

安全評価部会（第5回）議事次第

1. 日時 平成5年6月22日（火）
13:30～17:00
2. 場所 通商産業省別館825号会議室（別館8階）
3. 議題 (1)福島第一原子力発電所1号～6号炉使用済燃料共用プールの安全評価について（実効線量当量の評価）

(2)非常用ディーゼル発電機の安全設計について

(3)顧問コメント回答について

(4)安全審査書（案）について

(5)その他
4. 資料
基0532-1 安全評価部会（第3回）議事概要（案）
 - 〳 -2 福島第一原子力発電所1号～6号炉 使用済燃料共用プールの安全評価について（実効線量当量の評価）
 - 〳 -3 非常用ディーゼル発電機の安全設計について
 - 〳 -4 福島第一原子力発電所1号～6号炉 安全評価部会（平成5年5月27日）における顧問コメント回答（改訂版）
 - 〳 -5 福島第一原子力発電所1号～6号炉 安全評価部会顧問コメント回答（3）
 - 〳 -6 東京電力株式会社福島第一原子力発電所の原子炉の設置変更（1号、2号、3号、4号、5号及び6号原子炉施設の変更）に係る安全性について（案）

原子力発電技術顧問会（基本設計）安全評価部会（第3回）
議事概要（案）

1. 日 時 平成5年5月27日（木） 13:30～17:00

2. 場 所 通商産業省 別館825号会議室（別館8階）

3. 出席者（順不同、敬称略）

顧 問：近藤（主査）、阿部、池本、石塚、井滝、井上、大橋
岡、尾崎、可児、久木田、斉藤、佐野川、下桶、成田
平野、藤城、山本 (18名)

事 務 局：真鍋、佐々木、中村、伊藤 (4名)

4. 議 題

- (1) 福島第一原子力発電所1号～6号炉使用済燃料共用プールの安全設計及び安全評価について
- (2) 顧問コメント回答について
- (3) その他

5. 配布資料

基0527-1 安全評価部会（第1回）議事概要（案）

- 〃 -2 福島第一原子力発電所1号～6号炉 使用済燃料共用プールの安全設計について
- 〃 -3 福島第一原子力発電所1号～6号炉 使用済燃料共用プールの安全評価について
- 〃 -4 福島第一原子力発電所1号～6号炉 安全評価部会（平成5年4月28日）における顧問コメント回答
- 〃 -5 福島第一原子力発電所1号～6号炉 安全評価部会顧問コメント回答（2）

6. 議事概要

- (1) 資料「基0527-1」に基づき、安全評価部会（第1回）の議事概要（案）の確認を行った。
- (2) 資料「基0527-2,基0527-3」に基づき、福島第一原子力発電所1号～6号炉使用済燃料共用プールの安全設計及び安全評価について説明し、資料「基0527-5」に基づき、使用済燃料共用プールの安全設計及び安全評価に関するコメント等の回答を行った。なお、使用済燃料共用プールの安全評価（実効線量当量の評価）については、次回説明することとした。
- (3) 福島第一原子力発電所原子炉設置変更許可申請に係る次回の安全評価部会は、6月22日（火）に開催し、使用済燃料共用プールの安全評価（実効線量当量の評価）及び非常用ディーゼル発電機の安全設計等について検討することとした。なお、後日送付する使用済燃料共用プールの安全評価（実効線量当量の評価）及び非常用ディーゼル発電機の安全設計等の説明資料に関してのコメントを6月17日頃までに頂くこととした。

福島第一原子力発電所1号～6号炉

使用済燃料共用プールの安全評価について

(実効線量当量の評価)

平成5年6月22日

1. はじめに

原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性を確認するための安全評価を行うに当たって、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（以下、「安全評価指針」という。）では、『事故』として『運転時の異常な過渡変化』を超える異常な状態であって、発生する頻度はまれであるが、発生した場合は原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性がある、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要のある事象を対象として評価することとしており、環境への放射性物質の異常な放出の観点から、『事故』の一つとして「燃料集合体の落下」を想定することとしている。

福島第一原子力発電所の各号炉とも、安全評価指針に従い、「燃料集合体の落下」の評価を行い、その結果、万一事故が発生した場合にも周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることがないことを確認している。

今回、各号炉間で共用する使用済燃料共用プール（以下、「共用プール」という。）を追設し、各号炉からの使用済燃料を貯蔵することとするが、その場合でも従来の各号炉における「燃料集合体の落下」の評価結果より十分小さく、これを見直す必要のないことを示す。

2. 事故評価

共用プールにおける「燃料集合体の落下」の想定落下位置として、燃料の破損本数が最大となり、FP放出量が最も大きくなる燃料貯蔵ラック上での落下を想定して解析した結果、従来の各号炉の「燃料集合体の落下」の評価結果に比べ厳しいものとはならず、評価結果を見直す必要はない。

（1）破損本数の評価

共用プール内での使用済燃料の落下としては、

- ① キャスクピット床面への落下
- ② 燃料貯蔵ラックへの落下

を代表落下位置として想定できる。以下に破損本数の評価結果を示す。

①キャスクピット床面への落下

落下高さを安全側に約6m（第1図参照）と想定し、落下した燃料1体の燃料棒60本が全て破損する。

②燃料貯蔵ラックへの落下

ラック上の吊り上げ高さは約0.2mであり、BWRの「燃料集合体の落下」で想定している炉心上での落下（約10m）より十分低く、このように低い高さからの燃料集合体の落下で燃料が破損するとは考えにくい。が、BWRでの評価と同様の評価を行い、落下燃料がラック内の4体の燃料と衝突するとして破損本数を評価した。

- 1) 第一回目の衝突で、落下燃料集合体の全ての燃料棒（60本）が破損しきい値の小さい曲げ破損で破損し、被衝突燃料集合体4体のタイロッド全て（32本）が曲げ破損する。
- 2) 第一回目の衝突における吸収エネルギー（落下高さ0.3m）の1/2が被衝突燃料集合体4体に吸収され、タイロッド以外の燃料棒が圧縮破損（破損エネルギー43kg：1%歪み相当）するとした場合、被衝突燃料集合体の吸収するエネルギーは36kgmで圧縮破損エネルギーより小さく、破損しないものと考えられるが、保守的に1本の破損を仮定する。したがって、第一回目の破損燃料棒数は $60+32+1=93$ 本である。
- 3) 第二回目の衝突（落下燃料集合体の転倒）で、先端の衝突する被衝突燃料集合体2体のタイロッド全て（16本）が曲げ破損する。
- 4) 第二回目の衝突における吸収エネルギーの1/2が被衝突燃料集合体54体（第2図）に吸収され、タイロッド以外の燃料棒が圧縮破損するとした場合、被衝突燃料集合体の吸収するエネルギーのうち、被覆材の吸収するエネルギーは160kgmである。このエネルギーにより被覆管が圧縮破損するとして評価すると破損本数は4本になる。したがって、第二回目の破損燃料棒数は $16+4=20$ 本である。
- 5) 残存エネルギーは11kgmであり、第三回目以降の衝突での燃料破損はない。
- 6) 合計の破損本数は、 $93+20=113$ 本となる。

以上の評価から、破損燃料棒本数を燃料貯蔵ラックへの落下を想定して保守的に120本とし、燃料集合体2体分のFPが放出されるものとする。

(2) 核分裂生成物の放出量の評価

共用プールにて2体相当の破損を想定した場合の核分裂生成物の放出量进行评估する。(第3図参照)

①解析条件

項目	解析条件	選定理由
破損燃料棒本数	燃料集合体2体相当 (燃料棒120本)	事故解析結果に基づく値
燃料集合体熱出力	6.34MWt/体 (=2,483MWt*1.4/548体)	定格出力の約105% 最高出力の燃料集合体
燃料集合体運転期間	2,000日	十分長時間の運転を考慮 (最高燃焼度を包絡)
事故の発生時期	燃料取出し後19か月後	19か月経過以降に共用プールへ受入れるため
破損燃料棒から水中に放出される核分裂生成物の割合	破損燃料棒内の全蓄積量の 希ガス 30% よう素 30%	長半減期核種を考慮し、Regulatory Guide 1.25を参考として設定
有機よう素の割合	1%	実験データに基づく保守的な値
無機よう素の水中での除染係数	500	安全評価指針の要求

②評価結果

項目	評価結果	各号炉における評価
環境への希ガス放出量 (γ 線エネルギー-0.5MeV換算値)	4.2×10^{11} Bq	$3.1 \times 10^{14} \sim 3.2 \times 10^{14}$ (1F6) (1F2~5)
環境へのよう素放出量 (I-131等価量)	1.3×10^7 Bq	$7.3 \times 10^{10} \sim 4.6 \times 10^{11}$ (1F6) (1F2~5)

(3) 実効線量当量の評価

事故時に共用プールから放出された核分裂生成物は建屋放出される。

(2) で評価した核分裂生成物放出量をもとに、現行設置許可と同じ以下の評価式で実効線量当量を評価した。

$$\text{小児実効線量当量} = R \times H_{\infty} \times f_c \times x / Q \times Q_I$$

R : 呼吸率 ($3.33 \times 10^{-4} \text{ m}^3 / \text{s}$)

H_{∞} : I-131 を1Bq 吸入した場合の成人の実効線量当量
($8.8 \times 10^{-9} \text{ Sv/Bq}$)

f_c : 成人の実効線量当量を小児の実効線量当量に換算する係数
(2)

x / Q : 相対濃度

Q_I : 事故期間中のI-131 の大気放出量 (Bq:I-131等価量)

$$\gamma \text{線全身実効線量当量} = K \times D / Q \times Q_{\gamma}$$

K : 空気吸収線量から実効線量当量への換算係数 (1Sv/Bq)

D / Q : 相対線量

Q_{γ} : 事故期間中の希ガスの大気放出量 (Bq:0.5MeV 換算値)

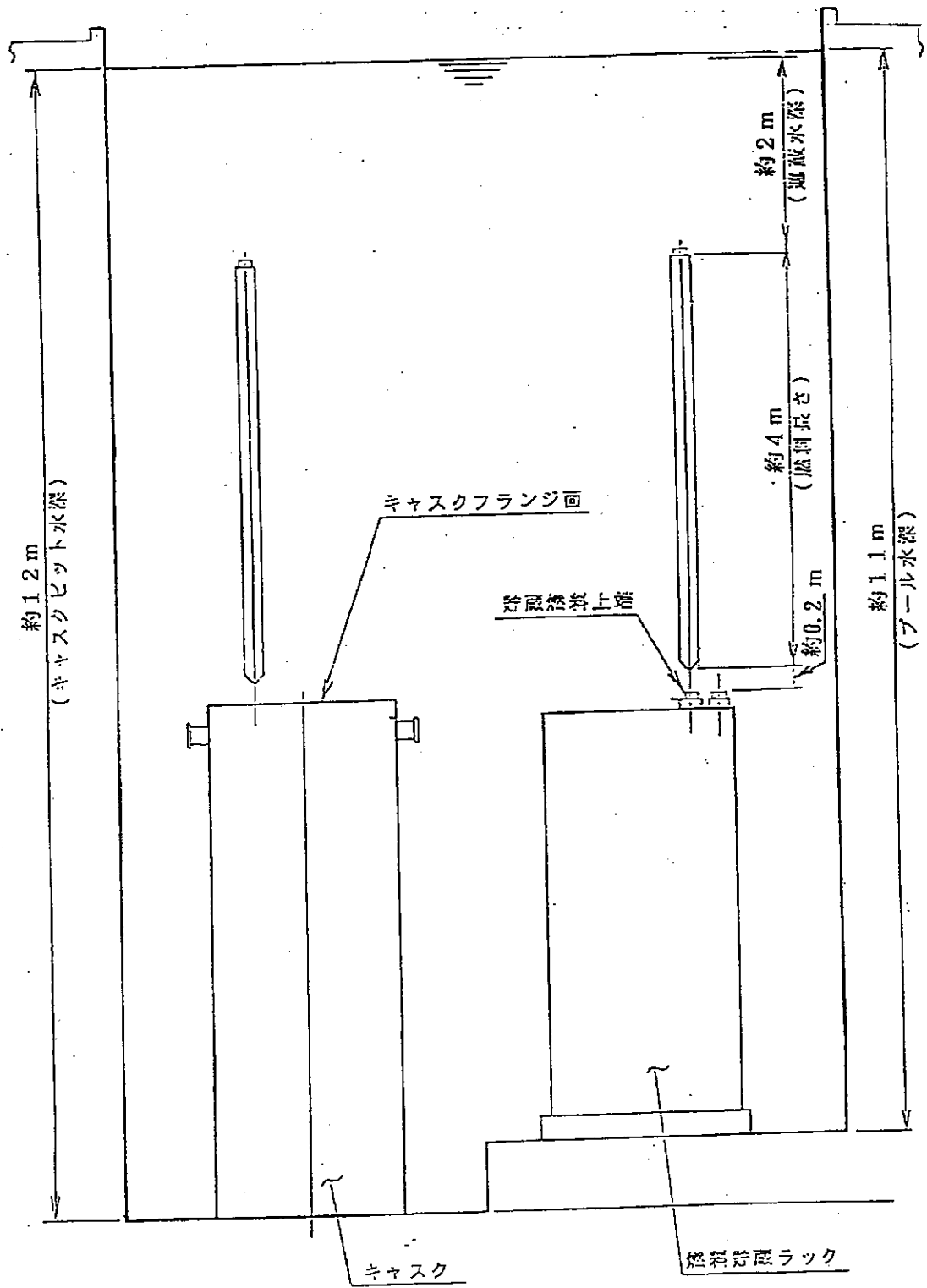
大気拡散パラメータ及び実効線量当量評価結果を示す。

項 目	評価結果	各号炉における評価
χ / Q (s / m ³)	5.9×10^{-5}	$4.6 \sim 6.0 \times 10^{-6}$ (1F5, 6) (1F3, 4)
D / Q (Sv/Gy)	4.7×10^{-19}	$1.3 \sim 1.6 \times 10^{-19}$ (1F5, 6) (1F3, 4)
実効線量当量 (mSv)	2.0×10^{-4}	$4.2 \sim 6.7 \times 10^{-2}$ (1F6)(1F3, 4)

