

六 発電用原子炉施設の工事計画

[illegible]

参 考

土木・建築工事	原子炉建屋	
	原子炉補助建屋	
	タービン建屋	
	復水器冷却施設	
	その他	
原子炉	原子炉格納容器	
	原子炉容器及び冷却系統施設	
電発生装置	タービン発電機	
	開閉所	
総合試験		

工 事 計 画

[illegible]

<平成8年7月10日 追加>

<平成 11 年 1 月 26 日 追加>

工 事 計 画

年(平成) 月 項 目	2000 (12)											
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
使用済燃料貯蔵設備 の貯蔵能力変更工事 (1, 2, 3 号炉)												
原子炉容器上部ふた 取替工事 (1 号炉)												

工 事 計 画

年度(平成)	2007 (19)												2008 (20)												2009 (21)												
	月	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3
項 目																																					
不燃性雑固体廃棄物の 固型化处理の採用に伴 う工事																																					

不燃性雑固体廃棄物の
固型化处理の採用に伴
う工事

工事の開始



竣工



工事の開始：雑固体処理建屋の基礎掘削開始日

＜平成 19 年 4 月 16 日 追加＞

年（平成） 月 項 目	2013（25）						2014（26）												2015（27）												2016（28）								
	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9
重大事故等対処設備也 設置工事（3号炉）																																							

<平成27年7月15日 追加>

工事計画

[illegible]

<平成29年10月4日追加>

工 事 計 画

年 月 項 目	2017												2018												2019												2020												2021																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
非常用ガスタービン 発電機設置工事 (3号炉)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														

工 事 計 画

年 月 項 目	2019（平成31年／令和元年）												2020（令和2年）												2021（令和3年）												
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	
所内常設直流電源設備 （3系統目）設置工事 （3号戸）																																					

<平成30年6月27日 追加>

工 事 計 画

年度 月 項目	2021					2022												2023												2024												2025																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																										
	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																			
使用済燃料 乾式貯蔵施設 の設置工事																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																				
		使用済燃料乾式貯蔵建屋設置																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		

＜令和 2 年 9 月 16 日 追加＞

工事計画

[illegible]

＜令和5年2月8日追加＞

七 発電用原子炉に燃料として使用する核燃料物質の種類及びその年間予定
使用量

イ. 種 類

A 1 号 炉 二酸化ウラン焼結ペレット
(一部ガドリニアを含む)

B 2 号 炉 1号炉に同じ

C 3 号 炉

a. 二酸化ウラン焼結ペレット (一部ガドリニアを含む)

b. ウラン・プルトニウム混合酸化物焼結ペレット

ロ. 年間予定使用量

A 1 号 炉

年間予定使用量：0t

平成 28 年 5 月 10 日をもって運転を行わないこととした後，発電用原子
炉に燃料として核燃料物質を使用する予定はない。

B 2 号 炉

年間予定使用量：0t

平成 30 年 5 月 23 日をもって運転を行わないこととした後，発電用原子
炉に燃料として核燃料物質を使用する予定はない。

C 3 号 炉

現在予定している燃料取替方式では，二酸化ウラン及びウラン・プ
ルトニウム混合酸化物の年間平均使用量は，約 17t である。

そのうち，ウラン・プルトニウム混合酸化物焼結ペレットに含まれる
プルトニウムの年間平均使用量は，約 0.5t である。

ただし，次の条件を仮定している。

設備利用率 80%

取替燃料集合体平均燃焼度

ウラン燃料 約 48,000MWd/t

(ウラン 235 濃縮度 約 4.8wt%)

ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料 約 38,000MWd/t

ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料のプルトニウム含有率

集合体平均 約 9wt%

$$\left(\begin{array}{l} \text{核分裂性プルトニウム割合 約 68wt\%} \\ \text{母材ウラン 235 濃度 約 0.2wt\%} \end{array} \right)$$

八 使用済燃料の処分の方法

使用済燃料は、原子力発電における使用済燃料の再処理等の実施に関する法律（以下「再処理等拠出金法」という。）に基づく拠出金の納付先である使用済燃料再処理機構から受託した、原子炉等規制法に基づく指定を受けた国内再処理事業者において再処理を行うことを原則とする。

再処理等拠出金法に基づき使用済燃料再処理機構に使用済燃料再処理等積立金が引き渡されるまでの間又は拠出金を納付するまでの間は、当該積立金又は拠出金に係る使用済燃料を適切に貯蔵・管理する。

また、使用済燃料再処理等積立金が引き渡され又は拠出金を納付した後であっても、再処理事業者に引き渡されるまでの間は、使用済燃料を適切に貯蔵・管理する。

海外において再処理が行われる場合は、再処理等拠出金法の下で我が国が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再処理事業者において実施することとする。

海外再処理によって得られるプルトニウムは国内に持ち帰ることとする。

また、再処理によって得られるプルトニウムを海外に移転しようとするときは、政府の承認を受けることとする。

ただし、上記以外の取扱いを必要とする使用済燃料が生じた場合には、平成 27 年 7 月 15 日付けで許可を受けた記載を適用する。

九 発電用原子炉施設における放射線の管理に関する事項

イ 核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物による放射線被ばくの管理の方法

(1) 放射線防護に関する基本方針・具体的方法

放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄に当たっては、「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。）及び「労働安全衛生法」を遵守し、本発電所に起因する放射線被ばくから発電所周辺の一般公衆並びに放射線業務従事者及び一時立入者（以下「放射線業務従事者等」という。）を防護するため十分な放射線防護対策を講じる。

さらに、発電所周辺の一般公衆に対する線量については、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」（以下「線量目標値に関する指針」という。）に基づき、合理的に達成できる限り低くすることとする。

具体的方法については、以下のとおりとする。

(i) 本発電所に係る放射線被ばくを合理的に達成できる限り低減する方針で、遮蔽設備、換気空調設備、放射線管理設備及び放射性廃棄物廃棄施設を設計し、運用する。

(ii) 放射線被ばくを合理的に達成できる限り低くするために、管理区域を設定して立ち入りの制限を行い、外部放射線に係る線量当量、空気中若しくは水中の放射性物質の濃度及び床等の表面の放射性物質の密度を監視する。

(iii) 放射線業務従事者に対しては、線量を測定評価し線量の低減に努める。

(iv) 管理区域の外側には、周辺監視区域を設定して、人の立ち入りを制

限する。

(v) 気体及び液体廃棄物の放出については、放出管理目標値を定め、これを超えないように努める。

なお、発電用原子炉施設は、通常運転時において原子炉施設からの直接線及びスカイシャイン線による敷地境界外の空間線量率が十分に低減できるものとする。

(2) 管理区域及び周辺監視区域の設定

(i) 管理区域

炉室、使用済燃料の貯蔵施設、放射性廃棄物の廃棄施設等の場所であって、その場所における外部放射線に係る線量、空気中の放射性物質の濃度又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度が、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」（以下「線量限度等を定める告示」という。）に定められた値を超えるか又は超えるおそれのある区域は、すべて管理区域とする。

実際には部屋、建物その他の施設の配置及び管理上の便宜をも考慮して、原子炉建屋の大部分、原子炉補助建屋の大部分、固体廃棄物貯蔵庫、焼却炉建家の一部、雑固体処理建屋の一部、蒸気発生器保管庫、使用済燃料乾式貯蔵建屋の大部分等を管理区域とする。

なお、管理区域外において一時的に上記管理区域に係る値を超えるか又は超えるおそれのある区域が生じた場合は、一時的な管理区域とする。

(ii) 周辺監視区域

外部放射線に係る線量、空気中若しくは水中の放射性物質の濃度が、「線量限度等を定める告示」に定められた値を超えるおそれのある区

域を周辺監視区域とする。

実際には管理上の便宜も考慮して、周辺監視区域を設定する。

(3) 管理区域内の管理

(i) 管理区域については、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」（以下「実用炉規則」という。）に基づき、次の措置を講じる。

- a. 壁、柵等の区画物によって区画するほか、標識を設けることによって明らかに他の場所と区別し、かつ、放射線等の危険性の程度に応じて、人の立入制限、鍵の管理等の措置を講じる。
- b. 放射性物質を経口摂取するおそれのある場所での飲食及び喫煙を禁止する。
- c. 床、壁、その他人の触れるおそれのある物であって、放射性物質によって汚染されたものの表面の放射性物質の密度が、「線量限度等を定める告示」に定める表面密度限度を超えないようにする。
- d. 管理区域から人が退去し、又は物品を持ち出そうとする場合には、その者の身体及び衣服、履物等身体に着用している物並びにその持ち出そうとする物品（その物品を容器に入れ又は包装した場合には、その容器又は包装）の表面の放射性物質の密度がイ(3)(i)c. の表面密度限度の十分の一を超えないようにする。

(ii) 管理区域内は、場所により外部放射線に係る線量当量率、放射線業務従事者等の立入頻度等に差異があるため、これらのことを考慮して以下に述べるように適切な管理を行う。

- a. 放射線業務従事者等を不必要な外部被ばくから防護するため、遮蔽を維持管理する。
- b. 放射線業務従事者等を放射性物質での汚染による被ばくから防護するため、換気空調設備を維持管理する。

- c. 管理区域は、外部放射線に係る線量に起因する管理区域と、空気中の放射性物質の濃度又は床等の表面の放射性物質の密度に起因する管理区域とに区分し、段階的な出入管理を行うことにより管理区域へ立ち入る者の被ばく管理等が容易かつ確実にできるようにする。
- d. 放射線業務従事者等の線量の管理が、容易かつ確実にできるようにするため、プロセスモニタリング設備、エリアモニタリング設備、放射線サーベイ設備等により、管理区域の放射線レベル等の状況を把握する。

(4) 周辺監視区域内の管理

周辺監視区域については、「実用炉規則」に基づき、人の居住を禁止し、境界に柵又は標識を設ける等の方法により、周辺監視区域に業務上立ち入る者以外の者の立ち入りを制限する。

