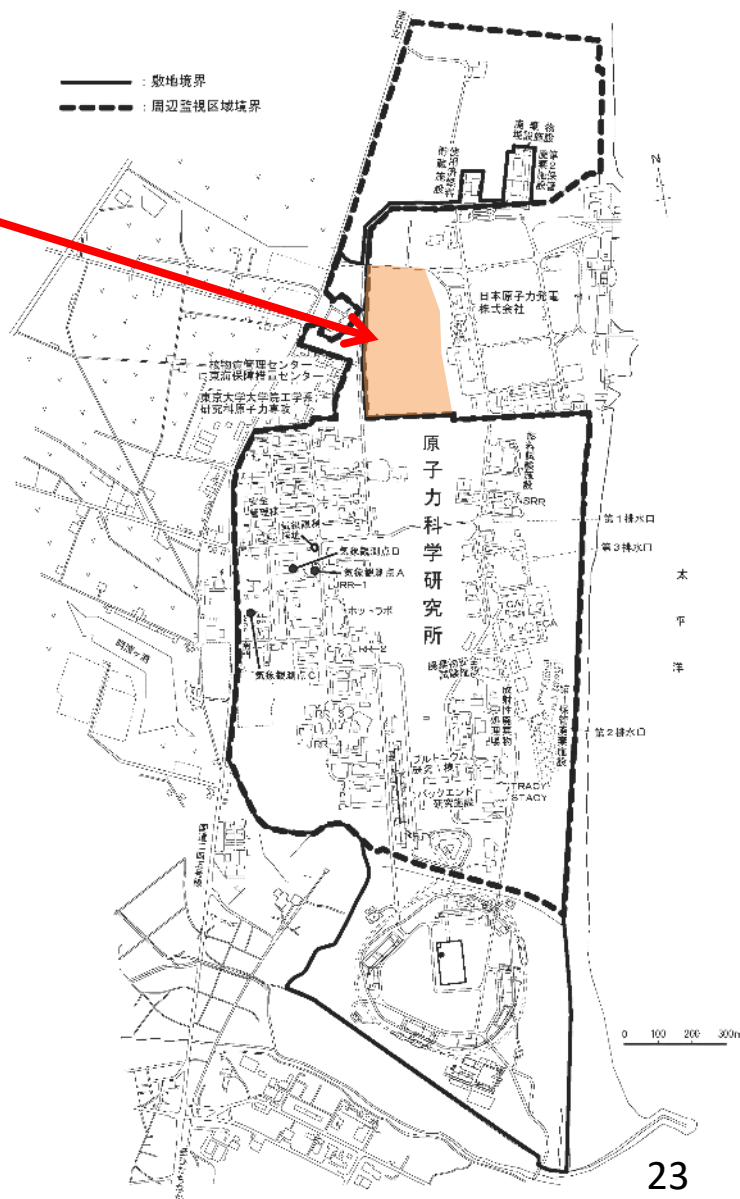
(3) 敷地境界及び周辺監視区域境界の変更(1/2)