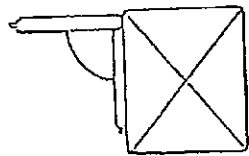
共用プールが含まれる運用補助共用施設は、近隣の3, 4号炉のSGTS排気口（スタック）より周辺監視区域境界に近付いて設置され、共用プールにおいて「燃料集合体の落下」が発生した場合の核分裂生成物の放出が地上放出となることから、大気拡散パラメーター（ χ / Q , D / Q ）が各号炉での評価値より若干大きくなるものの、核分裂生成物の放出量が小さいことから実効線量当量は2ケタ以上小さくなっている。

以上のように、共用プールにおける「燃料集合体の落下」の評価結果は、従来の各号炉の「燃料集合体の落下」の評価結果に包絡される。

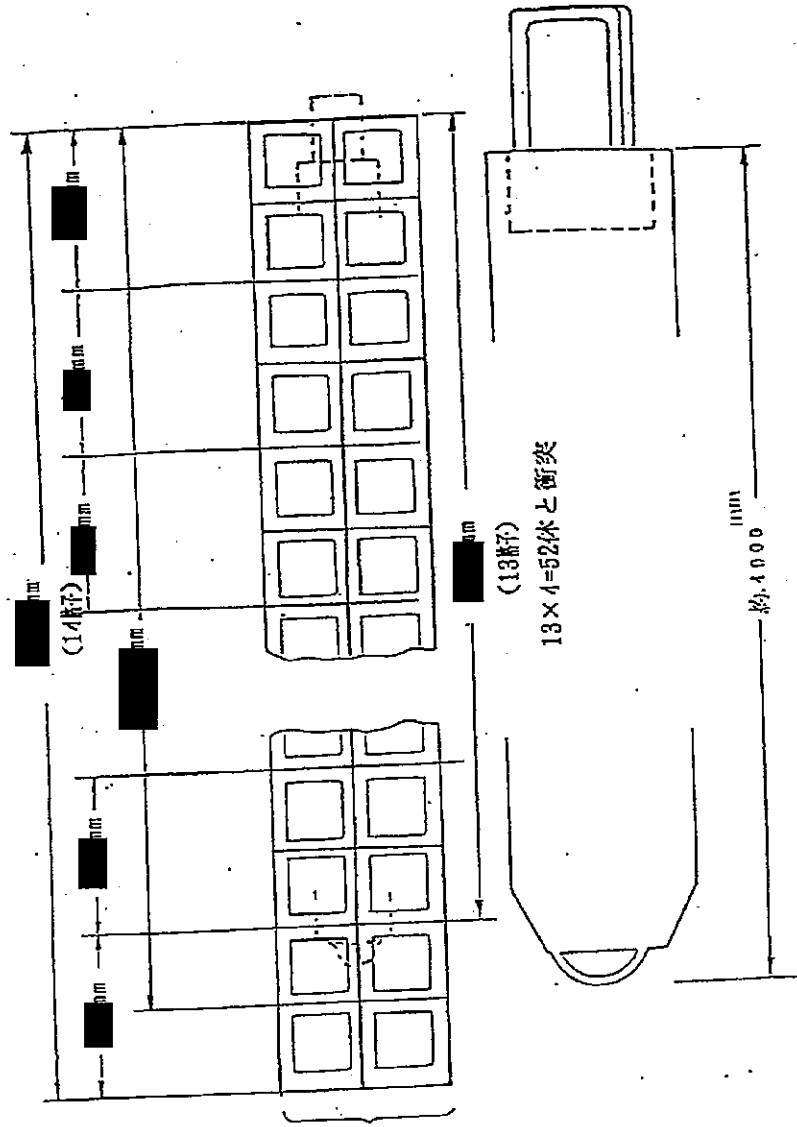
以 上



第1図 共用プール深さ取合寸法



ラック中の
燃料集合体



第2図 第二回目の衝突の際の衝突燃料集合体

破損燃料棒から放出される希ガス
 約 $4.2 \times 10^{11} \text{ Bq}$
 ただし
 破損燃料棒本数 : 120本
 原子炉停止後の時間 : 19ヶ月
 燃料棒から水中への放出割合 : 30%

(水中から建屋内への放出)

建屋内に放出される希ガス
 約 $4.2 \times 10^{11} \text{ Bq} *1$

建屋放出

*1:1FGでは約 $3.1 \times 10^{14} \text{ Bq}$

第3-1 図 燃料集合体の落下時の希ガスの大気放出過程
 (7線0.5MeV換算値)

破損燃料棒から放出されるよう素
 約 $1.1 \times 10^9 \text{ Bq}$
 ただし
 破損燃料棒本数 : 120本
 原子炉停止後の時間 : 19ヶ月
 燃料棒から水中への放出割合 : 30%

有機よう素

無機よう素

(水中での除染係数500)

(水中から建屋内への放出)

建屋内に放出されるよう素
 約 $1.3 \times 10^7 \text{ Bq} *2$

建屋放出

*2:1FGでは約 $7.3 \times 10^{10} \text{ Bq}$

第3-2 図 燃料集合体の落下時のよう素の大気放出過程
 (I-131等価量)

福島第一原子力発電所1号～6号炉
安全評価部会（平成5年5月27日）
における顧問コメント回答（改訂版）

平成5年6月22日

安全評価部会顧問コメント回答

- 目次 -

Q 1. 2/4号用増設D/Gを同一建屋に設置して問題はないのか。

..... 1

Q 2. 共用プールからの溢水を考慮しても、非常用ディーゼル発電機設備に影響を与えない設計となっているか。

..... 2

Q 3. 共用プールにおける臨界評価において、無限増倍率1.30という値はどのように計算に使われているのか。また、臨界解析はどのような方法で行われているのか。

..... 3

Q 4. May-Witt式について各項の大きさはどの程度の割合か。

また、不確かさの係数はなぜ第一項のみに掛けられているのか。

..... 5

Q 5. 19ヶ月冷却の根拠は何か。

..... 7

Q1.

2、4号炉用増設D/Gを同一建家に設置して問題はないのか。

A.

2、4号炉用増設D/Gは各号炉の既設D/Gとあわせて、各号炉毎に多重性、独立性を有する設計となっており、安全設計審査指針の指針9「信頼性に関する設計上の考慮」を満足している。従って、仮に2、4号炉用増設D/Gが同時に機能喪失したとしても、各号炉の既設D/Gにより必要とされる安全機能は確保される。以上のように、2、4号炉用増設D/Gが同時に機能喪失しても指針上問題となることはないことから、両増設D/Gを同一建家に設置しても問題はないと考えられる。

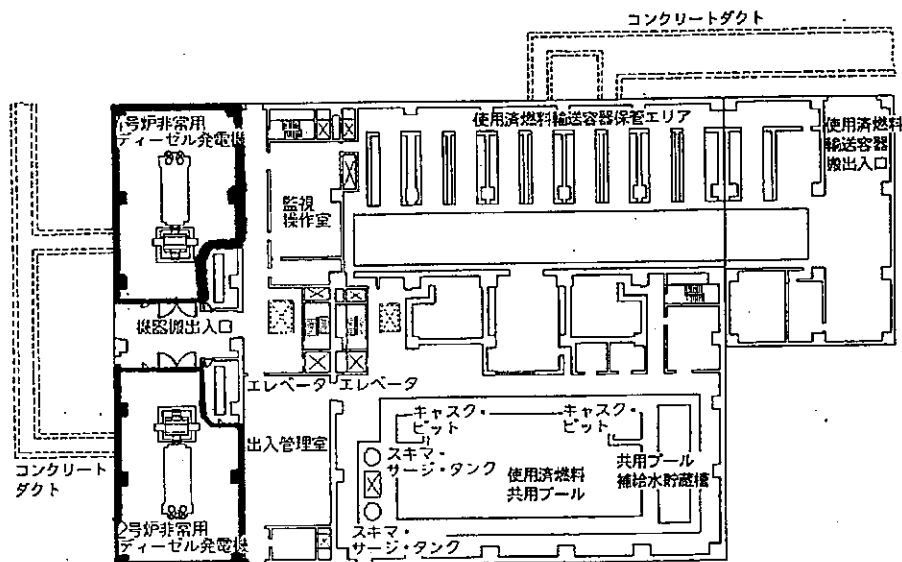
なお、同一建家に設置された2台のD/Gが同時に機能喪失を引き起こす可能性のある事象としては、以下のような例が考えられるが、いずれの場合であっても2台のD/Gの機能が同時に喪失することはないと考えられる。

①溢水

溢水が起こるケースとしては、地震発生時における共用プールからの溢水が考えられるが、Q2に示すようにプールからの溢水が非常用ディーゼル発電設備に影響を及ぼさない設計としている。

②火災

D/G室は各号炉毎に独立して設け、防火区画として延焼防止を図り、二酸化炭素消火設備を設置している。(第1図参照) 電気品室は独立した部屋とし、離隔距離をとり、延焼防止を図っている。

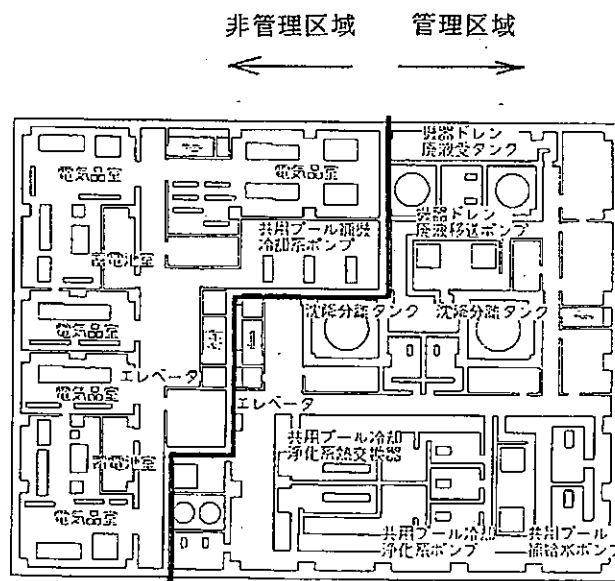


第1図 運用補助共用施設内 D/G室位置

Q2.

共用プールからの溢水を考慮しても、非常用ディーゼル発電機設備に影響を与えない設計となっているか？

共用プールからの溢水としては地震時のスロッシングによる溢水が考えられる。流出したプール水は建屋の床ドレン系配管および床開口部（ハッチ等）をとおり、最地下階へ滞留するが、ディーゼル発電機設備は1階に設置されており、プール水の溢水の影響を受けない設計となっている。なお、最地下階は下図に示すように、放射線管理区域と非管理区域が壁により隔離されており、管理区域内に設置されている共用プールからの溢水が、非管理区域の電気品等に影響を及ぼさないように考慮されている。



O.P. +2700mm

Q3. 共用プールにおける臨界評価において、無限増倍率1.30という値はどのように計算に使われているのか。また、臨界解析はどのような方法で行われているのか。

共用プールに貯蔵される燃料の臨界解析条件として「炉心装荷時無限増倍率1.30」という値が与えられているが、これは以下のように臨界解析に使用される（添付計算フロー参照）。

1. 臨界解析用燃料の設計

ある濃縮度分布をもった燃料集合体を炉心に装荷した場合を想定し、このときの無限増倍率が1.30になるような濃縮度分布を核定数計算コードを用いて設計する。このような燃料集合体をラックの臨界解析用燃料として使用する。

2. ラックの臨界解析

ラックの臨界解析は、ラックの形状寸法及び材質を解析条件として、上記において設計された臨界解析用燃料をラック内に装荷したという条件のもとに行われる。

具体的な計算方法を以下に示す。

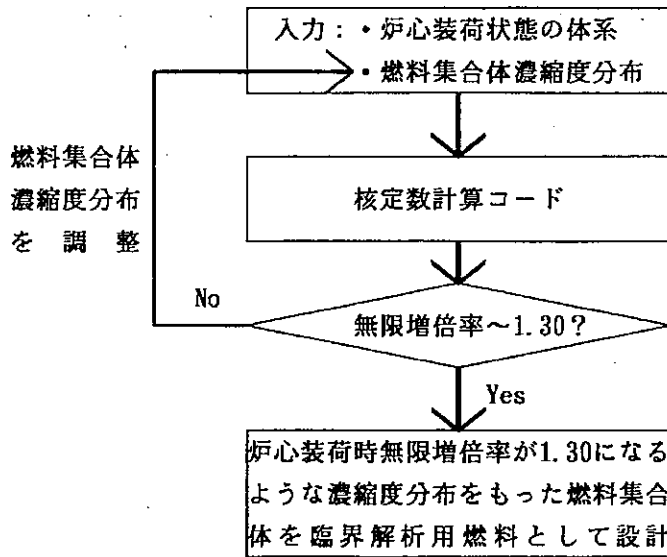
(1) 第1ステップ

核定数計算コードにより、燃料集合体、冷却材、構造材等の核定数を高速、中速、熱群の各エネルギー群毎に計算する。

(2) 第2ステップ

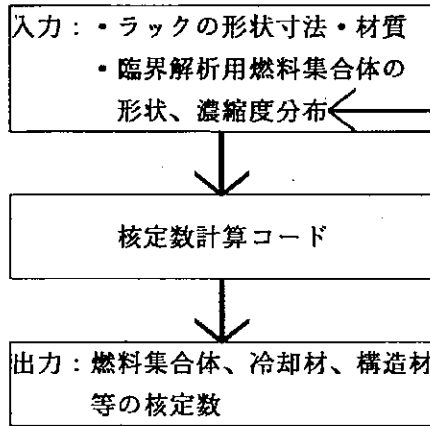
第1ステップで求めた各エネルギー群毎の核定数を用いて、二次元3群拡散コード（PDQ相当）により、ラックの実効増倍率を計算する。

1. 臨界解析用燃料の設計



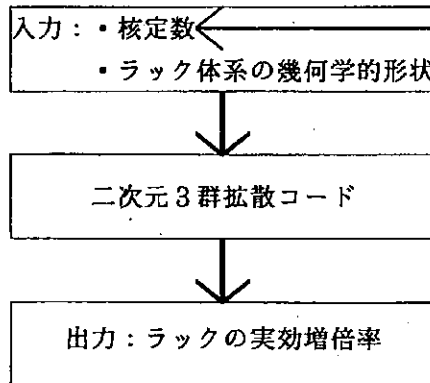
2. ラックの臨界解析

(1) 第1ステップ



臨界解析用燃料をラックに装荷した状態を想定してラックの臨界解析を行う。

(2) 第2ステップ



臨界解析の計算フロー

Q 4.