周辺監視区域の外部放射線に係る線量、空気中の放射性物質の濃度及び表面の放射性物質の密度は、「線量限度等を定める告示」に定める値以下に保つ。

具体的には、管理区域内に遮蔽設備を設けること等により、管理区域の外側における外部放射線に係る線量が、3月間につき 1.3mSv 以下になるように管理する。

また、空気中及び水中の放射性物質については、管理区域との境界を壁等によって区画するとともに、管理区域内の放射性物質の濃度の高い空気及び水が、容易に流出することのないよう換気系統及び排水系統を管理する。

表面の放射性物質の密度については、人及び物品の出入管理を十分に行う。

(5) 個人被ばく管理

放射線業務従事者の個人管理は、線量を測定・評価するとともに定期的及び必要に応じて健康診断を実施し、身体的状態を把握することによって行う。

なお、放射線業務従事者以外の者で管理区域に一時的に立ち入る者には、必要に応じて外部被ばく及び内部被ばくによる線量の測定を行う。

(6) 放射性廃棄物の放出管理

気体及び液体廃棄物の放出に当たっては、周辺監視区域外の空気中及び水中の放射性物質の濃度が「線量限度等を定める告示」に定める値を超えないように厳重な管理を行う。さらに、「線量目標値に関する指針」に基づき、発電所から放出される放射性物質について放出管理の目標値を定め、「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」に基づく測定を行い、これを超えないように努める。

(i) 気体廃棄物

平常運転時に気体廃棄物を放出する場合は、排気中の放射性物質の濃度を排気筒ガスモニタ等によって常に監視する。

(ii) 液体廃棄物

平常運転時に液体廃棄物を放出する場合には、あらかじめタンクにおいてサンプリングし、放射性物質の濃度を測定する。

また、液体廃棄物中の放射性物質の濃度は、廃棄物処理設備排水モニタによって常に監視する。

(7) 周辺監視区域境界及び周辺地域の放射線監視

前項で述べたように、放射性廃棄物の放出に当たっては、厳重な管理を行うが、異常がないことを確認するため、周辺監視区域境界付近及び周辺地域の放射線監視を行う。

(i)空間放射線量等の監視

空間放射線量及び空間放射線量率について、測定頻度及び測定点を定めて監視を行う。

なお、モニタリングポスト及びモニタリングステーションによる空間放射線量率の測定は、中央制御室で監視する。

(ii)環境試料の放射能監視

周辺環境試料について、種類、頻度、測定核種を定めて放射能監視を行う。

(iii)異常時における測定

放射性廃棄物の放出は、排気筒ガスモニタ及び廃棄物処理設備排水モニタ等により常に監視し、その指示に万一異常があれば適切な措置をとるものとする。

万一異常放出があった場合及び必要に応じ、モニタリングポスト及びモニタリングステーションにより測定するほか、モニタリングカーにより緊急時対策所と連絡を取りつつ敷地周辺の放射能測定を行い、その範囲、程度等の推定を迅速かつ確実に行う。

ロ 放射性廃棄物の廃棄に関する事項

(1) 放射性廃棄物処理の基本的考え方

放射性廃棄物廃棄施設の設計及び管理に際しては、「実用炉規則」を遵守するとともに、「線量目標値に関する指針」の考え方に基づくものとする。

(2) 気体廃棄物の発生源及び放出管理目標値

気体廃棄物の主なものは、ガス減衰タンク及び水素再結合ガス減衰タンクの排気、原子炉格納容器換気空気、原子炉補助建屋等の換気空気である。

放射性希ガス（以下「希ガス」という。）及び放射性よう素（以下「よう素」という。）の放出管理目標値を「線量目標値に関する指針」に基づき、以下のように設定する。

気体廃棄物として放出される希ガス及びよう素の年間放出量は、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」（以下「線量目標値に対する評価指針」という。）に基づき、以下により計算する。

(i) ガス減衰タンクからの排気により放出される希ガス

ガス減衰タンクからの排気により放出される希ガスの放出量は、1次冷却材中の放射性物質の濃度、ほう酸回収装置で処理される1次冷却材抽出水量、ガス減衰タンクの保持時間等を考慮して計算する。

(ii) 原子炉停止時の原子炉格納容器換気により放出される希ガス及びよう素

原子炉停止時の原子炉格納容器換気により放出される希ガス及びよう素の放出量は、原子炉格納容器内1次冷却材の漏えい率、原子炉格納容器内で漏えい1次冷却材中の放射性物質が空気中に移行する割合等を考慮して計算する。

(iii) 原子炉格納容器減圧時の排気により放出される希ガス及びよう素

原子炉格納容器減圧時の排気により放出される希ガス及びよう素の放出量は、原子炉格納容器内 1 次冷却材の漏えい率、原子炉格納容器内で漏えい 1 次冷却材中の放射性物質が空気中に移行する割合等を考慮して計算する。

(iv) 原子炉補助建家等の換気により放出される希ガス及びよう素

原子炉補助建家等の換気により放出される希ガス及びよう素の放出量は、原子炉補助建家等での 1 次冷却材の漏えい率、原子炉補助建家等で漏えい 1 次冷却材中の放射性物質が空気中に移行する割合等を考慮して計算する。

(v) 定期検査時に放出されるよう素 (I-131)

定期検査時に放出される I-131 の放出量は、(ii)～(iv)で求められた放出量の 4 分の 1 が定期検査期間中に放出されるものとして計算する。

この年間放出量の計算結果から、気体廃棄物中の希ガス及びよう素の放出管理目標値 (1, 2, 3 号炉合算) を次のように設定し、これを超えないように努める。

放出管理目標値 (1, 2, 3 号炉合算)

$1.5 \times 10^{15} \text{ Bq/y}$ (希ガス)

$8.1 \times 10^{10} \text{ Bq/y}$ (よう素 (I-131))

(3) 液体廃棄物の発生源及び放出管理目標値

液体廃棄物の主なものは、1 次冷却材抽出水、格納容器冷却材ドレン、補助建屋冷却材ドレン、補助建屋機器ドレン、各建屋床ドレン、薬品ドレン、洗浄排水等である。

1 次冷却材抽出水、格納容器冷却材ドレン及び補助建屋冷却材ドレン

の廃液については、ほう酸回収系で処理し、処理後の蒸留水は、放射性物質の濃度が十分低いことを確認した後、復水器冷却水等と混合希釈して放出するか、又は再使用する。

その他の補助建屋機器ドレン等の廃液については、廃液処理系等で処理し、処理後の蒸留水等は、放射性物質の濃度が十分低いことを確認した後、復水器冷却水等と混合希釈して放出する。

液体廃棄物の放出管理目標値を「線量目標値に関する指針」に基づき、以下のように設定する。

平常運転時に発生する液体廃棄物中の放射性物質量は、先行炉の運転実績等を踏まえた発生廃液量及び放射性物質濃度から求める。年間放出量については、上記の値を基礎に、液体廃棄物処理系の性能（処理容量、除染係数等）、処理水の運用方法等を考慮して計算する。

液体廃棄物による実効線量評価を行う際には、液体廃棄物処理設備運用の変動を考慮して設定した年間放出量に基づき実効線量の計算を行う。

これらの結果から、液体廃棄物の放出管理目標値（1，2，3号炉合算）を次のように設定し、これを超えないように努める。

放出管理目標値（1，2，3号炉合算）

$1.1 \times 10^{11} \text{ Bq/y}$ （トリチウムを除く）

（4）固体廃棄物の保管管理

固体廃棄物の主なものは、廃液蒸発装置及び洗浄排水処理装置の濃縮廃液、強酸ドレン、雑固体廃棄物（使用済フィルタ、布、紙、小器等）、脱塩塔使用済樹脂等である。

上記のほか、使用済制御棒等の放射化された機器が発生することがある。これらは、使用済燃料ピットに貯蔵し、放射能の減衰を図ることとする。

ドラム詰め、こん包等の措置を講じた固体廃棄物は、固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。

また、1号炉及び2号炉の取り外した蒸気発生器4基等、1号炉、2号炉及び3号炉の取り外した原子炉容器上部ふた3基等並びに1号炉及び2号炉の取り外した炉内構造物2基等は、蒸気発生器保管庫に貯蔵保管する。

脱塩塔使用済樹脂は、使用済樹脂貯蔵タンクに貯蔵して放射能の減衰を図るが、ドラム缶等に封入した場合は、固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。

固体廃棄物貯蔵庫及び蒸気発生器保管庫は管理区域とし、定期的に周辺の放射線サーベイ等を行い厳重に管理する。

ハ 周辺監視区域の外における実効線量の算定の条件及び結果

「線量目標値に関する指針」に基づき、気体廃棄物中の希ガスの γ 線、液体廃棄物中に含まれる放射性物質（よう素を除く。）並びに気体廃棄物中及び液体廃棄物中に含まれるよう素に起因する実効線量を、「線量目標値に対する評価指針」及び「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に従って評価する。

(1) 線量の評価条件

(i) 気体廃棄物中の希ガスの γ 線に起因する実効線量

a. 年間放出量及び γ 線実効エネルギー

(a) ガス減衰タンクからの排気

希ガスの年間放出量及び γ 線実効エネルギーは、それぞれ $3.5 \times 10^{14} \text{Bq/y}$ 及び $3.4 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$ （1号，2号各炉）並びに $1.6 \times 10^{14} \text{Bq/y}$ 及び $4.8 \times 10^{-3} \text{MeV/dis}$ （3号炉）とする。

(b) 原子炉停止時の原子炉格納容器換気

希ガスの年間放出量及び γ 線実効エネルギーは、それぞれ $2.5 \times 10^{13} \text{Bq/y}$ 及び $4.3 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$ （1号，2号各炉）並びに $2.4 \times 10^{13} \text{Bq/y}$ 及び $4.3 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$ （3号炉）とする。