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。



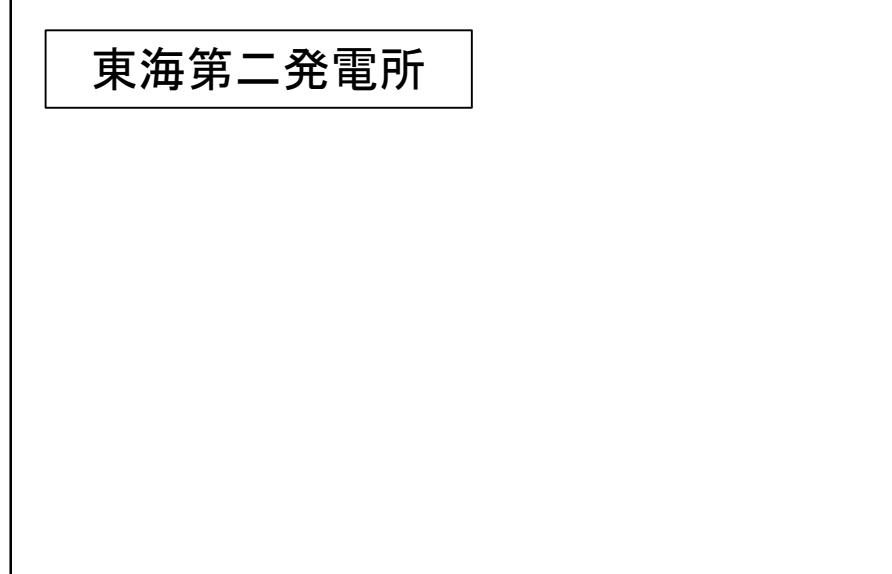
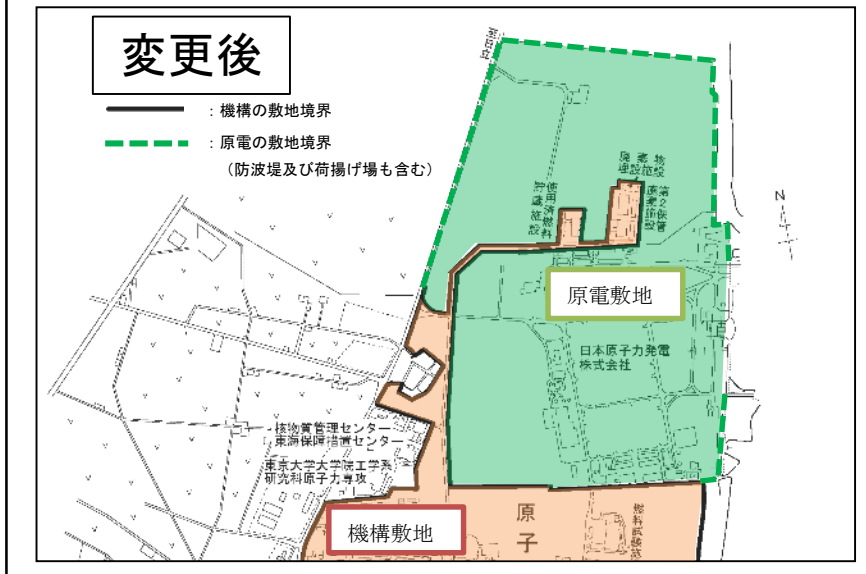
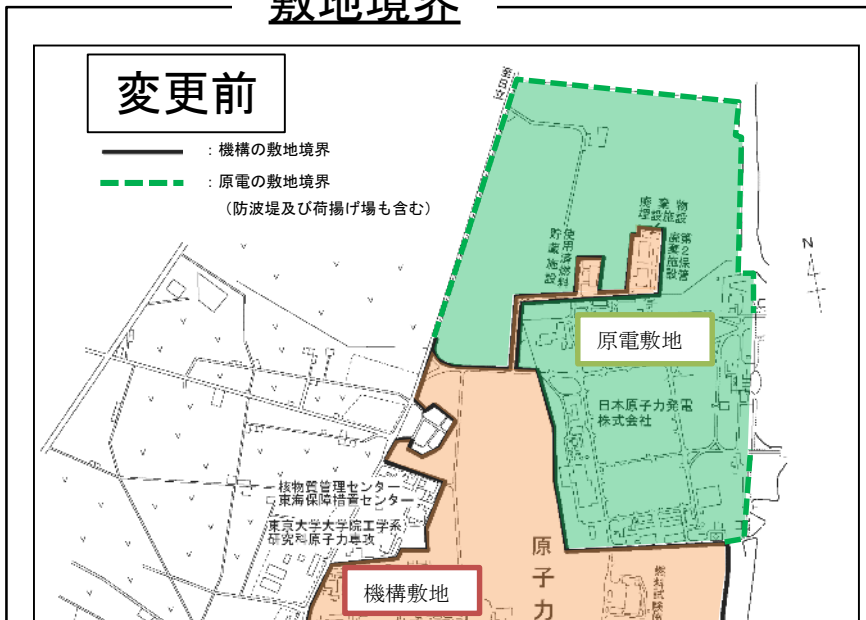
【申請書 別紙2 P.3~4、9~10】