May-Witt式について各項の大きさはどの程度の割合か？

また、不確かさの係数はなぜ第一項のみに掛けられているのか？

崩壊熱計算式であるMay-Wittの式（無限照射）は以下の式で表される。

$$\frac{P}{P_0}(\infty, T_s) = A(T_s) + 0.0025 e^{-\frac{T_s}{2040}} + 0.0024 e^{-\frac{T_s}{290000}}$$

第一項 第二項 第三項

(1) 各項の大きさはどの程度の割合か？

崩壊熱の算出に用いたMay-Witt式はU-235核分裂生成物の崩壊熱（第一項）とU-239がNp-239にβ壊変する際の崩壊熱（第二項）およびNp-239がPu-239にβ壊変する際の崩壊熱（第三項）を考慮しており、第二項、第三項は第一項に対して概ね1オーダー以上小さく、第一項が支配的である。

(2) 不確かさの係数の扱いについて

第一項のU-235核分裂生成物の崩壊熱は、過去の実験に基づき、核分裂生成物の崩壊エネルギーを時間の関数として算定したものであるのに対し、第二、第三項は重元素の崩壊エネルギーを物理的に導出したものである。よって崩壊熱の算定に当たっては、実験値の不確かさに対する余裕として“不確かさの係数”（1+K）を第一項のみに掛けている。

May-Witt式から算出される全崩壊熱および各項毎の崩壊熱を図-1に示す。
 各項とも時間に依存して減少しており、第1項が支配的であることがわかる。

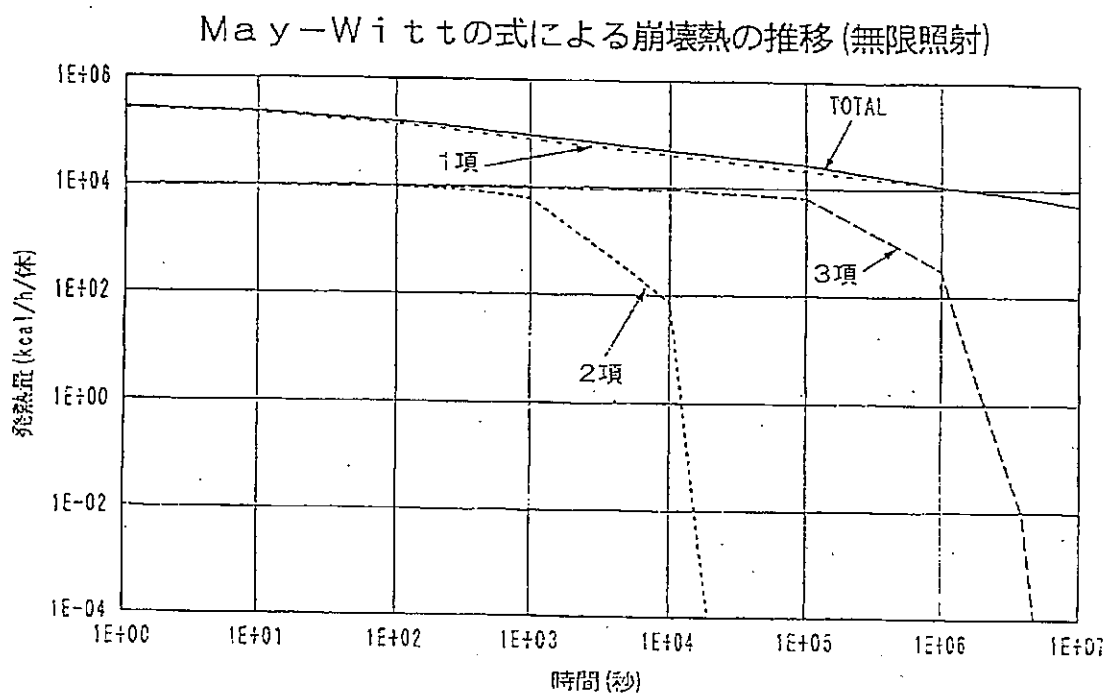


図-1

Q5. 19ヶ月冷却の根拠は何か？

各原子炉建屋の燃料プールから共用プールへ使用済燃料を移送するための容器としては、日本原燃(株)再処理設備への移送用に現在開発中の輸送容器を使用することを計画している。

この輸送容器はチャンネルボックスつきで高燃焼度燃料まで収納可能な容器であり、収容燃料の冷却期間として原子炉建屋の燃料プールで19ヶ月以上冷却していることを条件としている。この冷却期間は既存キャスクの冷却期間より長いがこれは収納体数を増やすためである。

共用プールの安全設計に際しては、受入れ燃料の冷却期間を19ヶ月以上とし崩壊熱を評価し、共用プール冷却浄化系の冷却容量の設計を行っている。また、共用プールで想定する「燃料集合体の落下」の評価でも19か月以上冷却されている条件でのFPインベントリを用いてFP放出量を評価している。

速付資料

福島第一原子力発電所1号～6号炉
安全評価部会（平成5年5月27日）
における顧問コメント回答

平成5年6月22日

安全評価部会顧問コメント回答

- 目次 -

- Q 1. 2 / 4 号用増設D / Gの収納建屋を共有して問題はないのか。 …… 1
- Q 2. 共用プールからの溢水を考慮しても、非常用ディーゼル発電機設備に影響を与えない設計となっているか。 …… 2
- Q 3. 共用プールにおける臨界評価において、無限増倍率1.30という値はどのように計算に使われているのか。また、臨界解析はどのような方法で行われているのか。 …… 3
- Q 4. May-Witt式について各項の大きさはどの程度の割合か。
また、不確かさの係数はなぜ第一項のみに掛けられているのか。 …… 5
- Q 5. 19ヶ月冷却の根拠は何か。 …… 6

Q 1.

2 / 4号用増設D / Gの収納建屋を共有して問題はないのか。

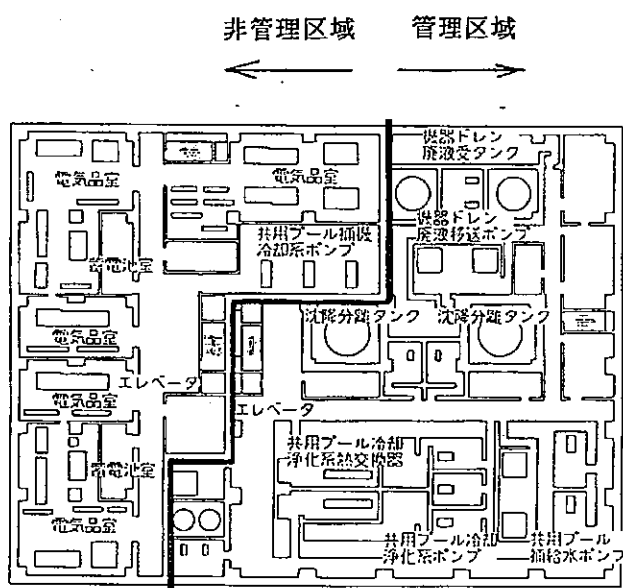
2 / 4号炉とも、今回増設するD / Gとは独立した、別系統の既設専用D / Gを有している。万一、両号炉の増設D / Gが同時に機能喪失したとしても、各々既設専用D / Gにより原子炉の停止及び残留熱除去は可能であり、かつ2基以上の原子炉に事故をもたらすことはない。以上のように本設計は、安全設計審査指針の指針7「共用に関する設計上の考慮」に従った設計としている。

なお本設計においては、D / G及びその付属機器並びに電気品は号機毎に独立した部屋に設けている。

Q2.

共用プールからの溢水を考慮しても、非常用ディーゼル発電機設備に影響を与えない設計となっているか？

共用プールからの溢水としては地震時のスロッシングによる溢水が考えられる。流出したプール水は建屋の床ドレン系配管および床開口部（ハッチ等）をとおり、最地下階へ滞留するが、ディーゼル発電機設備は1階に設置されており、プール水の溢水の影響を受けない設計となっている。なお、最地下階は下図に示すように、放射線管理区域と非管理区域が壁により隔離されており、管理区域内に設置されている共用プールからの溢水が、非管理区域の電気品等に影響を及ぼさないように考慮されている。



O.P. +2700mm

Q3. 共用プールにおける臨界評価において、無限増倍率1.30という値はどのように計算に使われているのか。また、臨界解析はどのような方法で行われているのか。

共用プールに貯蔵される燃料の臨界解析条件として「炉心装荷時無限増倍率1.30」という値が与えられているが、これは以下のように臨界解析に使用される（添付計算フロー参照）。

1. 臨界解析用燃料の設計

ある濃縮度分布をもった燃料集合体を炉心に装荷した場合を想定し、このときの無限増倍率が1.30になるような濃縮度分布を核定数計算コードを用いて設計する。このような燃料集合体をラックの臨界解析用燃料として使用する。

2. ラックの臨界解析

ラックの臨界解析は、ラックの形状寸法及び材質を解析条件として、上記において設計された臨界解析用燃料をラック内に装荷したという条件のもとに行われる。

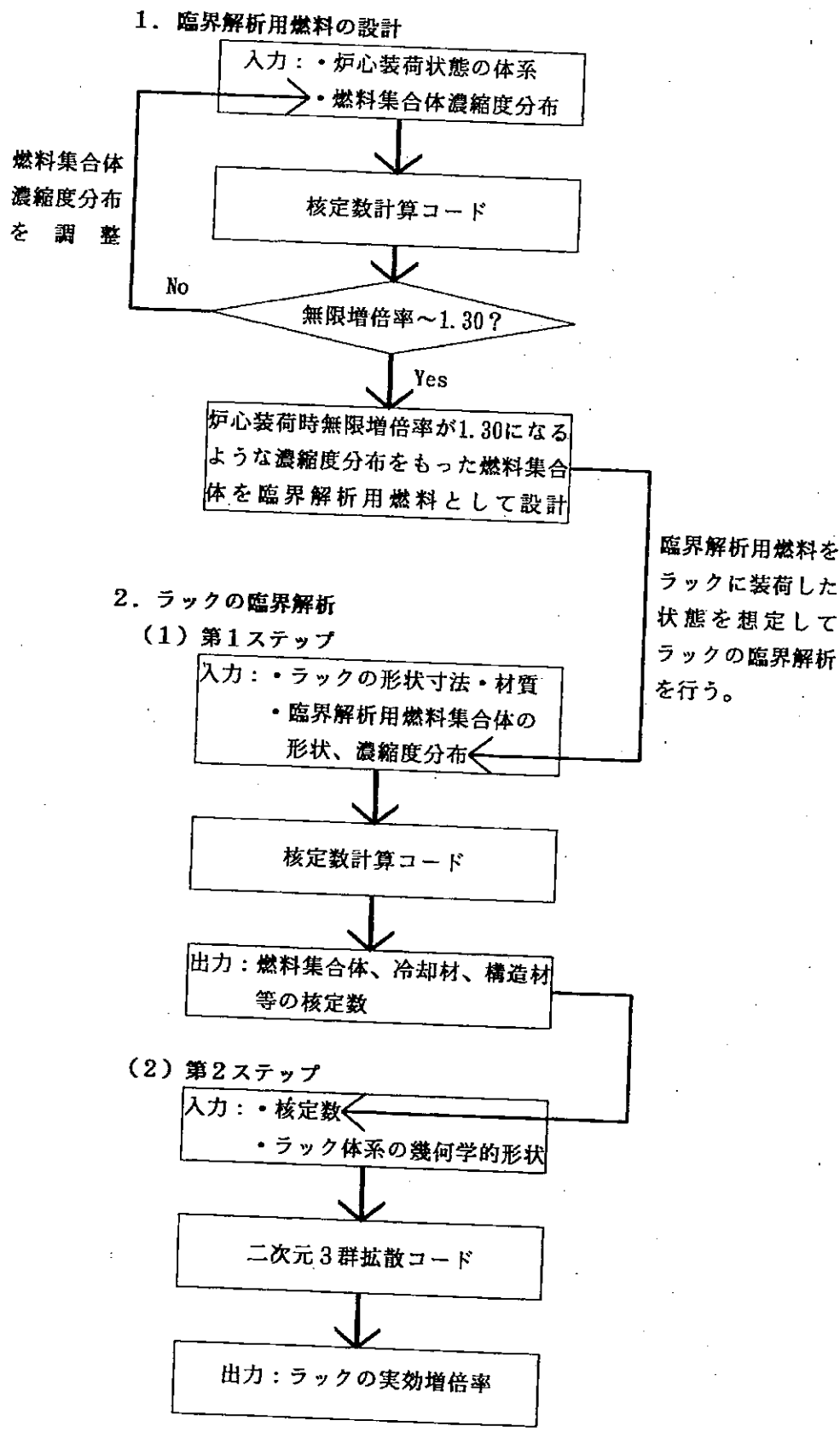
具体的な計算方法を以下に示す。

(1) 第1ステップ

核定数計算コードにより、燃料集合体、冷却材、構造材等の核定数を高速、中速、熱群の各エネルギー群毎に計算する。

(2) 第2ステップ

第1ステップで求めた各エネルギー群毎の核定数を用いて、二次元3群拡散コード（PDQ相当）により、ラックの実効増倍率を計算する。



臨界解析の計算フロー

Q 4.