(c) 原子炉格納容器減圧時の排気

希ガスの年間放出量及び γ 線実効エネルギーは、それぞれ $1.6 \times 10^{13} \text{Bq/y}$ 及び $4.4 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$ （1号，2号各炉）並びに $1.0 \times 10^{13} \text{Bq/y}$ 及び $4.4 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$ （3号炉）とする。

(d) 原子炉補助建家等の換気

希ガスの年間放出量及び γ 線実効エネルギーは、それぞれ $1.9 \times 10^{14} \text{Bq/y}$ 及び $8.5 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$ （1号，2号各炉）並びに $1.8 \times 10^{14} \text{Bq/y}$ 及び $8.6 \times 10^{-2} \text{MeV/dis}$ （3号炉）とする。

b. 気象条件

気象条件は、現地における 2001 年 1 月から 2001 年 12 月までの気象観測による実測値を使用する。

c. 計算地点

実効線量の計算は、将来の集落の形成を考慮し、3 号原子炉を中心として 16 方位に分割したうちの陸側 9 方位の敷地境界外について行い、希ガスの γ 線による実効線量が最大となる地点での線量を求める。

(ii) 液体廃棄物中に含まれる放射性物質に起因する実効線量

a. 年間放出量

液体廃棄物の放出量はトリチウムを除き、1 号、2 号及び 3 号各炉 $3.7 \times 10^{10} \text{Bq/y}$ 、トリチウムについては、1 号及び 2 号各炉 $3.7 \times 10^{13} \text{Bq/y}$ 、3 号炉 $5.55 \times 10^{13} \text{Bq/y}$ とする。

b. 海水中における放射性物質の濃度

海水中の放射性物質の濃度は、1、2 号炉及び 3 号炉の放射性物質の年間放出量をそれぞれの年間の復水器冷却水等の量で除した放水口における濃度のいずれか大きい方とする。

なお、復水器冷却水等の量は、1、2 号炉放水口において各炉あたり $9.46 \times 10^8 \text{m}^3/\text{y}$ 、3 号炉放水口において $1.63 \times 10^9 \text{m}^3/\text{y}$ とする。

また、前面海域での拡散による希釈効果は考慮しない。

(iii) 気体廃棄物中に含まれるよう素に起因する実効線量

a. 年間放出量

(a) 原子炉停止時の原子炉格納容器換気

よう素の年間放出量は、I-131 について $8.7 \times 10^8 \text{Bq/y}$

(1号, 2号各炉) 及び $2.3 \times 10^8 \text{ Bq/y}$ (3号炉), I-133について $7.3 \times 10^8 \text{ Bq/y}$ (1号, 2号各炉) 及び $3.5 \times 10^8 \text{ Bq/y}$ (3号炉) とする。

(b) 原子炉格納容器減圧時の排気

よう素の年間放出量は, I-131について $2.1 \times 10^{10} \text{ Bq/y}$ (1号, 2号各炉) 及び $8.3 \times 10^8 \text{ Bq/y}$ (3号炉), I-133について $4.5 \times 10^9 \text{ Bq/y}$ (1号, 2号各炉) 及び $2.0 \times 10^8 \text{ Bq/y}$ (3号炉) とする。

(c) 原子炉補助建家等の換気

よう素の年間放出量は, I-131について $8.3 \times 10^9 \text{ Bq/y}$ (1号, 2号各炉) 及び $5.1 \times 10^9 \text{ Bq/y}$ (3号炉), I-133について $1.4 \times 10^{10} \text{ Bq/y}$ (1号, 2号各炉) 及び $1.0 \times 10^{10} \text{ Bq/y}$ (3号炉) とする。

(d) 定期検査時のよう素

よう素の年間放出量は, I-131について $7.5 \times 10^9 \text{ Bq/y}$ (1号, 2号各炉) 及び $1.6 \times 10^9 \text{ Bq/y}$ (3号炉) とする。

b. 気象条件

ハ(1)(i)b. と同じとする。

c. 計算地点

吸入摂取及び葉菜摂取による実効線量を求める場合には, 3号原子炉を中心として16方位に分割したうちの陸側9方位の敷地境界外であって, 年平均地上空気中濃度が最大となる地点とする。

牛乳摂取については発電所周辺の集落において, 乳牛が飼育されておらず, また, 牧草地もないことから, 評価の対象外とする。

(2)線量の評価結果

敷地境界外における 1 号炉，2 号炉及び 3 号炉からの気体廃棄物中の希ガスの γ 線に起因する実効線量，液体廃棄物中（よう素を除く。）に含まれる放射性物質に起因する実効線量及びよう素に起因する実効線量は，それぞれ年間約 $4.7 \mu\text{Sv}$ ，年間約 $2.8 \mu\text{Sv}$ 及び年間約 $3.5 \mu\text{Sv}$ となり，合計は年間約 $11.0 \mu\text{Sv}$ である。

この値は，「線量目標値に関する指針」に示される線量目標値の年間 $50 \mu\text{Sv}$ を下回る。

なお，発電用原子炉施設の設計及び管理によって，通常運転時において原子炉施設からの直接線及びスカイシャイン線による実効線量が，人の居住の可能性のある敷地境界外において年間 $50 \mu\text{Sv}$ を下回るようにする。

十 発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する事項

イ 運転時の異常な過渡変化

事故に対処するために必要な施設並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果

(1) 基本方針

(i) 評価事象

本原子炉において評価する「運転時の異常な過渡変化」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、原子炉施設が制御されずに放置されると、炉心あるいは原子炉冷却材圧力バウンダリに過度の損傷をもたらす可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における安全保護系、原子炉停止系等の主として「異常影響緩和系」（以下「MS」という。）に属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、加圧水型である本原子炉施設の安全設計の基本方針に照らして、代表的な事象を選定する。具体的には、以下に示す異常な状態を生じさせる可能性のある事象とする。

a. 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化

- (a) 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き
- (b) 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
- (c) 制御棒の落下及び不整合
- (d) 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈

b. 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

- (a) 原子炉冷却材流量の部分喪失
- (b) 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動

- (c) 外部電源喪失
- (d) 主給水流量喪失
- (e) 蒸気負荷の異常な増加
- (f) 2次冷却系の異常な減圧
- (g) 蒸気発生器への過剰給水

c. 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化

- (a) 負荷の喪失
- (b) 原子炉冷却材系の異常な減圧
- (c) 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動

(ii) 判断基準

想定された事象が生じた場合、炉心は損傷に至ることなく、かつ、原子炉施設は通常運転に復帰できる状態で事象が収束される設計であることを確認しなければならない。このことを判断する基準は以下のとおりである。なお、判断基準の適用にあたっては、「安全評価指針」に従い、事象毎に選定して用いる。

- a. 最小限界熱流束比（以下「最小DNBR」という。）が許容限界値以上であること。
- b. 燃料被覆管の機械的破損が生じないよう、燃料中心最高温度は燃料ペレットの熔融点未満であること。
- c. 燃料エンタルピは、許容限界値以下であること。
- d. 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力である17.16MPa[gage]の1.1倍の圧力18.88MPa[gage]以下であること。

(iii) 運転時の異常な過渡変化に対処するために必要な施設

運転時の異常な過渡変化に対処するために必要な施設の安全機能

のうち、解析に当たって考慮する主要なものを以下に示す。

a. MS - 1

(a) 原子炉の緊急停止機能

制御棒クラスタ及び制御棒駆動系（トリップ機能）

(b) 未臨界維持機能

制御棒クラスタ及び制御棒駆動系

非常用炉心冷却設備（ほう酸水注入機能）

(c) 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能

加圧器安全弁（開機能）

(d) 原子炉停止後の除熱機能

補助給水系

主蒸気安全弁

(e) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能

安全保護系

(f) 安全上特に重要な関連機能

非常用電源系

b. MS - 3

(a) タービントリップ機能

タービントリップ

(2) 解析条件

(i) 主要な解析条件

a. 初期定常運転条件

原子炉出力の初期値として、定格値（2,660MWt）に定常運転出力決定に際して生じる熱校正の誤差（定格値の±2%）を考慮した値を用いる。また、1次冷却材平均温度の初期値は、定格値

(302.3℃) に定常運転時の誤差 ($\pm 2.2^{\circ}\text{C}$) を考慮した値, 原子炉圧力の初期値は, 定格値 (15.41MPa[gage]) に定常運転時の誤差 ($\pm 0.21\text{MPa}$) を考慮した値を用いる。

これらの初期値の選定に際しては, 判断基準に照らして解析結果が最も厳しくなるように定常誤差の符号を選択するが, DNB R の評価では改良統計的熱設計手法を使用するため, 初期定常運転状態の誤差の効果は最小 DNB R の許容限界値に含まれており, 初期値として定格値を用いる。

b. 安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間

原子炉トリップ限界値及び応答時間を以下に示す。

出力領域中性子束高(高設定)

118%(定格出力値に対して)(応答時間0.5秒)

出力領域中性子束高(低設定)

35%(定格出力値に対して)(応答時間0.5秒)

過大温度 ΔT 高

1 次冷却材平均温度等の関数 (第 1 図参照)

(応答時間6.0秒)

過出力 ΔT 高

1 次冷却材平均温度等の関数 (第 1 図参照)

(応答時間6.0秒)

原子炉圧力高

16.61MPa[gage] (応答時間2.0秒)

原子炉圧力低

12.73MPa[gage] (応答時間2.0秒)

1 次冷却材流量低

87% (定格流量に対して) (応答時間1.0秒)

1 次冷却材ポンプ電源電圧低

65% (定格値に対して) (応答時間1.2秒)

蒸気発生器水位低

狭域水位検出器下端水位 (応答時間2.0秒)

タービントリップ

— (応答時間1.0秒)

工学的安全施設作動信号の作動限界値及び応答時間を以下に示す。

(a) 非常用炉心冷却設備作動信号

原子炉圧力低と加圧器水位低の一致

12.04MPa[gage] (圧力) と

水位検出器下端水位 (水位) (応答時間2.0秒)