【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)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

廃止措置中に想定される事故の種類、影響等

(1)事故の選定

廃止措置中に想定される事故は以下のとおり

(下記、下線について被ばく評価実施)

(第1段階及び第2段階)

(a) 燃料の搬出作業中等の燃料破損事故

(b) 廃棄物保管中の火災

(c) 気体廃棄物の廃棄設備のフィルタユニットの破損 ← (b)と同じ

(d) その他の災害(津波、洪水、外部火災、台風、竜巻等)

(第3段階)

(e) 放射化汚染物の切断作業における汚染拡大防止機器の機能不全

(f) 廃棄物保管中の火災 ← (e)を含む

(g) その他の災害(津波、洪水、外部火災、台風、竜巻等)

(参考)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
廃止措置中に想定される事故の種類、影響等
(2)被ばく評価条件、評価方法

●評価条件

(第1段階及び第2段階) 2017年3月末における放射エネルギーを用いて評価

- 燃料搬出作業中燃料搬出作業中の燃料破損事故
 - 等に燃料被覆管が破損し、全燃料のFPが放出。
 - 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^{11} 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した。
 - 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
- 廃棄物保管中の火災
 - 火災が発生し、カートンボックスの放射性物質の全量が放出。
 - 放射エネルギーは炉心タンク(開放型)に係る二次汚染物質の全放射エネルギー(6.0×10^4 Bq)とした。その放射エネルギーは、炉心タンクの表面密度に表面積を乗じて算出した。

(第3段階) 2021年3月末における放射エネルギーを用いて評価

- 廃棄物保管中の火災(放射化汚染物質の切断作業における汚染拡大防止機器の機能不全を包含)
 - 火災が発生し、カートンボックス、使用済フィルタの放射性物質全量放出。
 - カートンボックスの放射エネルギーは二次汚染物質の全放射エネルギー。 $(6.1 \times 10^5$ Bq)
 - 使用済フィルタの放射エネルギーは放射化汚染物質の切断時に発生する粒子状の放射性物質の全放射エネルギー。 $(1.1 \times 10^6$ Bq)

●評価方法 JRR-4、TRACY等の他施設と同様(気象条件も同様)。詳細は次頁のとおり。

(参考)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
廃止措置中に想定される事故の種類、影響等
(2)被ばく評価方法

●評価方法

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する。

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实効線量係数(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) × 放出量 Q_i (Bq))

(参考)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
廃止措置中に想定される事故の種類、影響等
(3)被ばく評価結果

● 評価結果

(第1段階及び第2段階)

➤ 燃料搬出作業中等の燃料破損事故

- ・ 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

➤ 廃棄物保管中の火災

- ・ 敷地境界外における最大内部被ばく線量 : 7.7×10^{-8} mSv
- ・ 敷地境界外における最大外部被ばく線量 : 3.0×10^{-10} mSv
- ・ 合計 : 7.8×10^{-8} mSv

(第3段階)

➤ 廃棄物保管中の火災(放射化汚染物質の切断作業における汚染拡大防止機器の機能不全を包含)

- ・ 敷地境界外における最大内部被ばく線量 : 1.3×10^{-6} mSv
- ・ 敷地境界外における最大外部被ばく線量 : 4.5×10^{-9} mSv
- ・ 合計 : 1.3×10^{-6} mSv

よって、一般公衆の実効線量は、判断基準(5mSv)に比べて小さく、一般公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

(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。