May-Witt式について各項の大きさはどの程度の割合か？

また、不確かさの係数はなぜ第一項のみに掛けられているのか？

崩壊熱計算式であるMay-Wittの式（無限照射）は以下の式で表される。

$$\frac{P}{P_0}(\infty, T_s) = A(T_s)^{-2} + 0.0025 e^{-\frac{T_s}{2040}} + 0.0024 e^{-\frac{T_s}{290000}}$$

第一項 第二項 第三項

(1) 各項の大きさはどの程度の割合か？

崩壊熱の算出に用いたMay-Witt式はU-235核分裂生成物の崩壊熱（第一項）とU-239がNp-239にβ壊変する際の崩壊熱（第二項）およびNp-239がPu-239にβ壊変する際の崩壊熱（第三項）を考慮しており、第二項、第三項は第一項に対して概ね1オーダー以上小さく、第一項が支配的である。

(2) 不確かさの係数の扱いについて

第一項のU-235核分裂生成物の崩壊熱は、過去の実験に基づき、核分裂生成物の崩壊エネルギーを時間の関数として算定したものであるのに対し、第二、三項は重元素の崩壊エネルギーを物理的に導出したものである。よって崩壊熱の算定に当たっては、実験値の不確かさに対する余裕として“不確かさの係数”（1+K）を第一項のみに掛けている。

Q 5. 19ヶ月冷却の根拠は何か？

各原子炉建屋の燃料プールから共用プールへ使用済燃料を移送するための容器としては、日本原燃(株)再処理設備への移送用に現在開発中の輸送容器を使用することを計画している。

この輸送容器はチャンネルボックスつきで高燃焼度燃料まで収納可能な容器であり、収容燃料の冷却期間として原子炉建屋の燃料プールで19ヶ月以上冷却していることを条件としている。この冷却期間は既存キャスクの冷却期間より長いがこれは収納体数を増やすためである。

共用プールの安全設計に際しては、受入れ燃料の冷却期間を19ヶ月以上とし崩壊熱を評価し、共用プール冷却浄化系の冷却容量の設計を行っている。また、共用プールで想定する「燃料集合体の落下」の評価でも19か月以上冷却されている条件でのFPインベントリを用いてFP放出量を評価している。

福島第一原子力発電所1号～6号炉

安全評価部会顧問コメント回答(3)

平成5年6月22日

安全評価部会顧問コメント回答

- 目次 -

- Q1. 非常用ディーゼル発電機自体の耐震性は特に考慮されているか。 …… 1
- Q2. 非常用ディーゼル発電機の耐震性については、 S_1 、 S_2 地震を想定して設計されていると考えるが、実際の加振試験による確認はどの程度まで行われているのか。また、非常用ディーゼル発電機と非常時の負荷を結ぶ送電ラインの耐震性も確認されているか。 …… 1
- Q3. 負荷積み上げ結果において、
- a. 残留熱除去ポンプについて、2号炉及び4号炉の負荷が6号炉の負荷より約2倍程度必要な理由は。 …… 2
 - b. 6号炉に炉心スプレイポンプはなかったか。 …… 2
- Q4. a. 共用プールの臨界評価に用いる臨界解析用燃料の設計においては、新燃料集合体の各燃料ピンの濃縮度を、他の条件は変えずに一定の比率で増加させて、無限増倍率を1.30としているということか。
- b. また、実際の新燃料集合体から可燃性毒物を全て除いたと仮定すると、初期の無限増倍率はどのような値となるのか。 …… 5
- Q5. 共用プールにおける「燃料集合体の落下」の評価について、実効線量当量が各号炉の評価に包絡されることが、解析条件（特に気象パラメーター）の相違との関連で工学的に判断できることを示せ。 …… 7

- Q1. 非常用ディーゼル発電機自体の耐震性は特に考慮されているか。
- Q2. 非常用ディーゼル発電機の耐震性については、S₁、S₂地震を想定して設計されていると考えるが、実際の加振試験による確認はどの程度まで行われているか。非常用ディーゼル発電機と非常時の負荷を結ぶ送電ラインの耐震性も確認されているか。

非常用ディーゼル発電機は、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」に基づき耐震A sクラスに分類されており、以下の方針を満足する設計としている。

- ・定められた設計用最強地震（基準地震動S₁を生起する地震）による地震力又は静的地震力に耐えること。
- ・定められた設計用限界地震（基準地震動S₂を生起する地震）による地震力に対し、安全機能が保持できること。

上記基本方針を満足するように、実設計においては、(社)日本電気協会の電気技術指針「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG-4601-1987」に基づいた設計としている。

耐震設計上は加振試験による確認は必ずしも必要なものとは考えられないが、(財)原子力工学試験センター(現名称 原子力発電技術機構)において実施した、非常用ディーゼル発電機の加振試験の結果は今回の設計の妥当性を実証したものであると考えることができる。

非常用ディーゼル発電機と負荷を接続する送電ラインについては、加振試験は実施していないものの、非常用ディーゼル発電機と同様にJEAG-4601-1987に基づいた設計としており、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」を満足している。

注1：本試験では、実物大の非常用ディーゼル発電機を加振台で振ることにより、耐震設計上の余裕度を確認し、所要の安全機能が発揮できることを実証するとともに、JEAG-4601-1987で用いられている手法による数値計算結果と加振試験結果を照合することにより、耐震設計手法の妥当性を確認している。

本件改造の耐震設計においては、上記試験でその妥当性が実証された設計手法が用いられている。

Q3. 負荷積み上げ結果において

- a. 残留熱除去ポンプについて、2号炉及び4号炉の負荷が6号炉の負荷より約2倍程度必要な理由は？
- b. 6号炉には炉心スプレイポンプはなかったか？

a.について

ポンプ電動機の容量は、ポンプ流量と全揚程より決定している。

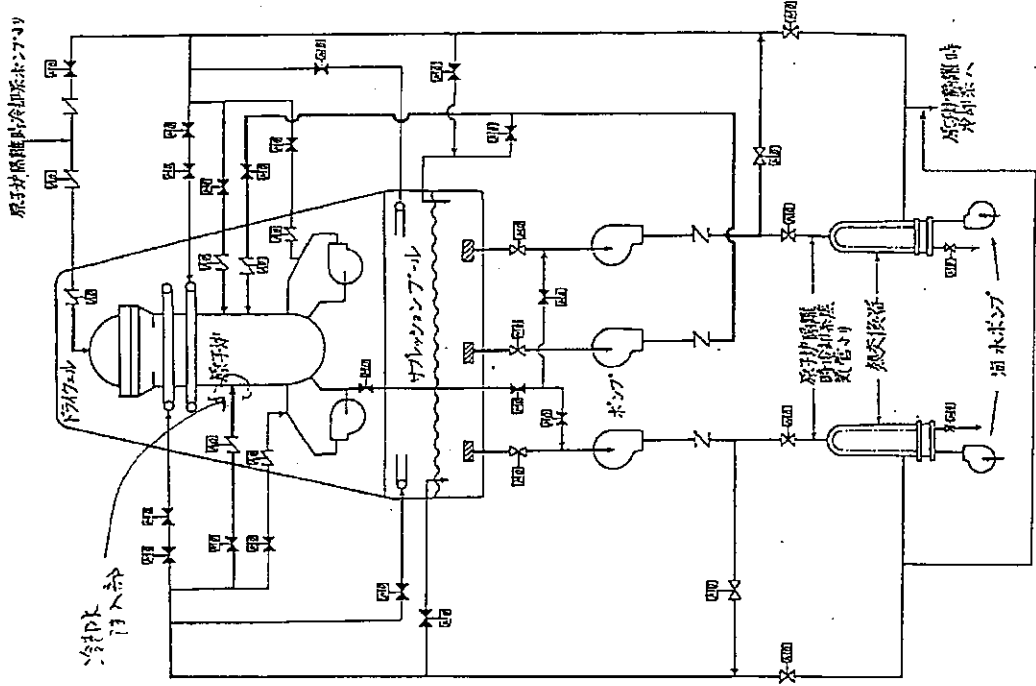
まず、残留熱除去ポンプの流量は冷却材喪失事故発生時に炉内に注入すべき水量と注入時間により決定されるが、BWR-4（2、4号炉）に比べBWR-5（6号炉）は、ベッセル寸法、炉心設計などの違いにより注入時間が長くポンプ流量を低減できるため、6号炉の残留熱除去ポンプ流量は、2、4号炉の約90%となっている。

次に、ポンプの全揚程は残留熱除去系低圧注水モードでの冷却水の注入口位置に依存している。2、4号炉の上記注入口は再循環ポンプ出口配管部であり、6号炉の注入口は圧力容器シュラウド内である。（第1図、第2図参照）これにより6号炉残留熱除去ポンプの全揚程は、2、4号炉に比べ、配管圧損等が少ない分小さくでき、2、4号炉の約66%となっている。

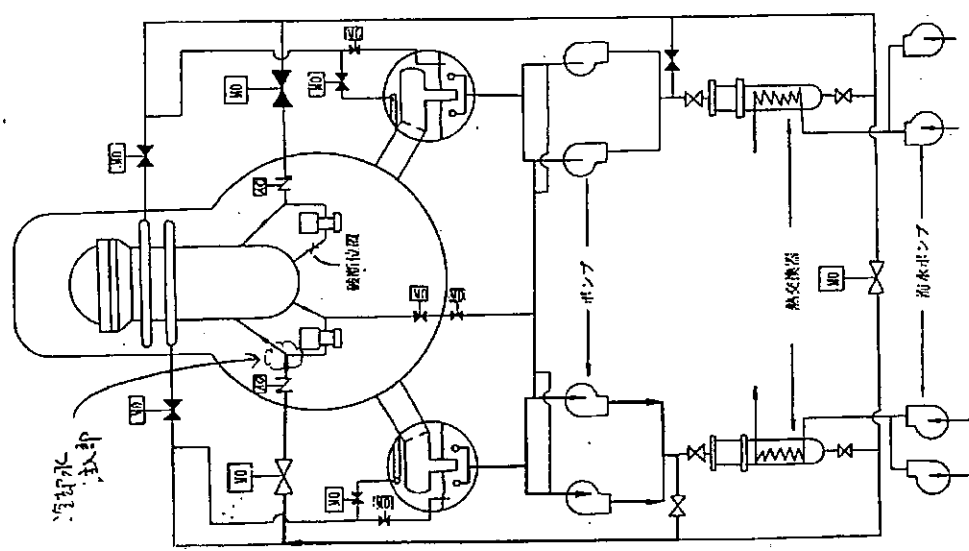
以上の条件を考慮した結果、6号炉残留熱除去ポンプ電動機容量は、2、4号炉の残留熱除去ポンプ電動機容量の半分程度となっている。

b. について

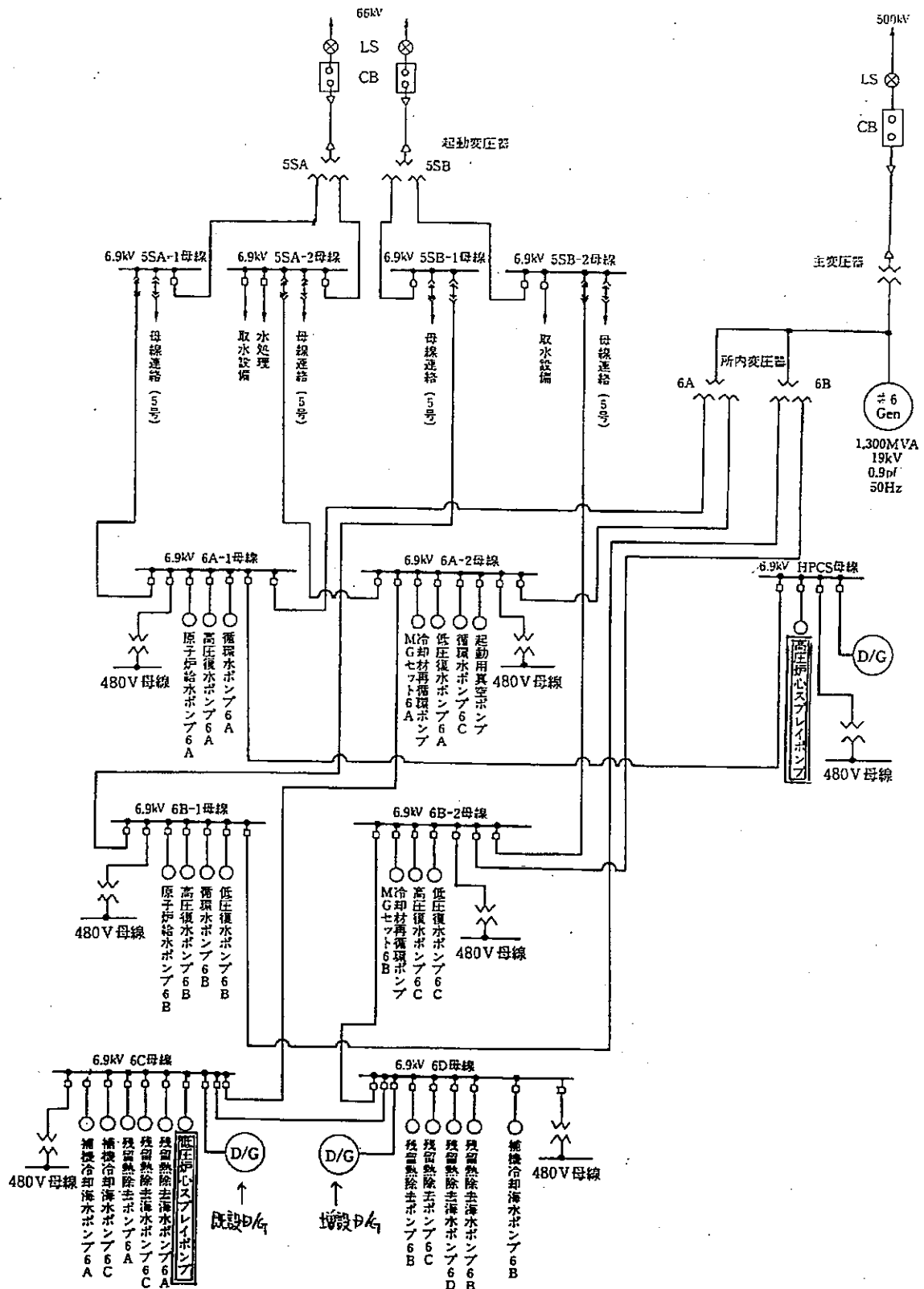
6号炉の単線結線図を第3図に示す。図にあるように、6号炉増設D/Gの負荷として、炉心スプレイポンプはないが、既設D/G負荷に低圧炉心スプレイポンプが、またHPCS-D/G負荷に高圧炉心スプレイポンプが含まれている。