原子炉圧力異常低

11.36MPa[gage] (応答時間2.0秒)

主蒸気ライン圧力低

3.35MPa[gage] (応答時間2.0秒)

原子炉格納容器圧力高

0.034MPa[gage] (応答時間2.0秒)

(b) 主蒸気ライン隔離信号

主蒸気ライン圧力低

3.35MPa[gage] (応答時間2.0秒)

(c) 原子炉格納容器スプレイ作動信号

原子炉格納容器圧力異常高

0.136MPa[gage] (応答時間2.0秒)

c. 原子炉トリップ特性

原子炉のトリップの効果を期待する場合においては、トリップを生じさせる信号の種類を明確にした上、適切なトリップ遅れ時間を考慮し、かつ、当該事象の条件において最大反応度価値を有する制御棒クラスタ1本が、全引き抜き位置にあるものとして停止効果を考慮する。

トリップ時の制御棒クラスタ挿入による反応度の添加は、第2図に示すものを使用する。制御棒クラスタ落下開始から全ストロークの85%挿入までの時間を2.2秒とする。

d. 反応度係数

減速材密度係数は、出力運転状態からの解析では、サイクル初期からサイクル末期を含み、 $0 \sim 0.43 (\Delta k/k) / (g/cm^3)$ の範囲の値を使用し、ドップラ出力係数は第3図に示す値を用いる。

e. 解析期間

各事象の解析は、原則として事象が収束し、補助給水系又は主給水系による蒸気発生器保有水の確保、主蒸気逃がし弁又は主蒸気ダンプ弁による除熱及び化学体積制御系によるほう素の添加、さらには余熱除去冷却系の作動により、支障なく冷態停止に至ることができることが合理的に推定できる時点まで行う。

(ii) 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化

a. 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き

原子炉の起動時に、制御棒駆動系の故障、誤操作等により、制御棒クラスタが連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

(a) 原子炉出力の初期値は、定格値の 10^{-13} とする。

- (b) 初期温度条件は，高温零出力状態の温度として286.1℃とする。
また，初期の実効増倍率は1.0とする。
- (c) 反応度添加率は， $8.6 \times 10^{-4} (\Delta k/k)/s$ とする。
- (d) 実効遅発中性子割合（ β_{eff} ）は，0.75%を使用する。
- (e) ドップラ係数は燃料実効温度の関数として考慮し，絶対値が
小さめの値とする。
- (f) 減速材温度係数は， $8.0 \times 10^{-5} (\Delta k/k)/^{\circ}C$ とする。
- (g) 原子炉は「出力領域中性子束高(低設定)」信号で自動停止するものとする。
- (h) 原子炉圧力の初期値は，燃料エンタルピー解析の場合，定格値
に負の定常誤差を考慮した値，圧力解析の場合，定格値に正の
定常誤差を考慮した値とする。

b. 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き

原子炉の出力運転中に，制御棒駆動系の故障，誤操作等により，
制御棒クラスタが連続的に引き抜かれ，原子炉出力が上昇する事
象を想定する。

- (a) DNB Rの評価では，初期原子炉出力は定格出力とする。
- (b) 減速材密度係数は $0 (\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とし，ドップラ出力係
数は第3図の下限の値とする。
- (c) 制御棒クラスタ引き抜きによる最大の反応度添加率は， 8.6
 $\times 10^{-4} (\Delta k/k)/s$ とする。
- (d) 原子炉は，「出力領域中性子束高(高設定)」又は「過大温度
 ΔT 高」のトリップ限界値に達すると自動停止するものとする。
- (e) 燃料中心温度の評価では，初期原子炉出力は最大出力（102%）
とする。

c. 制御棒の落下及び不整合

原子炉の出力運転中に、制御棒駆動系の故障等により、炉心に挿入されている制御棒の配置に異常が生じ、炉心内の出力分布が変化する制御棒の落下と不整合の事象を想定する。

- (a) 初期原子炉出力は定格出力とする。
- (b) 減速材密度係数は $0 (\Delta k/k) / (g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第 3 図の下限の値とする。
- (c) 添加反応度は、 $-2.5 \times 10^{-3} \Delta k/k$ とし、瞬時に加わるものとする。
- (d) 制御用制御棒クラスタは、自動制御運転である場合と手動制御運転である場合の両方について解析する。
- (e) 制御棒クラスタ落下後の核的エンタルピ上昇熱水路係数 ($F_{\Delta H}^N$) として、1.84を使用する。
- (f) 制御棒クラスタ不整合は、制御棒クラスタバンク D が挿入限界に位置し、うち 1 本の制御棒クラスタが全引き抜き位置にあるものとする。

d. 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈

原子炉の起動時あるいは出力運転中に、化学体積制御系の故障、誤操作等により、1 次冷却材中に純水が注入され、1 次冷却材中のほう素濃度が低下して、反応度が添加される事象を想定する。

d-1. プラント起動時の異常な希釈

- (a) 1 次冷却材の体積は、加圧器等を除いた 1 次冷却系の有効体積を用いる。
- (b) 1 次冷却系への純水補給最大流量は、1 次系補給水ポンプ 2 台運転時の全容量 ($107m^3/h$) とする。

(c) 1次冷却系は、燃料取替用水タンクのほう酸水（ほう素濃度 4,400ppm）で満たされているものとする。

(d) 「線源領域炉停止時中性子束高」警報は、停止時中性子束レベルの0.8デカード上とする。

d-2. 出力運転時の異常な希釈

(a) 1次冷却材の体積は、プラント起動時と同様の有効体積を用いる。

(b) 1次冷却系への純水補給最大流量は、充てんポンプ3台運転時の全容量（68.1m³/h）とする。

(c) 初期ほう素濃度は2,000ppmとする。

(d) 反応度停止余裕は0.018Δk/kとする。

(iii) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

a. 原子炉冷却材流量の部分喪失

原子炉の出力運転中に、1次冷却材を駆動する1次冷却材ポンプの故障等により、炉心の冷却材流量が減少する事象を想定する。

(a) 初期原子炉出力は定格出力とする。

(b) 減速材密度係数は0（Δk/k）/（g/cm³）とし、ドップラ出力係数は第3図の上限の値とする。

(c) 原子炉の自動停止は、「1次冷却材流量低」信号によるものとする。

(d) 1次冷却材流量コストダウン曲線の計算に使用する1次冷却材ポンプの慣性モーメントは、3,110kg・m²を使用する。

(e) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。

b. 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動

1次冷却材ポンプ1台が停止しており、原子炉が部分負荷で運

転中に、ポンプ制御系の故障、誤操作等により停止中のポンプが起動され、停止ループ中の比較的低温の冷却材が炉心に注入されて反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

(a) 初期原子炉出力は、1 ループ停止運転時の最大運転出力である40%とする。また、1 次冷却材平均温度の初期値は40%出力運転時の値とし、原子炉圧力の初期値は定格値とする。

(b) 停止している1 次冷却材ポンプの起動に伴い、停止ループ中の流量は10秒で定格流量に達するものとする。

(c) 減速材密度係数は、 $0.43(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とする。

(d) ドップラ出力係数は第3図の下限の値とする。

(e) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。

c. 外部電源喪失

原子炉の出力運転中に、送電系統又は所内主発電設備の故障等により、外部電源が喪失する事象を想定する。

(a) 「イ(2)(iii) d. 主給水流量喪失」及び「ロ(2)(ii) b. 原子炉冷却材流量の喪失」解析と同様である。

d. 主給水流量喪失

原子炉の出力運転中に、主給水ポンプ、復水ポンプ又は給水制御系の故障等により、すべての蒸気発生器への給水が停止し、原子炉からの除熱能力が低下する事象を想定する。

(a) 初期値として、原子炉出力は定常運転時の最大出力（定格値の102%）、加圧器保有水量は最大値（62%）、蒸気発生器水位は定格運転時設定水位とする。

(b) 事象発生後の炉心部での発熱量を評価する際には、原子炉は定格出力の102%で長時間運転されてきたものとし、崩壊熱と

しては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。

(c) 原子炉の停止と同時に外部電源喪失を仮定し、1次冷却材は、1次冷却材ポンプの停止後コーストダウンし、その後自然循環するものとする。

(d) 電動補助給水ポンプ1台が原子炉トリップ60秒後に自動起動し、3基の蒸気発生器に合わせて $80\text{m}^3/\text{h}$ の流量で給水するものとする。タービン動補助給水ポンプによる補助給水は、解析では無視する。

(e) 主蒸気ダンプ弁及び主蒸気逃がし弁は作動せず、主蒸気安全弁のみ作動するものとする。

(f) 以下の2ケースに分けて解析する。

(f-1) 原子炉圧力の評価では、1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値はそれぞれ最高温度及び最低圧力とし、加圧器スプレイ、加圧器逃がし弁は作動しないものとする。

(f-2) 加圧器水位の評価では、1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値はそれぞれ最低温度及び最高圧力とし、加圧器スプレイ、加圧器逃がし弁は作動するものとする。

e. 蒸気負荷の異常な増加

原子炉の出力運転中に、主蒸気ダンプ弁、蒸気加減弁又は主蒸気逃がし弁の誤開放により主蒸気流量が異常に増加し、1次冷却材の温度が低下して反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

(a) 初期原子炉出力は、定格出力とする。

(b) 以下の4ケースに分けて解析する。

ケース A：手動運転・サイクル初期

ケース B：手動運転・サイクル末期

ケース C：自動運転・サイクル初期

ケース D：自動運転・サイクル末期

(c) 減速材密度係数は、サイクル初期では $0 (\Delta k/k) / (g/cm^3)$ とし、サイクル末期では $0.43 (\Delta k/k) / (g/cm^3)$ とする。

