

北海道電力株式会社泊発電所の原子炉
の設置(1号及び2号原子炉の設置)に
係る安全性について

一 部 補 正

昭和59年5月

通 商 産 業 省

「北海道電力株式会社泊発電所の原子炉の設置（1号及び2号原子炉の設置）に係る安全性について」を以下のとおり補正する。

頁	行	補 正 前	補 正 後
3	下 2	…地役権を設定した約 <u>7</u> 万 m ² の…	…地役権を設定した約 <u>6</u> 万 m ² の…
20	上 6	<u>5</u>	<u>2</u>
	上 7	約 <u>30</u> m ² /個	約 <u>85</u> m ² /個
28	上4と 上5の 間	(記載追加)	⑪「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について」 (昭和59年1月)
	上10 上11	<u>③「発電用軽水型原子炉の反応度事故に対する評価方法について」(昭和52年5月)</u>	(削除)
	下 6	<u>④</u>	<u>③</u>
	下 5	<u>⑤</u>	<u>④</u>
	下 3	<u>⑥</u>	<u>⑤</u>
30	上 5	…に隣接して約 <u>7</u> 万 m ² の…	…に隣接して約 <u>6</u> 万 m ² の…

頁	行	補 正 前	補 正 後
91	上2 } 上3	… <u>燃料ペレット最大保有エンタルピ</u> は…	… <u>燃料エンタルピの最大値</u> は…
117	下8	…放出される <u>気体廃気物</u> 中の…	…放出される <u>気体廃棄物</u> 中の…
125	下7 } 下6	… <u>非断熱計算による燃料ペレット保有エンタルピ</u> の…	… <u>燃料エンタルピ</u> の…
	下6	… <u>許容設計限界値</u> …	… <u>許容設計限界</u> …
126	下8	<u>非断熱計算による燃料ペレット保有エンタルピ</u> …	<u>燃料エンタルピ</u> …
	下7 } 下6	…「 <u>発電用軽水型原子炉の反応度事故に対する評価方法について</u> 」…	…「 <u>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</u> 」（以下「 <u>反応度投入事象評価指針</u> 」という。）…
168	下1	<u>ペレット保有エンタルピ</u> …	<u>エンタルピ</u> …
169	上1	<u>断熱計算によるピーク出力部燃料ペレット保有エンタルピの最大値</u> は…	<u>ピーク出力部断熱燃料エンタルピ</u> は…
	上2 } 上3	99 cal/g・UO ₂ 、また、 <u>非断熱計算による燃料ペレット保有エンタルピ</u> の…	99 cal/g・UO ₂ となる。 <u>燃料エンタルピ</u> の…

頁	行	補 正 前	補 正 後
169	上3 上4	… <u>反応度事故における圧力波発生</u> の限界値としている 230 cal/g・UO ₂ …	…「 <u>反応度投入事象評価指針</u> 」において <u>圧力波発生限界として定められている</u> 230 cal/g・UO ₂ …
	上7	<u>いので原子炉冷却材</u> …	<u>く、また浸水燃料の破裂に伴う衝撃圧力は問題とならないので、</u> 原子炉冷却材…
	上7と 上8の 間	(記載追加)	なお、 <u>燃焼の進んだ燃料の存在を考慮した場合の破損の目安値である</u> 85 cal/g・UO ₂ を、 <u>ピーク出力部断熱燃料エタルピが上回る燃料棒の割合は約4%である。</u>
	上9	… <u>燃料ペレット保有</u> …	… <u>燃料</u> …
	上10 上12	… <u>増大するが、非断熱計算による燃料ペレット保有エタルピの最大値は約151cal/g・UO₂となる。したがって炉心は</u> …	… <u>増大し、最大値は約151 cal/g・UO₂となるが、上述の限界値である</u> 230 cal/g・UO ₂ を <u>下回っていることから、炉心は</u> …
	下5 下4	(2) <u>(a)項の炉心冷却能力の評価においてDNBRが1.30を下回る燃料棒は破損するものとする。</u>	(2) <u>破損する燃料棒の割合としては、(a)項の炉心冷却能力の評価における全出力時にDNBRが1.30を下回る燃料棒の値を使用する。</u>

[別添2]