第2図 BWR-5 (6号炉の例) 残留熱除去系 系統構成図



第1図 BWR-4 (4号炉の例) 残留熱除去系 系統構成図



第3図 6号炉単線結線図

- Q 4. a. 共用プールの臨界評価に用いる臨界解析用燃料の設計においては、新燃料集合体の各燃料ピンの濃縮度を、他の条件は変えずに一定の比率で増加させて、無限増倍率を1.30としているということか。
- b. また、実際の新燃料集合体から可燃性毒物を全て除いたと仮定すると、初期の無限増倍率はどのような値となるのか。

a. 共用プールの臨界評価に用いる臨界解析用燃料の設計は、概略以下の手順にて行われる。

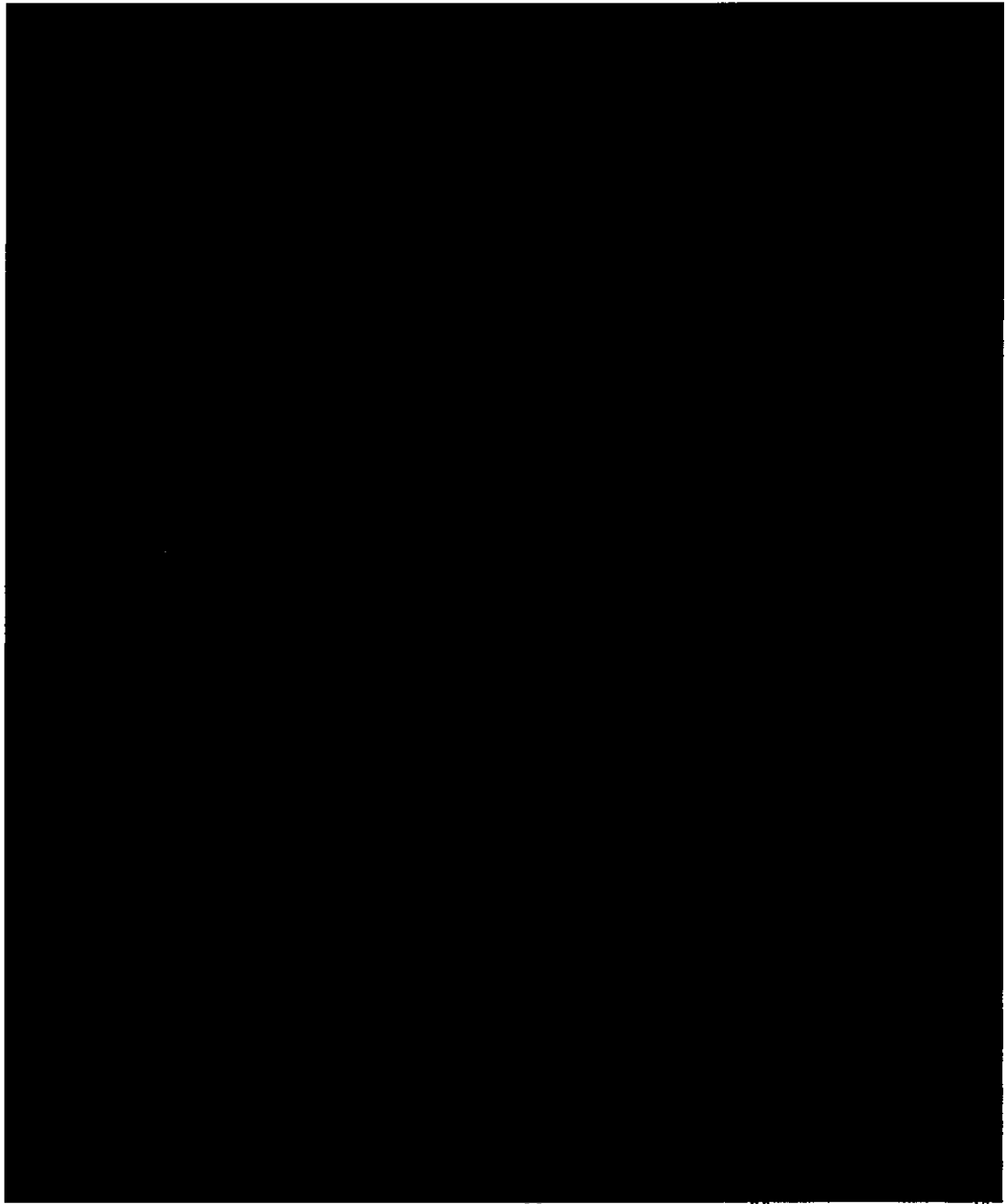
(a) ある代表的な新燃料集合体の濃縮度分布を仮定する(可燃性毒物(Gd)は存在しないものと仮定する)。

(b) この状態で炉心装荷時の無限増倍率を計算し、燃料集合体全体の各燃料棒の濃縮度を増減させて無限増倍率の値が1.30になるように濃縮度分布を調整する。

すなわち、Gdを用いずに新燃料状態での無限増倍率が1.30になるような燃料集合体を設計することと同等である。

b. 実際の新燃料集合体においては、燃焼初期の余剰反応度を抑制する目的で可燃性毒物(Gd)を添加している。Gdを全て除いたと仮定した場合の無限増倍率の値は、次図において、Gdが燃焼した後の曲線(約0.5GWd/t以降)を燃焼度0GWd/tまでさかのぼって外挿したときの無限増倍率の値にほぼ等しい。

無限増倍率



0

10

20

30

40

燃 焼 度 (GWd/t)

無限増倍率の燃焼変化例

Q5. 共用プールにおける「燃料集合体の落下」の評価について、実効線量当量が各号炉の評価に包絡されることが、解析条件（特に気象パラメーター）の相違との関連で工学的に判断できることを示せ。

A. 共用プールにおける安全評価にあたっては、「燃料集合体の落下」を想定し、使用済み燃料集合体の冷却期間や核分裂生成物の放出経路、建屋の敷地内での位置等を考慮の上、従来の原子炉建屋での「燃料集合体の落下」の評価手法と同様の評価を実施した。その結果、実効線量当量が 2.0×10^{-4} mSv となり、原子炉建屋の各号炉の評価($4.2 \sim 6.7 \times 10^{-2}$ mSv)に十分包絡されている。

以下に、共用プールの評価値に対する主な解析条件の感度と、これによる評価値の包絡性を示す。

(核分裂生成物の放出量評価)

原子炉建屋での評価では、評価対象燃料集合体の冷却期間は、原子炉停止後、燃料取扱い開始までの期間を考慮して1日としている。一方、共用プールでの評価では、19ヶ月以上冷却した燃料のみを取扱うため、冷却期間を19ヶ月としている。

評価対象である核分裂生成物（希ガス、よう素）の多くは、半減期が数日以下であり、これらは19ヶ月の冷却によりほぼ減衰して無くなり、長半減期核種が残存核種の支配的なものとなる（希ガス：Kr-85, 半減期10.7年、よう素：I-129, 半減期1600万年）。

したがって、主にこの冷却期間の相違により核分裂生成物放出量が異なり、共用プールでの評価値は原子炉建屋での評価値に対し、希ガスで約3ケタ、よう素で約4ケタ小さくなっている。

(気象パラメーターの評価)

相対濃度(I/Q)、相対線量(D/Q)は、気象指針の拡散式を用い、1年間の気象観測データをもとに、実効放出継続時間に従い、統計処理を施して求めている。

$$(x/Q)_t = \frac{1}{\pi \cdot \sigma_{y,t} \cdot \sigma_{z,t} \cdot U_t} \cdot \exp\left(-\frac{H_t^2}{2\sigma_{z,t}^2}\right) \dots\dots\dots (71-2)$$

$\sigma_{y,t}$: 時刻*t*における濃度分布のY方向の拡がりのパラメータ (m) } 大気安定度と
 $\sigma_{z,t}$: 時刻*t*における濃度分布のZ方向の拡がりのパラメータ (m) } 距離の関数 (図-1.2)
 U_t : 時刻*t*における風速 (m/s)
 H : 放出源の有効高さ (m)

したがって、 I/Q は放出高さ、放出位置から評価対象地点（周辺監視区域境界）までの風下距離、風向きごとに定まる風速と大気安定度で求まるパラメーターである。また、 D/Q は I/Q の式で求めた γ 線源濃度分布を用い、線源から評価対象地点までの距離の2乗に反比例する式を空間積分して得られる。

共用プールの「燃料集合体の落下」では、核分裂生成物が建屋放出になることと、各号炉のSGTS排気口より周辺監視区域境界に近づく（図-3）ことから、 I/Q 、 D/Q が大きくなり、それぞれ原子炉建屋での評価値に対し約10倍、約3倍になることがわかっている（表-1）。

表-1では、各号炉でのいくつかの事故に対する気象パラメーターを示しており、放出高さ及び周辺監視区域境界への距離、評価方位が大きく異なるものの、 I/Q の感度は大きくなく、ほぼ1ケタの範囲に収まっており、 D/Q についてはさらに感度が小さいことがわかる。

さらに、気象指針の評価式を用いて、共用プールの「燃料集合体の落下」における気象パラメーターの感度を工学的に検討するため、代表的な気象条件のもとで気象指針の評価式を用いて、感度を評価した。代表的な気象条件としては、大気安定度をCとし、風速は年平均風速（3.1m/s:距離10m, 5.3m/s:距離95m）とした。

	放出位置 (前線)	敷地境界 までの距離	風速 U(m/s)	σ_y	σ_z	x/Q (s/m ³)
共用プール	建屋(0m)	460m	3.1	47m	29m	7.5×10^{-5}
4号炉	SGTS排気口(65m)	770m	5.3	75m	45m	1.1×10^{-5}

本概略評価値の比は約7倍であり、実際的评价値（表-1）の比の約10倍とほぼ等しい。なお、 D/Q については、 I/Q に比べて放出高さや距離に対する感度は小さい。

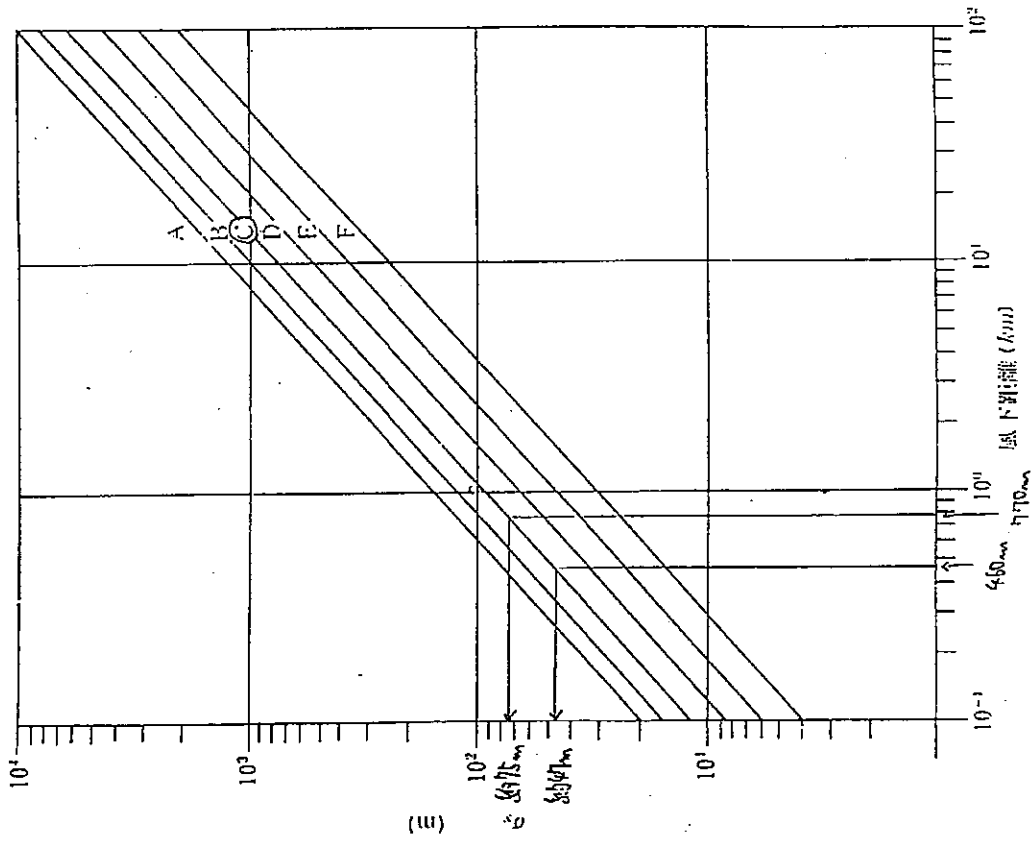
以上、共用プールにおける「燃料集合体の落下」の核分裂生成物放出量が原子炉建屋での評価値より3~4ケタ小さく、気象パラメーターについては1ケタ大きくなる程度であると判断される。したがって、その積で評価される実効線量当量は、原子炉建屋での評価値に十分包絡されるものと工学的に判断できる。

表-1 大気拡散パラメーター

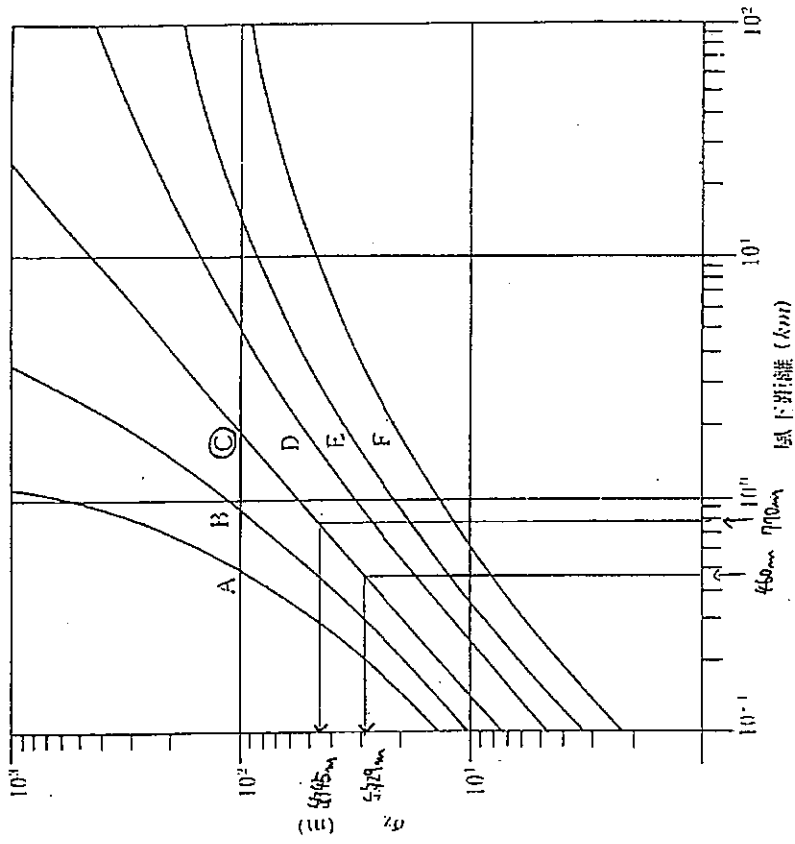
号 炉 等	実効放出 継続時間(h)	放 出 位 置 (放出高さ)	λ / Q (s/m ³)	方 位 (周辺区域 までの距離(m))	D / Q (Gy/Bq)	方 位 (周辺区域 までの距離(m))
共用プール F-HA	1	運轉時採用貯蔵建屋 (0 m)	5.9x10 ⁻⁵	NNE (460)	4.7x10 ⁻¹⁹	NNE (460)
1号炉* FHA, CRDA, OGR	1	SGTS排気口 (65 m)	5.6x10 ⁻⁶	N (1010)	1.5x10 ⁻¹⁹	N (1010)
3, 4号炉 FHA	1	同上	6.0x10 ⁻⁶	N (770)	1.6x10 ⁻¹⁹	N (770)
5, 6号炉 FHA, CRDA, OGR	1	同上	4.6x10 ⁻⁶	S (1180)	1.3x10 ⁻¹⁹	S (1180)
2, 3, 4号炉 -CRDA, OGR	1	タービン建屋熱交換器 (65 m)	6.0x10 ⁻⁶	N (630)	1.7x10 ⁻¹⁹	N (630)
2号炉 MSLBA	1	タービン建屋 (0 m)	2.0x10 ⁻⁵	NNE (810)	2.4x10 ⁻¹⁹	NNE (810)
4号炉 MSLBA	1	同上	3.4x10 ⁻⁵	NNE (620)	3.4x10 ⁻¹⁹	NNE (620)
6号炉 MSLBA	1	同上	4.1x10 ⁻⁵	S (1220)	4.0x10 ⁻¹⁹	S (1220)