(d) ドップラ出力係数は第 3 図の下限の値とする。

(e) 原子炉を定格出力で運転中に蒸気流量が 10% 急増するものとする。

f. 2 次冷却系の異常な減圧

原子炉の高温停止中に、主蒸気ダンプ弁、主蒸気逃がし弁等の 2 次冷却系の弁が誤開放し、1 次冷却材の温度が低下して、反応度が添加される事象を想定する。

(a) 原子炉の初期状態としては、原子炉は高温停止状態にあり、制御棒は全挿入されているものとする。反応度停止余裕は $0.018 \Delta k/k$ とする。1 次冷却材中のほう素濃度は 0 ppm を仮定する。

(b) 解析は、サイクル末期について行う。

減速材密度変化による反応度効果は、第 4 図に示すように減速材の密度の関数として与える。また、ドップラ出力係数による反応度効果は、第 5 図に示すように出力の関数として与える。

(c) 1 次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は、それぞれ 286.1°C 及び $15.41\text{MPa}[\text{gage}]$ とする。

(d) 主蒸気ダンプ弁、主蒸気逃がし弁等 2 次冷却系の弁のうち、減圧効果が最大となる弁が 1 個全開するものとする。

蒸気の放出量は、7.48MPa[gage]にて403t/hとする。

- (e) DNB Rの評価では、1台の高圧注入ポンプのみが作動し、燃料取替用水タンクからほう素濃度4,400ppmのほう酸水を1次冷却材低温側配管に注入するものとする。なお、原子炉圧力の評価では、2台の高圧注入ポンプが作動するものとする。

また、ほう酸水が炉心に到達するまでの時間には、「非常用炉心冷却設備作動」信号が発生してから、高圧注入ポンプが全速に達するまでの時間、ほう酸注入配管内の低濃度のほう酸水が一掃される時間及び1次冷却材管内での輸送遅れを考慮する。

- (f) 蒸気発生器では完全に気水分離するものとする。
- (g) 外部電源はあるものとする。
- (h) 「非常用炉心冷却設備作動」信号発信後10分の時点で、蒸気放出が継続している蒸気発生器への補助給水を停止する操作を行うものとする。
- (i) DNB Rの評価には、W-3 相関式を使用する。

g. 蒸気発生器への過剰給水

原子炉の出力運転中に、給水制御系の故障、誤操作等により、蒸気発生器への給水が過剰となり、1次冷却材の温度が低下して反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

- (a) 初期原子炉出力は定格出力とする。
- (b) 減速材密度係数は $0.43(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第3図の下限の値とする。
- (c) 主給水制御弁が1個全開し、蒸気発生器1基に定格流量の170%で給水されるものとする。
- (d) 「蒸気発生器水位異常高」信号でタービンは自動停止し、引

き続き「タービントリップ」信号によって原子炉は自動停止する。

また、この「蒸気発生器水位異常高」信号によって、主給水隔離弁等が全閉し、給水は停止される。

(iv) 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化

a. 負荷の喪失

原子炉の出力運転中に、外部電源あるいはタービンの故障等により、タービンへの蒸気流量が急減し、原子炉圧力が上昇する事象を想定する。

(a) 初期原子炉出力は、DNBRの評価では定格出力とし、原子炉圧力の評価では102%出力とする。

(b) 減速材密度係数は $0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第3図の上限の値とする。

(c) 負荷が瞬時に完全に喪失するものとする。また、この場合、主蒸気ダンプ弁及び主蒸気逃がし弁は作動しないものとし、主蒸気安全弁が作動するものとする。

(d) 以下の二つの場合を考慮する。

(d-1) DNBR評価では、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は作動するものとする。

(d-2) 原子炉圧力評価では、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は作動しないものとする。

(e) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。

b. 原子炉冷却材系の異常な減圧

原子炉の出力運転中に、1次冷却系の圧力制御系の故障等により、原子炉圧力が低下する事象を想定する。

- (a) 初期原子炉出力は定格出力とする。
- (b) 減速材密度係数は $0 (\Delta k/k) / (g/cm^3)$ とする。また、反応度帰還あるいは炉心出力分布に関してボイドの発生による効果は考慮しない。
- (c) ドップラ出力係数は第 3 図の上限の値とする。
- (d) 1 次冷却材の吹出し流量は、加圧器逃がし弁 1 個の定格容量の 120% とする。
- (e) 制御棒制御系は自動制御されているものとする。
- (f) 出力ピーキング係数は変化しないものとする。

c. 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動

原子炉の出力運転中に、非常用炉心冷却設備が誤起動する事象を想定する。

- (a) 初期原子炉出力は定格出力とする。
- (b) 減速材密度係数は $0 (\Delta k/k) / (g/cm^3)$ とする。
- (c) ドップラ出力係数は第 3 図の下限の値とする。
- (d) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。
- (e) 原子炉が出力運転中に、2 台の高圧注入ポンプにより、ほう素濃度 4,400ppm のほう酸水が各ループの低温側配管に注入されるものとする。なお、冷却水の流量は、1 次冷却系の圧力とポンプの特性によって定まる値に余裕をみた値を仮定する。
- (f) 原子炉の自動停止は、「原子炉圧力低」信号によるものとする。

(3) 評価結果

判断基準に対する解析結果は以下のとおりである。

- a. 最小 DNB R については、これが最も厳しくなる「出力運転中

の制御棒の異常な引き抜き」において約1.75であり、許容限界値である1.42を上回っている。

- b. 燃料中心最高温度については、これが最も厳しくなる「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」において、二酸化ウラン燃料は約2,334℃、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料は約2,294℃であり、それぞれの解析上の判断基準である二酸化ウラン燃料2,570℃、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料2,500℃を下回っている。
- c. 燃料エンタルピーの最大値については、「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」において、最も厳しくなる二酸化ウラン燃料で約343kJ/kgであり、燃料の許容設計限界である712kJ/kg（「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」（以下「R I E 評価指針」という。）に示す170cal/g・UO₂に相当。）を下回っている。

なお、浸水燃料の存在を仮定しても、この過渡変化による燃料棒の被覆の破裂は生じることはない。

また、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取り扱いについて」（以下「R I E 報告書」という。）に示すペレット／被覆管機械的相互作用を原因とする破損（以下「P C M I 破損」という。）のしきい値のめやすに対して、ピーク出力部燃料エンタルピー増分の最大値は、これを下回っており、燃料棒の破損は生じない。

- d. 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力については、これが最も厳しくなる「負荷の喪失」において約18.2MPa[gage]であり、最高使用圧力の1.1倍である18.88MPa[gage]を下回っている。

ロ 設計基準事故

事故に対処するために必要な施設並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果

(1) 基本方針

(i) 評価事象

本原子炉において評価する「設計基準事故」は、「安全評価指針」に基づき、原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における工学的安全施設等の主としてMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、加圧水型である本原子炉施設の安全設計の基本方針に照らして、代表的な事象を選定する。具体的には、以下に示す異常な状態を生じさせる可能性のある事象とする。

a. 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

- (a) 原子炉冷却材喪失
- (b) 原子炉冷却材流量の喪失
- (c) 原子炉冷却材ポンプの軸固着
- (d) 主給水管破断
- (e) 主蒸気管破断

b. 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化

- (a) 制御棒飛び出し

c. 環境への放射性物質の異常な放出

- (a) 放射性気体廃棄物処理施設の破損
- (b) 蒸気発生器伝熱管破損
- (c) 燃料集合体の落下

(d) 原子炉冷却材喪失

(e) 制御棒飛び出し

d. 原子炉格納容器内圧力，雰囲気等の異常な変化

(a) 原子炉冷却材喪失

(b) 可燃性ガスの発生

(ii) 判断基準

想定された事象が生じた場合，炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく，かつ，事象の過程において他の異常状態の原因となるような2次的損傷が生じなく，さらに，放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認しなければならない。このことを判断する基準は以下のとおりである。なお，判断基準の適用にあたっては，「安全評価指針」に従い，事象毎に選定して用いる。

a. 炉心は著しい損傷に至ることなく，かつ，十分な冷却が可能であること。

b. 燃料エンタルピは制限値を超えないこと。

c. 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は，最高使用圧力である17.16MPa[gage]の1.2倍の圧力20.59MPa[gage]以下であること。

d. 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は，最高使用圧力0.283MPa[gage]以下であること。

e. 周辺の公衆に対し，著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。

(iii) 設計基準事故に対処するために必要な施設

設計基準事故に対処するために必要な施設の安全機能のうち，解析に当たって考慮する主要なものを以下に示す。

a . M S - 1

(a) 原子炉の緊急停止機能

制御棒クラスタ及び制御棒駆動系（トリップ機能）

(b) 未臨界維持機能

制御棒クラスタ及び制御棒駆動系

非常用炉心冷却設備（ほう酸水注入機能）

(c) 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能

加圧器安全弁（開機能）

(d) 原子炉停止後の除熱機能

補助給水系

主蒸気安全弁

主蒸気隔離弁

主蒸気逃がし弁（手動逃がし機能）

(e) 炉心冷却機能

非常用炉心冷却設備

(f) 放射性物質の閉じ込め，放射線の遮蔽及び放出低減機能

原子炉格納容器

アニュラス

原子炉格納容器隔離弁

格納容器スプレイ設備

アニュラス空気再循環設備

安全補機室空気浄化設備

(g) 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能

安全保護系

(h) 安全上特に重要な関連機能

非常用電源系

b. MS-2

(a) 放射性物質放出の防止機能

排気筒

(b) 異常状態の緩和機能

加圧器逃がし弁（手動開閉機能）

c. MS-3

(a) タービントリップ機能

タービントリップ

(2) 解析条件

(i) 主要な解析条件

イ(2)(i)と同様である。

(ii) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

a. 原子炉冷却材喪失

原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管あるいはこれに付随する機器等の破損等により、1次冷却材が系外に流失し、炉心の冷却能力が低下する事象を想定する。

a-1. 非常用炉心冷却設備性能評価解析—大破断—

(a) 配管の破断は、低温側配管（1次冷却材ポンプ出口から原子炉容器入口ノズルまでの間）に起こるものとする。破断規模は、1次冷却材管（内径約0.70m、肉厚約69mmのステンレス鋼）の両端破断が瞬時に発生するものとし、破断口における流出係数は、1.0～0.4までの範囲について検討する。