北海道電力株式会社泊発電所の原子炉
の設置(1号及び2号原子炉の設置)に
係る安全性について

昭和58年10月

通商産業省

目 次

I 審査結果	1
II 申請の概要	2
1. 立地条件	3
1.1 敷地	3
1.2 地震	4
1.3 地盤	5
1.4 気象	6
1.5 水理	7
1.6 社会環境	8
2. 原子炉施設の位置、構造及び設備の概要	9
2.1 原子炉施設の位置	9
2.2 原子炉施設の耐震設計	10
2.3 原子炉本体	11
2.4 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	13
2.5 原子炉冷却系統施設	14
2.6 計測制御系統施設	17
2.7 放射性廃棄物廃棄施設	19
2.8 放射線管理施設	21
2.9 原子炉格納施設	22
2.10 その他原子炉の付属施設	24
III 審査方針	25

1. 審査の基本方針	25
2. 審査方法	27
IV 審査内容	29
1. 立地条件	30
1.1 敷地	30
1.2 地震	31
1.3 地盤	48
1.4 気象	55
1.5 水理	58
1.6 社会環境	59
2. 原子炉施設の安全設計	61
2.1 原子炉施設全般	61
2.2 原子炉及び計測制御系	72
2.3 原子炉停止系、反応度制御系及び安全保護系	82
2.4 原子炉冷却系	89
2.5 原子炉格納施設	97
2.6 燃料取扱い、安全補機室空気浄化及び廃棄物処理系	101
2.7 放射線防護及び管理施設	111
3. 原子炉施設周辺の一般公衆の被ばく線量評価	115
3.1 被ばく線量評価の概要	115
3.2 大気中に放出される放射性物質の年間放出量	116
3.3 海洋中に放出される放射性物質の年間放出量	119
3.4 被ばく線量の計算	120

3.5 評 価	123
4. 運転時の異常な過渡変化の解析	124
4.1 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	126
4.1.1 未臨界状態からの制御棒クラスタバンクの異常な引抜き	126
4.1.2 出力運転中の制御棒クラスタバンクの異常な引抜き	127
4.1.3 制御棒クラスタ落下及び不整合	128
4.1.4 1次冷却材中のほう素の異常な希釈	130
4.2 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	131
4.2.1 1次冷却材流量の部分喪失	131
4.2.2 1次冷却系停止ループの誤起動	132
4.2.3 蒸気負荷の急増	133
4.2.4 2次冷却系の異常な減圧	134
4.2.5 蒸気発生器への過剰給水	135
4.2.6 蒸気発生器への主給水喪失	136
4.2.7 外部電源喪失	137
4.3 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	138
4.3.1 1次冷却系の異常な減圧	138
4.3.2 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	139
4.3.3 負荷の喪失	140
4.4 評 価	141
5. 事 故 解 析	142
5.1 1次冷却材流量喪失事故	144
5.2 1次冷却材ポンプ軸固着事故	146
5.3 主給水管破断事故	148
5.4 1次冷却材喪失事故	150

5.5	放射性気体廃棄物処理設備の破損事故	157
5.6	主蒸気管破断事故	159
5.7	蒸気発生器伝熱管破損事故	161
5.8	燃料取扱事故	165
5.9	制御棒クラスタ飛出し事故	167
5.10	評価	171
6.	立地評価のための想定事故解析	172
6.1	重大事故の解析	173
6.1.1	1次冷却材喪失事故	173
6.1.2	蒸気発生器伝熱管破損事故	176
6.2	仮想事故の解析	178
6.2.1	1次冷却材喪失事故	178
6.2.2	蒸気発生器伝熱管破損事故	179
6.2.3	全身被ばく線量の積算値	180
6.3	評価	181
V	審査経過	182

I 審査結果

北海道電力株式会社泊発電所の原子炉の設置に関し、同社が提出した「泊発電所(1、2号炉)原子炉設置許可申請書及び同添付書類」(昭和57年6月11日付け申請、昭和58年9月22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 申請の概要

北海道電力株式会社泊発電所の原子炉設置許可の申請に関し、同社が提出した泊発電所（1、2号炉）原子炉設置許可申請書及び同添付書類によれば、この原子炉設置申請の概要は次のとおりである。

本申請は、北海道古宇郡泊村に濃縮ウラン、軽水減速、軽水冷却型（加圧水型）、熱出力約 1,650 MW（電気出力 579 MW）の原子炉 2 基が 1 号炉及び 2 号炉として設置されるものである。