(注) FHA : 燃料集合体の落下
 CRDA : 制御棒落下
 OGR : 放射体廃棄物処理施設の破損
 MSLBA : 放熱管破断
 FHA : 主蒸気管破断
 * : 2号炉のFHAは1号炉のFHAと同じ

第1図 y方向の拡がりのパラメータ (σ_y)



第2図 z方向の拡がりのパラメータ (σ_z)



(1号, 2号, 3号, 4号, 5号及6号坑)

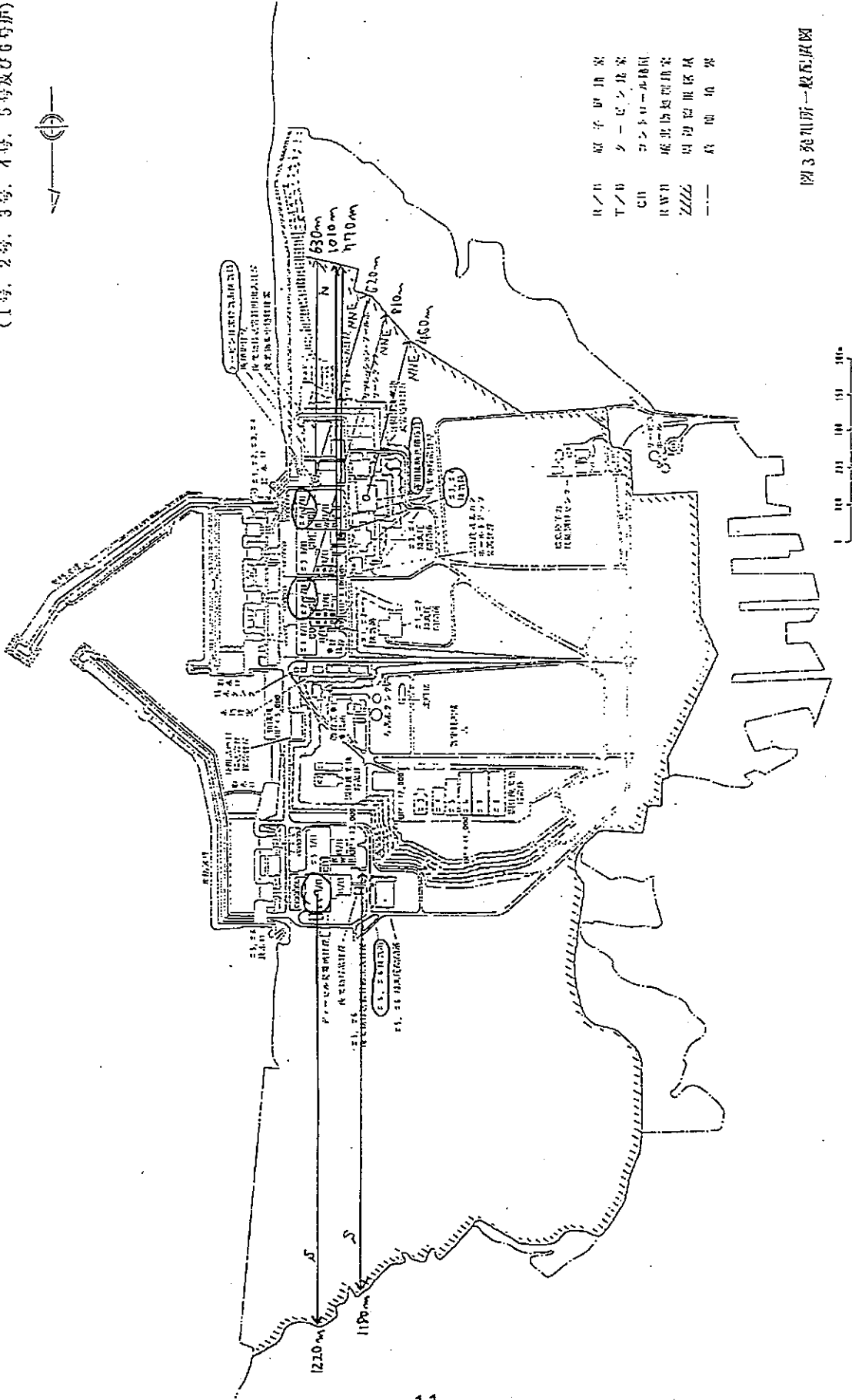


図3 免礼所一般平面図

東京電力株式会社福島第一原子力
発電所の原子炉の設置変更（1号、
2号、3号、4号、5号及び6号
原子炉施設の変更）に係る安全性
について（案）

平成5年6月

通商産業省

目 次

I 審査結果

II 変更申請内容

III 審査方針

1. 審査の基本方針
2. 審査方法

IV 審査内容

1. 原子炉施設の安全設計
 1. 1 原子炉施設全般
 1. 2 使用済燃料乾式貯蔵設備の設置
 1. 3 使用済燃料共用プールの設置
 1. 4 使用済燃料輸送容器保管エリアの設置
 1. 5 非常用ディーゼル発電機の増設
2. 事故の解析

V 審査経過

I 審査結果

東京電力株式会社福島第一原子力発電所の原子炉の設置変更に関し、同社が提出した「東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉設置変更許可申請書（1号、2号、3号、4号、5号及び6号原子炉施設の変更）及び同添付書類」（平成5年4月13日付け申請、平成5年 月 日付け一部補正）に基づき審査した結果、当該申請は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下「原子炉等規制法」という。）第26条第4項において準用する同法第24条第1項第4号の基準に適合しているものと認められる。

II 変更申請内容

福島第一原子力発電所の1号、2号、3号、4号、5号及び6号原子炉施設について以下の変更を行う。

1. 使用済燃料乾式貯蔵設備の設置

4号、5号及び6号炉の使用済燃料貯蔵施設として使用済燃料乾式貯蔵設備を設置する。

2. 使用済燃料共用プールの設置

1号、2号、3号、4号、5号及び6号炉の使用済燃料貯蔵施設として使用済燃料共用プールを設置する。

3. 使用済燃料輸送容器保管エリアの設置

1号、2号、3号、4号、5号及び6号炉の使用済燃料輸送容器保管施設として使用済燃料輸送容器保管エリアを設置する。

4. 非常用ディーゼル発電機の増設

1号及び2号炉共用、3号及び4号炉共用並びに5号及び6号炉共用の非常用ディーゼル発電機を1号、3号及び5号炉専用にするとともに、2号、4号及び6号炉用に非常用ディーゼル発電機を1台ずつ増設する。

Ⅲ 審査方針

1. 審査の基本方針

審査においては、福島第一原子力発電所1号、2号、3号、4号、5号及び6号原子炉施設の変更について「原子炉等規制法」第26条第4項において準用する同法第24条第1項第4号に定める許可の基準に適合していることを判断するため、変更後においても所要の安全設計等が確保されていることをその基本的事項について確認することとした。

2. 審査方法

(1) 審査は、申請者が提出した「福島第一原子力発電所原子炉設置変更許可申請書（1号、2号、3号、4号、5号及び6号原子炉施設の変更）及び同添付書類」に基づいて行うこととした。

(2) 審査に当たっては、書類による審査のほか、必要に応じ現地調査を実施することとした。

(3) 審査に当たっては、原子力安全委員会が用いることとした以下の指針のほか、法令で定める基準等を用いることとした。

①「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」

平成2年8月

②「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」

平成2年8月

③「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」

昭和56年7月

④「発電用軽水型原子炉施設の火災防護に関する審査指針」

昭和55年11月

(平成2年8月一部改訂)

⑤「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」

平成2年8月

⑥「放射性液体廃棄物処理施設の安全審査に当たり考慮すべき事項
ないしは基本的な考え方」

昭和56年9月

(4) また、原子炉安全基準専門部会がとりまとめた以下の報告書も活用することとした。

①「原子力発電所内の使用済燃料の乾式キャスク貯蔵について」

平成4年8月

(5) そのほか、先行炉の審査経験、諸外国の審査基準等をも参考とした。

IV 審査内容

本原子炉施設の変更に係る原子炉施設（以下、「本原子炉施設」という。）の安全設計及び事故の解析について検討した結果は、次のとおりである。

1. 原子炉施設の安全設計

1. 1 原子炉施設全般

本原子炉施設の安全機能を有する構築物、系統及び機器（以下、「安全機能を有する構築物等」という。）は、安全上適切と認められる規格及び基準に準拠することが要求される。また、安全機能を有する構築物等は、自然現象、人為事象、飛来物、火災、原子炉施設間の共用、単一故障等により、それらの安全機能が喪失しないよう、設計上の考慮が要求される。さらに原子炉施設には避難通路及び通信連絡設備の設置が要求される。

このため、審査に当たっては、これらの事項を考慮して検討を行った。

本原子炉施設は、法令で定める規格及び基準に基づいて、設計、材料選定、製作及び検査が行われるほか、必要に応じて国内の民間規格、基準及び諸外国の規格、基準をも参考とすることとしている。

安全機能を有する構築物等は、地震、風（台風）、積雪、最低気温、雷等の自然現象に対して安全機能が喪失しないよう設計される。

安全機能を有する構築物等に対する第三者の不法な接近等の人為事象に対しては、物的障壁を持つ防護された区域を設け、これら区域への接近管理及び出入り管理の徹底を図るとともに、不法な立入を監視するための探知施設、外部との通信連絡設備などが設けられる。

安全機能を有する構築物等は、想定される圧力、温度、放射線量等を考慮して設計される。

福島第一原子力発電所の周辺において、爆発物等で発生する飛来物によって本原子炉施設の安全性が影響を受けることはないと考えられる。

安全機能を有する構築物等は、火災発生の防止、火災検知及び消火並びに火災の影響の軽減の三つの方策を組合せて火災防護がなされる。

火災防止対策としては、発火性又は引火性の液体あるいは気体を内包する系統の漏えい防止等が考慮されるほか、安全機能を有する構築物等は、実現上可能な限り不燃性又は難燃性材料を使用するとともに、落雷等の自然現象による火災発生を防止するため適切な設計がなされる。

火災の影響の軽減対策として、安全機能を有する構築物等は、耐火壁、隔壁、間隔及び消火装置の組合せにより火災の影響を軽減できるように設計される。

本原子炉施設のうち、使用済燃料共用プール、使用済燃料輸送容器保管エリア、使用済燃料輸送容器保管建屋及び既設の廃棄物集中処理建家処理系が原子炉施設間で共用される設計であるが、これらの機能、配置、構造等からみて当該設備の故障により原子炉の安全性を損なうことのないように設計される。

また、本原子炉施設は、運転員の誤操作を防止するために適切な措置を講じるように設計される。

重要度の特に高い安全機能を有する系統は、非常用所内電源系のみでの運転下又は外部電源系のみでの運転下で、単一故障を仮定しても、その系統の安全機能を失うおそれのないように設計される。

安全機能を有する構築物等は、これらの健全性及び能力を確保するために、その安全機能の重要度に応じ、適切な方法により、試験又は検査ができるよう設計される。

本原子炉施設の建屋内には、必要な避難通路が設けられる。避難通路には、標識並びに非常灯及び誘導灯が設けられ、通常の照明用電源喪失時にその機能を失うことがないように設計される。

事故時に発電所内の放射線業務従事者等に対し、中央制御室から指示することができるよう所内通信設備が設計される。

したがって、本原子炉施設全般に対する設計上の考慮は妥当なものと判断する。

1. 2 使用済燃料乾式貯蔵設備の設置

本変更は、4号炉、5号炉及び6号炉の使用済燃料貯蔵施設として原子炉建家内の使用済燃料プール（以下、「燃料プール」という。）で4年以上冷却された健全な使用済燃料を、4号炉については約54%炉心相当分、5号炉については約27%炉心相当分、6号炉については約54%炉心相当分貯蔵する使用済燃料乾式貯蔵設備を設置するものである。

使用済燃料乾式貯蔵設備の設計においては、以下に示す事項を満足することが要求される。

- ① 使用済燃料乾式貯蔵設備は、除熱機能、密封機能、遮へい機能、臨界防止機能及びこれら安全機能を維持するために必要な構造強度を有すること。
- ② 使用済燃料乾式貯蔵設備は、適切な貯蔵容量を有し、試験及び検査をすることができること。

このため、審査に当たっては、使用済燃料乾式貯蔵設備の除熱機能、密封機能、遮へい機能、臨界防止機能及び構造強度等について検討を行った。

2つに分ける
除熱機能については、使用済燃料から発生する崩壊熱は伝導、ふく射により使用済燃料貯蔵容器（以下、「貯蔵容器」という。）の外表面に伝えられ、使用済燃料輸送容器保管建屋内の自然対流により大気に放散されるため、設計貯蔵期間貯蔵しても燃料被覆管の累積クリープ量が1%を超えることはなく、安全機能及び構造強度を有する構成部材の健全性が維持されるように設計される。
除熱と使用済燃料の健全性
安全機能及び
かなり小さい