(b) 原子炉出力は定格出力の102%とし、熱流束熱水路係数は2.32、燃料棒の最大線出力密度は39.6kW/mの102%とする。

(c) 非常用炉心冷却設備のパラメータとして以下の値を用いる。

蓄圧注入系の蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa[gage]

蓄圧注入系の蓄圧タンクの保有水量 29.0m³/基

高圧注入系及び低圧注入系の作動時間遅れ 32秒

「非常用炉心冷却設備作動」信号は、「原子炉格納容器圧力高」信号、「原子炉圧力低と加圧器水位低の一致」信号あるいは「原子炉圧力異常低」信号のうち、早い方の信号により発生するものとする。

(d) 単一故障の仮定として、低圧注入系の1系列の不作動を仮定する。

また、常用電源はすべて喪失するものとし、非常用電源の供給もディーゼル発電機の電圧が確立するまでの間遅延されるものとする。

(e) ブローダウン過程に蓄圧注入系より注入されるほう酸水は、原子炉容器のダウンカマ部での蒸気の上昇流が十分に弱まり、注入水が上昇流に対向して下部プレナムに落下できるようになるまで、原子炉容器内残存水量として有効に作用しないものとする。

(f) 再冠水解析においては、1次冷却材ポンプの駆動軸が固着して動かないものとする。

(g) 原子炉格納容器内圧の計算に際しては、内圧が低めになるような条件を選定する。

(h) 事故後の炉心部での発熱量を評価する際には、原子炉は定格出力の102%で長時間運転されてきたものとし、崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱に

アクチニドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。

(i) 事故発生時の燃料棒内の蓄積エネルギーの評価に当たっては、

燃焼度や燃料ペレットの焼きしまりの影響を考慮する。

(j) 原子炉容器頂部の初期の 1 次冷却材温度は、高温側配管冷却

材温度に等しいと仮定する。

(k) 蒸気発生器伝熱管施栓率は10%とする。

a-2. 非常用炉心冷却設備性能評価解析－小破断－

小破断事故では、次に述べる条件を除いて、すべて大破断解析の条件と同じである。

(a) 破断位置は低温側配管とし、破断面積については、一般的な

感度解析の結果を踏まえ、また、気相部破断については、加圧器気相部に接続する最大口径配管破断を解析する。

(b) 単一故障の仮定として、ディーゼル発電機 1 台の不作動を仮定する。

(c) 非常用炉心冷却設備の高圧注入系の作動時間遅れは25秒とする。

b. 原子炉冷却材流量の喪失

原子炉の出力運転中に、1 次冷却材の流量が、定格出力時の流量から自然循環流量にまで大幅に低下する事象を想定する。

(a) 初期原子炉出力は定格出力とする。

(b) 減速材密度係数は $0 (\Delta k/k) / (g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第 3 図の上限の値とする。

(c) 原子炉の自動停止は、「1 次冷却材ポンプ電源電圧低」信号によるものとする。

(d) 1 次冷却材ポンプの慣性モーメントは、 $3,110 kg \cdot m^2$ を使用

する。

(e) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。

c. 原子炉冷却材ポンプの軸固着

原子炉の出力運転中に、1次冷却材を駆動するポンプの回転軸が固着し、1次冷却材の流量が急激に減少する事象を想定する。

(a) DNB Rの評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。

(b) 減速材密度係数は $0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第3図の上限の値とする。

(c) 原子炉の自動停止は、「1次冷却材流量低」信号によるものとする。

(d) 原子炉圧力の評価では、初期原子炉出力は102%とし、加圧器スプレイ、加圧器逃がし弁及び主蒸気ダンプ弁は不作動とし、原子炉停止後の蒸気発生器への給水は行われないものとする。

d. 主給水管破断

原子炉の出力運転中に、給水系配管に破断が生じ、2次冷却材が喪失し、原子炉の冷却能力が低下する事象を想定する。

(a) 初期原子炉出力は、DNB Rの評価では定格出力とし、原子炉圧力の評価では102%とする。

(b) すべての蒸気発生器への主給水は、主給水管破断発生と同時に停止するものとする。

(c) 主給水管1本が瞬時に両端破断すると仮定するが、給水リングの開口部にて臨界流となるものとする。破断流量の計算にはMoodyのモデルを使用するものとする。

(d) 原子炉は破断側の「蒸気発生器水位低」信号で自動停止するものとする。

- (e) 原子炉停止と同時に外部電源は喪失するものとする。
- (f) 事故後の炉心部での発熱量を評価する際には、原子炉は定格出力の102%で長時間運転されてきたものとし、崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。
- (g) 運転員は、事故の発生を検知してから10分後に健全側蒸気発生器2基に補助給水を供給する操作を行うものとする。この時、タービン動補助給水ポンプの単一故障を仮定し、電動補助給水ポンプ2台が作動するものとする。

e. 主蒸気管破断

原子炉の高温停止時に、2次冷却系の破断等により、1次冷却材の温度が低下し、反応度が添加される事象を想定する。

- (a) 原子炉の初期状態としては、原子炉は高温停止状態にあり制御棒は全挿入されているものとする。反応度停止余裕は $0.018 \Delta k/k$ とする。1次冷却材中のほう素濃度は0 ppmを仮定する。
- (b) 解析はサイクル末期について行う。

減速材密度変化による反応度効果は、第4図に示すように減速材の密度の関数として与える。また、ドップラ出力係数による反応度効果は、第5図に示すように出力の関数として与える。

- (c) 1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は、それぞれ 286.1°C 及び $15.41\text{MPa}[\text{gage}]$ とする。
- (d) 主蒸気管1本の瞬時の両端破断を仮定し、以下の2ケースについて解析する。

ケース A 外部電源あり

ケース B 外部電源なし

(e) 逆止弁の効果は無視し、主蒸気管の隔離は主蒸気隔離弁によって行うものとする。

(f) DNB R の評価では、1 台の高圧注入ポンプのみが作動し、燃料取替用水タンクからほう素濃度 4,400ppm のほう酸水を 1 次冷却材低温側配管に注入するものとする。なお、原子炉圧力の評価では 2 台の高圧注入ポンプが作動するものとする。

ほう酸水が炉心に到達するまでの時間には、「非常用炉心冷却設備作動」信号が発生してから、高圧注入ポンプが全速に達するまでの時間、ほう酸注入配管内の低濃度のほう酸水が一掃される時間及び 1 次冷却材管内での輸送遅れを考慮する。

(g) 蒸気発生器では完全に気水分離するものとする。

(h) 主蒸気管破断時の蒸気流量の計算には、Moody のモデルを使用する。

(i) 「非常用炉心冷却設備作動」信号発信後 10 分の時点で、蒸気放出が継続している蒸気発生器への補助給水を停止する操作を行うものとする。

(j) DNB R の評価には、W-3 相関式を使用する。

(iii) 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化

a. 制御棒飛び出し

原子炉が臨界又は臨界近傍にあるときに、制御棒駆動系あるいは同ハウジングの破損等により制御棒クラスタ 1 本が炉心外に飛び出し、急峻な反応度の添加と出力分布変化を生ずる事象を想定する。

(a) 解析は以下の 4 ケースについて実施する。

サイクル初期高温全出力

サイクル末期高温全出力

サイクル初期高温零出力

サイクル末期高温零出力

(b) 高温全出力のケースでは、

(b-1) 原子炉出力及び1次冷却材平均温度の初期値は、それぞれ102%及び304.5℃とする。なお、DNBR評価の初期値は定格値とする。

(b-2) 制御用制御棒バンクDは、制御棒クラスタ挿入限界位置にあると仮定し、その位置から制御棒クラスタ1本が飛び出すものとする。

(b-3) 原子炉の自動停止は、「出力領域中性子束高(高設定)」信号によるものとする。

(b-4) 原子炉圧力の初期値は、圧力解析の場合、定常運転時の最高圧力とする。

(c) 高温零出力のケースでは、

(c-1) 原子炉出力及び1次冷却材平均温度の初期値は、それぞれ定格出力の 10^{-9} 及び288.3℃とする。

(c-2) 制御用制御棒バンクDは全挿入位置、他のバンクは挿入限界位置にあると仮定し、バンクDに属する制御棒クラスタ1本が飛び出すものとする。

(c-3) 原子炉の自動停止は、「出力領域中性子束高(低設定)」信号によるものとする。

(c-4) 原子炉圧力の初期値は、燃料エンタルピー解析の場合、定常運転時の最低圧力、圧力解析の場合、定常運転時の最高圧力

とする。

- (d) 原子炉圧力の評価においては、燃料から冷却材への熱伝達、金属－水反応、冷却材中での熱発生を考慮し、制御棒クラスタ駆動装置圧力ハウジングの破損による減圧効果を無視する。
- (e) 制御棒クラスタの飛び出しによって、以下の反応度が0.1秒の間に添加されるものとする。

サイクル初期高温全出力 0.15% $\Delta k/k$

サイクル末期高温全出力 0.15% $\Delta k/k$

サイクル初期高温零出力 0.90% $\Delta k/k$

サイクル末期高温零出力 1.0 % $\Delta k/k$

- (f) 実効遅発中性子割合 (β_{eff}) は、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を装荷する場合は、サイクル初期で0.43%、サイクル末期で0.40%を使用し、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を装荷しない場合は、サイクル初期で0.48%、サイクル末期で0.43%を使用する。

- (g) ギャップ熱伝達係数は、燃料エンタルピー解析では、小さめのギャップ熱伝達係数をコード内部で計算し、初期値から一定として使用する。

- (h) 燃料被覆管表面熱伝達係数は、以下に示す相関式により計算する。

(h-1) サブクール状態 Dittus-Boelterの式

(h-2) 核沸騰状態 Jens-Lottesの式

(h-3) 膜沸騰状態 Bishop-Sandberg-Tongの式

解析では、いったんDNBに達すれば、その後は膜沸騰状態が持続するものとする。

(i) ドップラ反応度帰還は、燃料実効温度の関数として考慮する。

また、圧力ハウジングの破損に伴う減圧沸騰による負の反応度効果は、考慮しないものとする。

(j) 制御棒クラスタ飛び出し直後の熱流束熱水路係数は、以下の値を使用する。また、その後の熱流束熱水路係数は、高温全出力のケースについては一定とし、高温零出力のケースについては、制御棒クラスタ飛び出し後の反応度帰還効果による出力分布の変化を考慮する。

サイクル初期高温全出力	5.0
-------------	-----

サイクル末期高温全出力	5.0
-------------	-----

サイクル初期高温零出力	14
-------------	----

サイクル末期高温零出力	26
-------------	----

(k) P C M I 破損量の評価においては、破損量が多くなるような炉心を想定し、かつ、サイクル末期の評価では、ペレットの燃焼度が最高燃焼度に達するものとして評価する。

(iv) 環境への放射性物質の異常な放出

a. 放射性気体廃棄物処理施設の破損

放射性気体廃棄物処理設備の一部が破損し、ここに貯留されていた気体状の放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

(a) 原子炉は、事故直前まで定格出力の102%で運転していたものとする。

(b) 1次冷却材中の希ガス濃度は、1%の燃料被覆管欠陥率を基に評価し、1次冷却材から抽出された放射性希ガスは、体積制御タンクでその全量が水素によってページされ、水素再結合ガス減衰タンクに貯蔵されるものとする。

- (c) プラント稼働率は100%とする。
- (d) 4基のタンクの切替えを考慮し、タンク1基当たりの貯蔵量が最大となる時点で破損するものとし、瞬時にタンク中の放射能全量が原子炉補助建屋内に放出されると仮定する。
- (e) 線量評価に必要な拡散、気象条件としては、放射性物質が地表面から放出されると仮定し、現地における2001年1月から2001年12月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対線量 (D/Q) を用いる。

b. 蒸気発生器伝熱管破損

原子炉の出力運転中に、蒸気発生器の伝熱管が破損し、2次冷却系を介して1次冷却材が原子炉格納容器外に放出される事象を想定する。

b-1. 事故経過の解析

- (a) 初期原子炉出力は102%とする。
- (b) 1基の蒸気発生器の伝熱管の1本が、瞬時に両端破断を起こすものとする。流出流量の算出に当たっては、初期値を130t/hとした1次冷却系と2次冷却系の差圧の平方根に比例する式を用いる。
- (c) 原子炉は、「原子炉圧力低」信号あるいは「過大温度 ΔT 高」信号により自動停止するものとする。
- (d) 高圧注入ポンプ2台が作動するものとする。
また、補助給水ポンプはタービン動補助給水ポンプの単一故障を仮定し、電動補助給水ポンプ2台が作動するものとする。
- (e) 主蒸気逃がし弁が自動作動するものとする。
- (f) 原子炉トリップと同時に外部電源は喪失するものとする。

(g) 事故終止のための運転員操作としては、以下のとおりとする。

(g-1) 破損側蒸気発生器につながるタービン動補助給水ポンプ蒸気元弁を閉止する操作を行うとともに、破損側蒸気発生器への補助給水を停止する操作を行う（原子炉トリップ後10分）。

(g-2) 破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁は、原子炉トリップの10分後に閉止操作を開始し、原子炉トリップ後20分で閉止するものとする。

(g-3) 健全側の主蒸気逃がし弁を開き、1次冷却系の除熱を開始する（原子炉トリップ後25分）。

(g-4) 1次冷却材を高温零出力温度以下に十分減温した後、加圧器逃がし弁を開き、1次冷却系を減圧する。1次冷却系圧力が、破損側蒸気発生器2次側圧力まで低下した時点で、加圧器逃がし弁を閉じる（解析では、1次冷却材高温側配管温度が274℃に減温された時点で減圧を開始する。）。

(g-5) 加圧器逃がし弁の閉止後、1次冷却系圧力の再上昇を確認した後、非常用炉心冷却設備を停止する（解析では、1次冷却系圧力の再上昇の幅は0.98MPaとする。）。

(h) DNB Rの評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。

b-2. 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(a) 原子炉は、事故直前まで定格出力の102%で運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高40,000時間とする。

(b) 破損側蒸気発生器は、事故発生後52分で隔離されるものとし、この間に1次冷却系から2次冷却系へ流出する1次冷却材量は90tとする。流出した1次冷却材を含む2次冷却水のうち、破

損側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁等から大気中へ放出される蒸気量は30tとする。

- (c) 蒸気発生器伝熱管破損により新たな燃料被覆管の破損を招くことはない。したがって、2次冷却系へ流出する放射エネルギーとして、以下の2通りを仮定する。

(c-1) 燃料被覆管欠陥率1%を用いて計算した1次冷却材中に存在する核分裂生成物のよう素約 4.5×10^{13} Bq, 希ガス約 3.0×10^{14} Bq (γ 線エネルギー0.5MeV換算)

(c-2) (c-1)項の損傷燃料棒から新たに1次冷却材中への追加放出に寄与する核分裂生成物のよう素約 1.2×10^{15} Bq, 希ガス約 3.3×10^{15} Bq (γ 線エネルギー0.5MeV換算)

追加放出量は、事故後原子炉圧力が直線的に低下するものとし、この圧力低下に比例して1次冷却系に放出されるものとする。この場合の追加放出率は、 $1.29 \times 10^{-2} \text{ min}^{-1}$ とする。

- (d) この1次冷却材中の核分裂生成物のうち、破損側蒸気発生器が隔離されるまでの間に1次冷却系から2次冷却系へ流出する放射エネルギーは、1次冷却材中の濃度に依存するものとする。

(e) 2次冷却系に流出してきた希ガスについては、全量が大気中へ放出されるものとする。

(f) 2次冷却系に流出してきたよう素については、気液分配係数100で蒸気とともに大気中に放出されるものとする。

(g) 原子炉トリップと同時に外部電源は喪失するものとする。

(h) 破損側蒸気発生器隔離後2次冷却系の弁からの蒸気漏えいにより、よう素が大気中に放出されるものとする。

弁からの蒸気漏えい率は、隔離直後 $5 \text{ m}^3/\text{d}$ とし、その後は2次冷却系圧力が24時間で直線的に大気圧まで減圧すると仮定し、このときの2次冷却系圧力に対応して弁からの蒸気漏えい率が減少するものとする。

- (i) 線量評価に必要な拡散、気象条件としては、放射性物質が地表から放出されると仮定し、現地における2001年1月から2001年12月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q) を用いる。

c. 燃料集合体の落下

原子炉の燃料交換時に、何らかの理由によって燃料集合体が落下して破損し、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

- (a) 燃料取扱いに際し、使用済燃料ピット内で取扱い中の燃料集合体1体が操作上の最高の位置から落下し、落下した燃料集合体の全燃料棒の10%の燃料棒の被覆管が破損するものとする。
- (b) 原子炉停止時の燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は、原子炉が全出力運転（定格出力の102%）された取替炉心のサイクル末期の最大出力集合体（運転時間40,000時間）のものとする。
- (c) 燃料取替作業は、原子炉停止後100時間において開始され、この時点で落下事故が生じるものとする。
- (d) 損傷した燃料棒の燃料ギャップ内の核分裂生成物の全量が、使用済燃料ピット水中に放出されるものとする。
- (e) 使用済燃料ピット水中に放出された希ガスの水中への溶解を無視し、全量が燃料取扱棟内に放出されるものとする。
- (f) 使用済燃料ピット水中に放出されたよう素の水中での除染係数は500とする。

(g) 燃料集合体の落下時には、「燃料集合体落下」信号によりアニュラス空気再循環設備が起動し、燃料取扱棟内に放出された希ガス及びよう素は、アニュラス空気再循環設備を通して格納容器排気筒から大気中に放出されるものとする。よう素用フィルタの効率は95%とする。

(h) 線量評価に必要な拡散、気象条件としては、現地における2001年1月から2001年12月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q) を用いる。

d. 原子炉冷却材喪失

「ロ(2)(ii)a. 原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

(a) 事故発生直前まで、原子炉は定格出力の102%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高40,000時間とする。

(b) 原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は、炉心全体の内蔵量に対し、次の割合で放出されるものとする。

希ガス 1%

よう素 0.5%

(c) 放出されたよう素のうち、有機よう素は4%とし、残りの96%は無機よう素の形態をとるものとする。

(d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素については50%が原子炉格納容器内部に沈着し、漏えいに寄与しないものとする。

(e) 単一故障の仮定として、ディーゼル発電機 1 台の不作動を仮定する。

また、動的機器の単一故障のケースの他、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、単一設計とするスプレイリングに接続する配管 1 箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断のケースも考慮する。

(f) 格納容器スプレイ水による無機よう素の除去効率は、等価半減期 50 秒とする。

ただし、事故発生後、無機よう素の除去効果が有効になるまでの時間は 5 分とする。

(g) 原子炉格納容器からの漏えい率は、事故時の原子炉格納容器内圧に対応した漏えい率とする。

0.13%/d (0 ～ 670 秒)

0.12%/d (670 ～ 1,900 秒)

0.11%/d (1,900 ～ 14,000 秒)

0.10%/d (14,000 ～ 32,000 秒)

0.09%/d (32,000 ～ 61,000 秒)

0.08%/d (61,000 ～ 130,000 秒)

0.07%/d (130,000 ～ 350,000 秒)

0.06%/d (350,000 ～ 1,300,000 秒)

0.05%/d (1,300,000 ～ 2,592,000 秒)

なお、単一設計とするスプレイリングに接続する配管 1 箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断のケースは以下とする。

0.13%/d (0 ～ 490 秒)