密封機能については、貯蔵容器本体、蓋部及び金属ガスケットにより漏えいを防止し、設計貯蔵期間中貯蔵容器内部圧力を負圧に維持できるように設計される。

遮へい機能については、貯蔵容器本体及び蓋部は鋼製の容器で、その周りをレジンで覆い、貯蔵容器表面の線量当量率が2mSv/h以下及び貯蔵容器表面から1 mの点における線量当量率が100μSv/h以下に保たれるように設計される。

臨界防止機能については、バスケットの材料として中性子吸収能力の高いポロニウムを添加したアルミニウム合金を使用し、適切な燃料間距離を保持することにより、燃料集合体を全容量収容し、容器内の燃料位置等について想定される厳しい状態を仮定しても、実効増倍率は0.95以下に保たれるように設計される。
ポリウム

構造強度については、安全機能を維持するために必要な構造強度部材は、設計貯蔵期間中における放射線照射影響、腐食、クリープ、疲労、応力腐食割れ等の

経年変化に対して十分な信頼性を有する材料を選定し、その必要とされる強度、性能を維持し、必要な安全機能を失うことのないように設計される。

使用済燃料乾式貯蔵設備は、燃料プール及び使用済燃料共用プールの貯蔵容量と合わせて、発生する使用済燃料を適宜貯蔵し、各号炉の燃料プールにおいて常に全炉心の燃料を貯蔵することができる容量が確保される。

使用済燃料乾式貯蔵設備は常時監視し、定期的に試験及び検査ができるように設計される。

なお、安全評価において想定すべき異常事象として抽出された貯蔵容器の燃料取扱床等への異常着床及び貯蔵容器の支持構造物への衝突の各事象に対しても、除熱、密封、遮へい、臨界防止機能及び構造強度に関して設計上の基準を満足するように設計される。

したがって、使用済燃料乾式貯蔵設備の設計は妥当なものと判断する。

1. 3 使用済燃料共用プールの設置

本変更は、1号、2号、3号、4号、5号及び6号炉の使用済燃料貯蔵施設として燃料プールで19ヶ月以上冷却された健全な使用済燃料を貯蔵し、その貯蔵能力が約200%炉心相当分の使用済燃料共用プール（以下、「共用プール」という。）を運用補助共用施設内に設置するものである。

共用プールの設計においては、以下に示す事項を満足することが要求される。

- ① 使用済燃料の貯蔵設備は、適切な格納系、空気浄化系、貯蔵容量及び未臨界性を有すること。
- ② 使用済燃料の貯蔵設備は、放射線遮へい、プール水の冷却及び浄化並びに漏えい防止及び検知の機能を有すること。
- ③ 使用済燃料の取扱設備は、燃料落下防止対策が講じられ、かつ、使用済燃料の貯蔵設備は、想定される燃料落下時にも損傷しないこと。
- ④ 使用済燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、試験及び検査をすることができること。
- ⑤ 使用済燃料の取扱場所は、崩壊熱の除去能力の喪失にいたる状態及び過度の放射線レベルを検出できるとともに、その事態を適切に放射線業務従事者に伝えるか又は、自動的に対処することができること。

このため、審査に当たっては、共用プールの構造、未臨界性、貯蔵容量、冷却能力等について検討を行った。

共用プールは、運用補助共用施設の建屋内に設置され、換気系を有している。

共用プールの貯蔵容量は、全炉心燃料の約200%相当分に設計され、燃料プール及び使用済燃料乾式貯蔵設備の貯蔵容量と合わせて、発生する使用済燃料を適宜貯蔵し、各号炉の燃料プールにおいて常に全炉心の燃料を貯蔵することができる容量が確保される。

共用プールの貯蔵ラックは、貯蔵燃料の臨界を防止するために、適切な燃料間距離をとることにより、計算上、容量いっぱいの燃料を貯蔵し、燃料間距離がラック内で最小となるような厳しい状態を仮定しても、実効増倍率は、^{1.8}0.95以下に保たれるように設計される。

共用プールの壁面及び底面は、コンクリート壁による遮へいを施すとともに、使用済燃料の上部は、十分な水深を保ち遮へい効果を有するように設計される。

共用プール冷却浄化系は、使用済燃料を年間900体ずつ受入れ、かつ、貯蔵量が最大となる全炉心燃料の約200%相当分の場合でも、共用プール水温が52℃を超えないように崩壊熱を除去することができるとともに、共用プール水の純度及び透明度を維持することができるように設計される。さらに、2系列ある共用プール冷却浄化系のうち1系列の機能が喪失した場合でも共用プール水温は65℃を超えないように設計される。なお、これらの崩壊熱は共用プール補機冷却系によって大気に伝達することができ、共用プール水温が異常に上昇した場合には、4号炉中央制御室に警報を発するように設計される。

また、共用プールは、漏えいを防止するため内面はステンレス鋼でライニングし、排水口を下部に設けない設計とするとともに、漏えいを検出することができるように設計される。

使用済燃料輸送容器等の重量物は、天井クレーンのインター・ロックにより共用プール内の貯蔵ラック上を通過しないようになり、また、燃料取扱装置は、ワイヤの二重化や種々のインター・ロックにより取扱中の燃料集合体の落下を防止するように設計される。

なお、万一、燃料集合体が落下することを想定しても、共用プールは、その機能を失うような損傷が生じないように設計される。

燃料取扱装置、共用プール冷却浄化系等の安全機能を有する機器は、定期的な試験・検査を行うことが可能なように設計される。

共用プール・エリアには、放射線監視のためのエリア放射線モニタが設置され、万一、放射線レベルが異常に上昇した場合には、4号炉中央制御室に警報を発し、放射線業務従事者が対処することができるように設計される。

共用プールで発生する液体廃棄物は、既設の廃棄物集中処理建家処理系（1～6号炉共用）で処理される。

共用プールで発生する使用済樹脂等は、運用補助共用施設内の沈降分離タンクに貯蔵保管するか、又は沈降分離タンクに貯蔵後、廃棄物集中処理建家処理系（1～6号炉共用）で処理を行い、貯蔵保管される。

したがって、共用プールの設計は妥当なものとして判断する。

1. 4 使用済燃料輸送容器保管エリアの設置

本変更は、1号、2号、3号、4号、5号及び6号炉の使用済燃料輸送容器保管施設として、10基の使用済燃料輸送容器を保管できる使用済燃料輸送容器保管エリアを運用補助共用施設内に設置するものである。

使用済燃料輸送容器保管エリアにおいては、放射線業務従事者の不要な被ばくを防止するような遮へい及び機器の配置を行うこととなっている。また、使用済燃料輸送容器保管エリアからの敷地周辺の空間線量率は合理的に達成できる限り小さい値になるように設計される。

したがって、使用済燃料輸送容器保管エリアの設計は妥当なものと判断する。

1. 5 非常用ディーゼル発電機の増設

本変更は、1号及び2号炉共用、3号及び4号炉共用並びに5号及び6号炉共用の非常用ディーゼル発電機を1号、3号及び5号炉専用にするとともに、2号、4号及び6号炉用に非常用ディーゼル発電機を1台ずつ増設するものである。

非常用ディーゼル発電機の設計においては、以下に示す事項を満足することが要求される。

① ~~非常用ディーゼル発電機は~~、多重性又は多様性及び独立性を有し、その系統を構成する機器の単一故障を仮定しても、外部電源が喪失した場合において、燃料の許容設計限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリの設計条件を超えることなく原子炉を冷却でき、また、原子炉冷却材喪失等の事故時の炉心冷却を行い、かつ、原子炉格納容器の健全性並びに安全機能を有する系統及び機器の機能を確保できる容量と機能を有すること。

② 重要度の高い安全機能を有する電気系統は、系統の重要な部分の適切な定期的試験及び検査をすることができること。

このため、審査に当たっては、非常用ディーゼル発電機の容量及び信頼性、ケーブル等の火災対策等について検討を行った。

増設

非常用ディーゼル発電機は各々独立分離した部屋に収納されるほか、独立分離した非常用母線に接続される。

非常用ディーゼル発電機は、外部電源が喪失した場合には原子炉を安全に停止するために必要な電力を、また、外部電源が喪失し同時に原子炉冷却材喪失が発生した場合には工学的安全施設を動作させるために必要な電力を、約10秒後から順次供給することができるように設計される。

非常用ディーゼル発電機は、通常運転時にも定期的に起動試験及び検査ができるように設計される。

なお、所内ケーブル、電源盤等の材料は、可能な限り不燃性又は難燃性の材料が使用される。

したがって、非常用ディーゼル発電機の設計は妥当なものと判断する。

@ LOPA の場合

RC1C
20秒 (箱積では)

10秒
負荷に
確立
時間

2. 事故の解析

共用プールの設置に伴い、燃料集合体の落下について解析及び評価が行なわれている。

審査に当たっては、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する指針」（以下、「安全評価指針」という。）に基づき解析の評価を行った。

評価結果は以下のとおりである。

共用プールにおける使用済燃料の落下については、共用プールで取扱われる使用済燃料が19ヶ月以上の冷却により原子炉建屋の使用済燃料に比べ放射能が十分減衰したものであり、大気中に放出される核分裂生成物の量は炉心上への燃料集合体の落下に比べ十分小さいため、最も厳しい落下を想定しても実効線量当量の評価結果は、炉心上への燃料集合体の落下の解析結果より厳しくならないと判断した。

したがって、変更後においても本原子炉施設は「安全評価指針」に適合しているものと判断する。

取出直後
緊急の場合と比較

は
し
と
す
す

V 審査経過

本書は、平成5年4月13日付け（平成5年 月 日付け一部補正）の原子炉設置変更許可申請書に基づき、審査を行った結果を取りまとめたものである。審査の過程において、現地調査を実施したほか、通商産業省原子力発電技術顧問会（基本設計）においてその内容に関して専門的な意見を聴取した。

東京電力株式会社福島第一原子力
発電所の原子炉の設置変更（1号、
2号、3号、4号、5号及び6号
原子炉施設の変更）に係る安全性
について（案）

平成5年7月

通商産業省

目 次

I 審査結果

II 変更申請内容

III 審査方針

1. 審査の基本方針
2. 審査方法

IV 審査内容

1. 原子炉施設の安全設計
 1. 1 原子炉施設全般
 1. 2 使用済燃料乾式貯蔵設備の設置
 1. 3 使用済燃料共用プールの設置
 1. 4 使用済燃料輸送容器保管エリアの設置
 1. 5 非常用ディーゼル発電機の増設
2. 事故の解析

V 審査経過

I 審査結果

東京電力株式会社福島第一原子力発電所の原子炉の設置変更に関し、同社が提出した「東京電力株式会社福島第一原子力発電所原子炉設置変更許可申請書（1号、2号、3号、4号、5号及び6号原子炉施設の変更）及び同添付書類」（平成5年4月13日付け申請、平成5年 月 日付け一部補正）に基づき審査した結果、当該申請は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下「原子炉等規制法」という。）第26条第4項において準用する同法第24条第1項第4号の基準に適合しているものと認められる。

II 変更申請内容

福島第一原子力発電所の1号、2号、3号、4号、5号及び6号原子炉施設について以下の変更を行う。

1. 使用済燃料乾式貯蔵設備の設置
4号、5号及び6号炉の使用済燃料貯蔵施設として使用済燃料乾式貯蔵設備を設置する。
2. 使用済燃料共用プールの設置
1号、2号、3号、4号、5号及び6号炉の使用済燃料貯蔵施設として使用済燃料共用プールを設置する。
3. 使用済燃料輸送容器保管エリアの設置
1号、2号、3号、4号、5号及び6号炉の使用済燃料輸送容器保管施設として使用済燃料輸送容器保管エリアを設置する。
4. 非常用ディーゼル発電機の増設
1号及び2号炉共用、3号及び4号炉共用並びに5号及び6号炉共用の非常用ディーゼル発電機を1号、3号及び5号炉専用にするとともに、2号、4号及び6号炉用に非常用ディーゼル発電機を1台ずつ増設する。

Ⅲ 審査方針

1. 審査の基本方針

審査においては、福島第一原子力発電所1号、2号、3号、4号、5号及び6号原子炉施設の変更について「原子炉等規制法」第26条第4項において準用する同法第24条第1項第4号に定める許可の基準に適合していることを判断するため、変更後においても所要の安全設計等が確保されていることをその基本的事項について確認することとした。注

2. 審査方法

(1) 審査は、申請者が提出した「福島第一原子力発電所原子炉設置変更許可申請書（1号、2号、3号、4号、5号及び6号原子炉施設の変更）及び同添付書類」に基づいて行うこととした。

(2) 審査に当たっては、書類による審査のほか、必要に応じ現地調査を実施することとした。

(3) 審査に当たっては、原子力安全委員会が用いることとした以下の指針のほか、法令で定める基準等を用いることとした。

①「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」

平成2年8月

②「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」

平成2年8月

③「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」

昭和56年7月

④「発電用軽水型原子炉施設の火災防護に関する審査指針」

昭和55年11月

(平成2年8月一部改訂)

⑤「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」

平成2年8月

注 { 従来より、BWR、PWRともに、新增設案件に関しては「所要の安全設計等がなされている……」という表現で統一しており、他方、変更案件に関しては、「変更後においても所要の安全設計等が確保されている……」という表現で統一しており、したがって今回も従来と同じ表現で統一したい。

⑥「放射性液体廃棄物処理施設の安全審査に当たり考慮すべき事項
ないしは基本的な考え方」

昭和56年9月

(4) また、原子炉安全基準専門部会がとりまとめた以下の報告書も活用することとした。

①「原子力発電所内の使用済燃料の乾式キャスク貯蔵について」

平成4年8月

(5) そのほか、先行炉の審査経験、諸外国の審査基準等をも参考とした。

IV 審査内容

本原子炉施設の変更に関する原子炉施設（以下、「本原子炉施設」という。）の安全設計及び事故の解析について検討した結果は、次のとおりである。

1. 原子炉施設の安全設計

1. 1 原子炉施設全般

本原子炉施設の安全機能を有する構築物、系統及び機器（以下、「安全機能を有する構築物等」という。）は、安全上適切と認められる規格及び基準に準拠することが要求される。また、安全機能を有する構築物等は、自然現象、人為事象、飛来物、火災、原子炉施設間の共用、単一故障等により、それらの安全機能が喪失しないよう、設計上の考慮が要求される。さらに原子炉施設には避難通路及び通信連絡設備の設置が要求される。