0.12%/d (	490～	1,100秒)
0.11%/d (	1,100～	2,200秒)
0.12%/d (	2,200～	49,000秒)
0.11%/d (	49,000～	90,000秒)
0.10%/d (	90,000～	170,000秒)
0.09%/d (	170,000～	320,000秒)
0.08%/d (	320,000～	630,000秒)
0.07%/d (	630,000～	1,500,000秒)
0.06%/d (	1,500,000～	2,592,000秒)

(h) 原子炉格納容器からの漏えいは、その97%が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り3%はアニュラス部以外で生じるものとする。

(i) 「非常用炉心冷却設備作動」信号によってアニュラス空気再循環設備が起動する。事故発生後、アニュラス部の負圧達成時間は10分とし、その間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた気体はそのまま全量大気中へ放出されるものとし、アニュラス空気再循環設備のフィルタ効果は無視する。

また、負圧達成後も、アニュラス排気風量の切替え（事故発生後30分）までは、アニュラス内空気の再循環は考慮しない。

(j) 原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした気体は、アニュラス空気再循環設備を経て再循環するが、その一部は、アニュラス部の負圧維持のため格納容器排気筒より放出される。このとき、アニュラス部内での核分裂生成物の沈着の効果はないものとする。

(k) アニュラス空気再循環設備のよう素用フィルタの効率は95%

とする。

(l) 希ガスに対する格納容器スプレイ水による除去効果及びアニュラス空気再循環設備のフィルタ効果等は無視する。

(m) 事故後の非常用炉心冷却設備及び原子炉格納容器スプレイ設備の再循環系(以下「再循環系」という。)からは、事故期間中(30日間)安全補機室内へ、 $4 \times 10^{-3} \text{ m}^3/\text{h}$ の漏えいがあるものとする。

(n) 再循環水中の放射エネルギーは事故発生直後、(b)項と同量のよう素が無機よう素として溶解したものとする。

(o) 再循環水体積は $1,400 \text{ m}^3$ とする。

(p) 再循環系から安全補機室に漏えいした再循環水中のよう素の気相への移行率は5%とし、安全補機室内でのよう素沈着率は50%とする。

(q) 安全補機室空気浄化設備のよう素用フィルタの効率は95%とする。

(r) 原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物による直接線量及びスカイシャイン線量については、以下の条件に従って評価する。

(r-1) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物は、すべて原子炉格納容器内に均一に分布するものと仮定し、原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果や格納容器スプレイ水による除去効果は無視する。

(r-2) 核種の選定に当たって、よう素に関しては、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギーの小さいものの以外の核種、希ガスに関しては、半減期10分以上の核種、その他の核種については、原子炉格納容器から外周コンクリート

壁ドーム部を透過した γ 線の空気との散乱によるスカイシャイン線量及び原子炉格納容器から外周コンクリート壁円筒部を透過した γ 線による直接線量の計算に寄与するような十分高いエネルギーを持ち、半減期が10分以上の核種を対象とする。

(r-3) 核分裂生成物による γ 線エネルギーは、以下のエネルギー範囲別に区分する。

0.4 MeV/dis ($E \leq 0.4$ MeV/dis)

0.8 MeV/dis ($0.4 < E \leq 1.0$ MeV/dis)

1.3 MeV/dis ($1.0 < E \leq 1.5$ MeV/dis)

1.7 MeV/dis ($1.5 < E \leq 1.8$ MeV/dis)

2.5 MeV/dis ($1.8 < E$ MeV/dis)

(s) 事故の評価期間は30日間とする。

(t) 環境への核分裂生成物の放出は、格納容器排気筒より行われるものとする。

(u) 線量評価に必要な拡散、気象条件としては、現地における2001年1月から2001年12月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q) を用いる。

e. 制御棒飛び出し

「ロ(2)(iii) a. 制御棒飛び出し」で想定した制御棒クラスタ飛び出しの際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

(a) 破損する燃料棒割合としては、「ロ(2)(iii) a. 制御棒飛び出し」で評価した値のうち最も厳しい値である4%を使用する。

(b) 原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は、炉心全体の内蔵量に対し次の割合で放出されるものとする。

希ガス 0.13 %

よう素 0.065%

(c) 「非常用炉心冷却設備作動」信号によってアニュラス空気再循環設備が起動する。事故発生後、アニュラス部の負圧達成時間は10分とし、その間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた気体はそのまま全量大気中へ放出されるものとし、アニュラス空気再循環設備のフィルタ効果は無視する。

(d) 原子炉格納容器スプレイ設備は、事故発生後30分で有効になるものとする。

(e) 原子炉格納容器からの漏えい率は、次のように仮定する。

事故後24時間まで 0.12%/d

その後29日間 0.06%/d

(f) その他の条件は、「ロ(2)(iv) d. 原子炉冷却材喪失」と同様である。

(v) 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化

a. 原子炉冷却材喪失

「ロ(2)(ii) a. 原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に、1次冷却材が系外に流出し、原子炉格納容器内の圧力、温度が異常に上昇する事象を想定する。

(a) 配管の破断は、蒸気発生器出口側配管の瞬時の両端破断で、流出係数1.0の場合を解析する。

(b) 原子炉出力は定格出力の102%とする。

(c) 非常用炉心冷却設備のパラメータとして以下の値を用いる。

蓄圧注入系の蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa[gage]

蓄圧注入系の蓄圧タンクの保有水量 29.0m³/基

また、高圧注入系及び低圧注入系からの注入は、ブローダウン終了と同時に開始されると仮定する。

- (d) 単一故障の仮定として、原子炉格納容器スプレイ設備 1 系列の不作動を仮定する。

また、常用電源はすべて喪失するものとし、非常用電源の供給もディーゼル発電機の電圧が確立するまでの間遅延されるものとする。

また、動的機器の単一故障のケースの他、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、単一設計とするスプレイリングに接続する配管 1 箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断のケースも考慮する。

- (e) ブローダウン過程に蓄圧注入系より注入されるほう酸水は、原子炉容器のダウンコマ部及び下部プレナムに注入されるものとする。

- (f) 再冠水解析においては、1 次冷却材ポンプはその特性に従って動くものとする。

- (g) 事故後の炉心部での発熱量を評価する際には、原子炉は定格出力の102%で長時間運転されてきたものとし、崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。

b. 可燃性ガスの発生

「ロ(2)(ii)a. 原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に、可燃性ガスが発生する事象を想定する。

- (a) 原子炉は事故直前まで定格出力の102%で運転していたものとする。

- (b) 水素の発生源としては、炉心水、サンプル水及びヒドラジンの放射線分解、ジルコニウム－水反応及びその他の金属との腐食反応を考慮する。
- (c) 事故時のジルコニウム－水反応量は「ロ(2)(ii) a. 原子炉冷却材喪失 a-1. 非常用炉心冷却設備性能評価解析－大破断－」で得られた値の5倍の1.5%とする。
- (d) 炉心内の核分裂生成物の内蔵量のうち、ハロゲン50%、並びに、希ガス及びハロゲンを除く核分裂生成物の1%が、原子炉格納容器内の水の液相中に存在するものとする。さらに、他の核分裂生成物は、希ガスを除き、すべて炉心部に存在するものとする。
- (e) 水素ガスの生成割合は、水の放射線分解では炉心水に対し0.4分子/100eV、サンプル水に対し0.3分子/100eV、ヒドラジンの放射線分解では0.4分子/100eVとする。
- (f) 単一故障の仮定として、低圧注入系1系列の不作動を仮定する。

また、動的機器の単一故障のケースの他、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、単一設計とするスプレイリングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断のケースも考慮する。

(3) 評価結果

判断基準に対する解析結果は以下のとおりである。

- a. 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であることについては、「原子炉冷却材喪失」の場合が最も厳しく、以下のとおり、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指

針」に示された基準を満足する。

(a) 燃料被覆管温度の最高値は、二酸化ウラン燃料で生じ約 1,039℃であり、制限値の1,200℃を下回る。

(b) 燃料被覆管の局所的最大ジルコニウム－水反応量は、二酸化ウラン燃料で生じ燃料被覆管厚さの約4.0%であり、酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの15%以下である。

(c) 全炉心平均ジルコニウム－水反応量は、0.3%以下であり、反応に伴い発生する水素の量は原子炉格納容器の健全性確保の見地から十分小さい。

(d) 再冠水開始以降、燃料被覆管の一部がバーストしている燃料棒においても、熱除去は順調に行われており、その後は、再循環モードの確立によって長期にわたる炉心の冷却が可能である。

b. 燃料エンタルピーの最大値については、「制御棒飛び出し」において、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心で生じ、二酸化ウラン燃料は約467kJ/kg、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料は約469kJ/kgであり、制限値（「R I E 評価指針」に示す 230cal/g・UO₂に相当。）から燃焼が最も進んだペレットの融点低下並びにガドリニア及びプルトニウム添加に伴うペレットの溶融点の低下を考慮した解析上の判断基準である二酸化ウラン燃料の791kJ/kg、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の770kJ/kgをそれぞれ下回っている。

また、R I E 報告書に示される P C M I 破損時の機械的エネルギーの影響を評価した結果、P C M I 破損及び浸水燃料の破裂によって発生する衝撃圧力のもつ機械的エネルギーは、原子炉容器の吸収可能な歪エネルギーに対して十分小さく、原子炉容器の健全性が

損なわれることはない。

- c. 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力については、これが最も厳しくなる「主給水管破断」において、約18.2MPa[gage]であり、最高使用圧力の1.2倍である20.59MPa[gage]を下回っている。
- d. 原子炉格納容器圧力バウンダリにかかる圧力については、「原子炉冷却材喪失」において約0.214MPa[gage]であり、最高使用圧力である0.283MPa[gage]を下回っている。また、可燃性ガスの発生に伴う原子炉格納容器内の水素濃度については、事故発生後、30日時点で約2.8%であり、可燃限界である4%を下回っている。
- e. 敷地等境界外における実効線量については、これが最も厳しくなる「蒸気発生器伝熱管破損」において約0.50mSvであり、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ものではない。