このため、審査に当たっては、これらの事項を考慮して検討を行った。

本原子炉施設は、法令で定める規格及び基準に基づいて、設計、材料選定、製作及び検査が行われるほか、必要に応じて国内の民間規格、基準及び諸外国の規格、基準をも参考とすることとしている。

安全機能を有する構築物等は、地震、風（台風）、積雪、最低気温、雷等の自然現象に対して安全機能が喪失しないよう設計される。

安全機能を有する構築物等に対する第三者の不法な接近等の人為事象に対しては、物的障壁を持つ防護された区域を設け、これら区域への接近管理及び出入り管理の徹底を図るとともに、不法な立入を監視するための探知施設、外部との通信連絡設備などが設けられる。

安全機能を有する構築物等は、想定される圧力、温度、放射線量等を考慮して設計される。

福島第一原子力発電所の周辺において、爆発物等で発生する飛来物によって本原子炉施設の安全性が影響を受けることはないと考えられる。

安全機能を有する構築物等は、火災発生の防止、火災検知及び消火並びに火災の影響の軽減の三つの方策を組合せて火災防護がなされる。

火災防止対策としては、発火性又は引火性の液体あるいは気体を内包する系統の漏えい防止等が考慮されるほか、安全機能を有する構築物等は、実現上可能な限り不燃性又は難燃性材料を使用するとともに、落雷等の自然現象による火災発生を防止するため適切な設計がなされる。

火災の影響の軽減対策として、安全機能を有する構築物等は、耐火壁、隔壁、間隔及び消火装置の組合せにより火災の影響を軽減できるように設計される。

本原子炉施設のうち、使用済燃料共用プール、使用済燃料輸送容器保管エリア、使用済燃料輸送容器保管建屋及び既設の廃棄物集中処理建家処理系が原子炉施設間で共用される設計であるが、これらの機能、配置、構造等からみて当該設備の故障により原子炉の安全性を損なうことのないように設計される。

また、本原子炉施設は、運転員の誤操作を防止するために適切な措置を講じるように設計される。

重要度の特に高い安全機能を有する系統は、非常用所内電源系のみでの運転下又は外部電源系のみでの運転下で、単一故障を仮定しても、その系統の安全機能を失うおそれのないように設計される。

安全機能を有する構築物等は、これらの健全性及び能力を確保するために、その安全機能の重要度に応じ、適切な方法により、試験又は検査ができるよう設計される。

本原子炉施設の建屋内には、必要な避難通路が設けられる。避難通路には、標識並びに非常灯及び誘導灯が設けられ、通常の照明用電源喪失時にその機能を失うことがないよう設計される。

事故時に発電所内の放射線業務従事者等に対し、中央制御室から指示することができるよう所内通信設備が設計される。

したがって、本原子炉施設全般に対する設計上の考慮は妥当なものと判断する。

1. 2 使用済燃料乾式貯蔵設備の設置

本変更は、4号炉、5号炉及び6号炉の使用済燃料貯蔵施設として原子炉建家内の使用済燃料プール（以下、「燃料プール」という。）で4年以上冷却された健全な使用済燃料を、4号炉については約54%炉心相当分、5号炉については約27%炉心相当分、6号炉については約54%炉心相当分貯蔵する使用済燃料乾式貯蔵設備を設置するものである。

使用済燃料乾式貯蔵設備の設計においては、以下に示す事項を満足することが要求される。

- ① 使用済燃料乾式貯蔵設備は、除熱機能、密封機能、遮へい機能、臨界防止機能及びこれら安全機能を維持するために必要な構造強度を有すること。
- ② 使用済燃料乾式貯蔵設備は、適切な貯蔵容量を有し、試験及び検査をすることができること。

このため、審査に当たっては、使用済燃料乾式貯蔵設備の除熱機能、密封機能、遮へい機能、臨界防止機能及び構造強度等について検討を行った。

除熱機能については、使用済燃料から発生する崩壊熱は伝導、ふく射により使用済燃料貯蔵容器（以下、「貯蔵容器」という。）の外表面に伝えられ使用済燃料輸送容器保管建屋内の自然対流により大気に放散されるため、設計貯蔵期間貯蔵しても燃料被覆管の累積クリープ量が1%を超えることはなく、また安全機能及び構造強度を有する構成部材の健全性が維持されるように設計される。

密封機能については、貯蔵容器本体、蓋部及び金属ガスケットにより漏えいを防止し、設計貯蔵期間中貯蔵容器内部圧力を負圧に維持できるように設計される。

遮へい機能については、貯蔵容器本体及び蓋部は鋼製の容器で、その周りをレジンで覆い、貯蔵容器表面の線量当量率が 2mSv/h 以下及び貯蔵容器表面から1 mの点における線量当量率が $100\ \mu\text{Sv/h}$ 以下に保たれるように設計される。

臨界防止機能については、バスケットの材料として中性子吸収能力の高いボロン^注を添加したアルミニウム合金を使用し、適切な燃料間距離を保持することにより、燃料集合体を全容量収容し、容器内の燃料位置等について想定される厳しい状態を仮定しても、実効増倍率が0.95以下に保たれるように設計される。

構造強度については、安全機能を維持するために必要な構造強度部材は、設計貯蔵期間中における放射線照射影響、腐食、クリープ、疲労、応力腐食割れ等の

注（従来より安全審査書において、ほう素ではなくボロンという用語を用いている。）

経年変化に対して十分な信頼性を有する材料を選定し、その必要とされる強度、性能を維持し、必要な安全機能を失うことのないように設計される。

使用済燃料乾式貯蔵設備は、燃料プール及び使用済燃料共用プールの貯蔵容量と合わせて、発生する使用済燃料を適宜貯蔵し、各号炉の燃料プールにおいて常に全炉心の燃料を貯蔵することができる容量が確保される。

使用済燃料乾式貯蔵設備は常時監視し、定期的に試験及び検査ができるように設計される。

なお、安全評価において想定すべき異常事象として抽出された貯蔵容器の燃料取扱床等への異常着床及び貯蔵容器の支持構造物への衝突の各事象に対しても、除熱、密封、遮へい、臨界防止機能及び構造強度に関して設計上の基準を満足するように設計される。

したがって、使用済燃料乾式貯蔵設備の設計は妥当なものと判断する。

1. 3 使用済燃料共用プールの設置

本変更は、1号、2号、3号、4号、5号及び6号炉の使用済燃料貯蔵施設として燃料プールで19ヶ月以上冷却された健全な使用済燃料を貯蔵し、その貯蔵能力が約200%炉心相当分の使用済燃料共用プール（以下、「共用プール」という。）を運用補助共用施設内に設置するものである。

共用プールの設計においては、以下に示す事項を満足することが要求される。

- ① 使用済燃料の貯蔵設備は、適切な格納系、空気浄化系、貯蔵容量及び未臨界性を有すること。
- ② 使用済燃料の貯蔵設備は、放射線遮へい、プール水の冷却及び浄化並びに漏えい防止及び検知の機能を有すること。
- ③ 使用済燃料の取扱設備は、燃料落下防止対策が講じられ、かつ、使用済燃料の貯蔵設備は、想定される燃料落下時にも損傷しないこと。
- ④ 使用済燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、試験及び検査をすることができること。
- ⑤ 使用済燃料の取扱場所は、崩壊熱の除去能力の喪失にいたる状態及び過度の放射線レベルを検出することができるとともに、その事態を適切に放射線業務従事者に伝えるか又は、自動的に対処することができること。

このため、審査に当たっては、共用プールの構造、未臨界性、貯蔵容量、冷却能力等について検討を行った。

共用プールは、運用補助共用施設の建屋内に設置され、換気系を有している。

共用プールの貯蔵容量は、全炉心燃料の約200%相当分に設計され、燃料プール及び使用済燃料乾式貯蔵設備の貯蔵容量と合わせて、発生する使用済燃料を適宜貯蔵し、各号炉の燃料プールにおいて常に全炉心の燃料を貯蔵することができる容量が確保される。

共用プールの貯蔵ラックは、貯蔵燃料の臨界を防止するために、適切な燃料間距離をとることにより、計算上、容量いっぱいの燃料を貯蔵し、燃料間距離がラック内で最小となるような厳しい状態を仮定しても、実効増倍率が0.95以下に保たれるように設計される。

共用プールの壁面及び底面は、コンクリート壁による遮へいを施すとともに、使用済燃料の上部は、十分な水深を保ち遮へい効果を有するように設計される。

共用プール冷却浄化系は、使用済燃料を年間900体ずつ受入れ、かつ、貯蔵量が最大となる全炉心燃料の約200%相当分の場合でも、共用プール水温が52℃を超えないように崩壊熱を除去することができるとともに、共用プール水の純度及び透明度を維持することができるように設計される。さらに、2系列ある共用プール冷却浄化系のうち1系列の機能が喪失した場合でも共用プール水温は65℃を超えないように設計される。なお、これらの崩壊熱は共用プール補機冷却系によって大気に伝達することができ、共用プール水温が異常に上昇した場合には、4号炉中央制御室に警報を発するように設計される。

また、共用プールは、漏えいを防止するため内面をステンレス鋼でライニングし、排水口を下部に設けない設計とするとともに、漏えいを検出できるように設計される。

使用済燃料輸送容器等の重量物は、天井クレーンのインター・ロックにより共用プール内の貯蔵ラック上を通過しないように設計され、また、燃料取扱装置は、ワイヤの二重化や種々のインター・ロックにより取扱中の燃料集合体の落下を防止するように設計される。

なお、万一、燃料集合体が落下することを想定しても、共用プールは、その機能を失うような損傷が生じないように設計される。

燃料取扱装置、共用プール冷却浄化系等の安全機能を有する機器は、定期的な試験・検査を行うことが可能なように設計される。

共用プール・エリアには、放射線監視のためのエリア放射線モニタが設置され、万一、放射線レベルが異常に上昇した場合には、4号炉中央制御室に警報を発し、放射線業務従事者が対処することができるように設計される。

共用プールで発生する液体廃棄物は、既設の廃棄物集中処理建家処理系（1～6号炉共用）で処理される。

共用プールで発生する使用済樹脂等は、運用補助共用施設内の沈降分離タンクに貯蔵保管するか、又は沈降分離タンクに貯蔵後、廃棄物集中処理建家処理系（1～6号炉共用）で処理を行い、貯蔵保管される。

したがって、共用プールの設計は妥当なものと判断する。

1. 4 使用済燃料輸送容器保管エリアの設置

本変更は、1号、2号、3号、4号、5号及び6号炉の使用済燃料輸送容器保管施設として、10基の使用済燃料輸送容器を保管できる使用済燃料輸送容器保管エリアを運用補助共用施設内に設置するものである。

使用済燃料輸送容器保管エリアにおいては、放射線業務従事者の不必要な被ばくを防止するような遮へい及び機器の配置を行うように設計される。また、使用済燃料輸送容器保管エリアからの敷地周辺の空間線量率は合理的に達成できる限り小さい値になるように設計される。

したがって、使用済燃料輸送容器保管エリアの設計は妥当なものと判断する。

1. 5 非常用ディーゼル発電機の増設

本変更は、1号及び2号炉共用、3号及び4号炉共用並びに5号及び6号炉共用の非常用ディーゼル発電機を1号、3号及び5号炉専用にするとともに、2号、4号及び6号炉用に非常用ディーゼル発電機を1台ずつ増設するものである。

非常用ディーゼル発電機の設計においては、以下に示す事項を満足することが要求される。

- ① 非常用所内電源系は、多重性又は多様性及び独立性を有し、その系統を構成する機器の単一故障を仮定しても、外部電源が喪失した場合において、燃料の許容設計限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリの設計条件を超えることなく原子炉を冷却でき、また、原子炉冷却材喪失等の事故時の炉心冷却を行い、かつ、原子炉格納容器の健全性及び安全機能を有する系統及び機器の機能を確保できる容量と機能を有すること。
- ② 重要度の高い安全機能を有する電気系統は、系統の重要な部分の適切な定期的試験及び検査をすることができること。

このため、審査に当たっては、非常用ディーゼル発電機の容量及び信頼性、ケーブル等の火災対策等について検討を行った。

増設する非常用ディーゼル発電機は既設の非常用ディーゼル発電機とは別の建屋に収納されるほか、独立分離した非常用母線に接続される。

非常用ディーゼル発電機は、外部電源が喪失した場合には原子炉を安全に停止するために必要な電力を、また、外部電源が喪失し同時に原子炉冷却材喪失が発生した場合には工学的安全施設を動作させるために必要な電力を、約10秒後から順次供給することができるように設計される。

非常用ディーゼル発電機は、通常運転時にも定期的に起動試験及び検査ができるように設計される。

なお、所内ケーブル、電源盤等の材料は、可能な限り不燃性又は難燃性の材料が使用される。

したがって、非常用ディーゼル発電機の設計は妥当なものと判断する。

2. 事故の解析

共用プールの設置に伴い、燃料集合体の落下について解析が行われている。

審査に当たっては、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」(以下、「安全評価指針」という。)に基づき解析の評価を行った。

評価結果は以下のとおりである。

共用プールにおける使用済燃料の落下については、共用プールで取扱われる使用済燃料が19ヶ月以上の冷却により炉心上への燃料集合体の落下の解析で用いる使用済燃料に比べ放射能が十分減衰したものであり、大気中に放出される核分裂生成物の量は炉心上への燃料集合体の落下に比べ十分小さいため、最も厳しい落下を想定しても実効線量当量の評価結果は、炉心上への燃料集合体の落下の解析結果より厳しくないと判断する。

したがって、変更後においても本原子炉施設は「安全評価指針」に適合しているものと判断する。

V 審査経過

本書は、平成5年4月13日付け（平成5年 月 日付け一部補正）の原子炉設置変更許可申請書に基づき、審査を行った結果を取りまとめたものである。審査の過程において、現地調査を実施したほか、通商産業省原子力発電技術顧問会（基本設計）においてその内容に関して専門的な意見を聴取した。