また、本原子炉施設は商業発電用として使用され、基底負荷用として運用される計画である。

本原子炉施設の設置に関する立地条件並びに原子炉施設の位置、構造及び設備の概要は次のとおりである。

1. 立地条件

1.1 敷地

泊発電所の敷地は、北海道古宇郡泊村に位置し、西側は日本海に面し、背後は標高40～130 mの丘陵地となっている。

敷地の面積は約128万 m^2 で、このうち約21万 m^2 は海面埋立による造成地である。

なお、東側の敷地境界に隣接して地役権を設定した約7万 m^2 の非居住地域がある。

1.2 地震

敷地周辺の主な過去の地震としては、マグニチュード6.9の1792年後志^{しりべし}の地震、マグニチュード6.4の1834年石狩の地震、マグニチュード5.8の1905年神威岬沖^{かぜい}の地震、マグニチュード7.0の1940年神威岬沖の地震、マグニチュード7.0の1947年留萌西方沖の地震等が発生している。

敷地付近で気象庁震度階級がV以上と推定される地震はないが、当該付近で震度階級がIV程度と推定される地震として、1792年後志の地震、1905年神威岬沖の地震、1940年神威岬沖の地震及び1947年留萌西方沖の地震を選定し、これらのうち敷地に対して最も影響が大きいと思われる地震は、1792年後志の地震及び1905年神威岬沖の地震であるとしている。

1.3 地 盤

(1) 地 質

敷地周辺の地質層序は、下位から先第三紀の基盤岩類、新第三紀中新世の茅沼累層、古平累層及び神恵内累層、新第三紀鮮新世の野塚累層、第四紀更新世の洪積層並びに第四紀完新世の沖積層に区分されている。

敷地及びその付近の地質は、主として新第三紀中新世の神恵内累層からなる。同層は火山噴出物に富む地層で南西へ傾斜する同斜構造をなしている。原子炉施設は、この神恵内累層の凝灰角礫岩、凝灰岩等を地盤としている。

なお、敷地周辺の陸域には、赤井川断層等が認められ、また、敷地前面及びこれより更に沖合の周辺海域にも断層が認められる。

(2) 岩石・岩盤物性

原子炉施設の地盤を主に構成する凝灰角礫岩、凝灰岩の一般物性として、1号炉及び2号炉で、密度は約 2.1 g/cm^3 、一軸圧縮試験による強度は約 220 kg/cm^2 、同試験による静弾性係数は約 $1.0 \times 10^5 \text{ kg/cm}^2$ 、吸水率は凝灰角礫岩約13%、凝灰岩約20%等となっている。また、平板載荷試験の結果、岩盤の極限支持力は 140 kg/cm^2 以上となっている。

1.4 気 象

発電所付近の一般的気象については、最寄りの^{つづ}寿都測候所及び小樽測候所の他、^{いわい}岩内、^{かちえい}神恵内の各観測所の長年にわたる気象統計に基づいて調査されている。

それによれば、年平均風速は寿都以5.6 m/s、小樽で2.4 m/s、年降水量は1,100～1,300 mmであり、積雪の深さは岩内観測所における過去の最大で220 cmである。

大気拡散に使用する気象については、敷地内における観測結果から1年間の資料が採用されている。それによると、排気筒を代表する高さにおける風向は、東北東、東、西及び西北西の風が多く、このうち東、西、西北西の風の出現頻度は、それぞれ約17%である。

また、年間の平均風速は5.9 m/s（年間の風速の中央値は4.7 m/s）、大気安定度は、中立状態Dが73%で最も多く、次いでC、B、E、G、F、Aの順となっている。

なお、当該1年間の気象は、敷地周辺（敷地東方向約800 m）における過去9年間の資料を使用して、その年が特に異常な年ではなかったことが調査されており、このことは寿都測候所及び小樽測候所の観測資料によっても調査されている。

1.5 水 理

発電所付近の河川としては敷地北側に玉川及び茶津川^{ちやつ}、東側に発足川^{はつたり}がある。

敷地前面海域の流況は年間を通じて沿岸にほぼ平行な南北方向の流れが卓越している。

流速は年間を通じて10～50cm/sが大部分である。

また、波高については、最大有義波高は5.5 m、最大波高は7.2 mとなっている。

発電所に必要な淡水は玉川及び茶津川から取水し、敷地内の原水タンクに貯留し、ろ過して使用することとしている。

復水器冷却水等の冷却用海水は専用港湾内に設けられる取水口から取水され北防波護岸先端部の放水口から放水される。

1.6 社会環境

昭和55年10月に実施された国勢調査の結果による人口分布は、発電所中心から半径100km以内では約253万人、半径50km以内では約31万人、半径30km以内では約11万人、半径10km以内では約3万人、半径5km以内では約3千人となっている。また、泊村の就業者数は約1,200人で、第1次産業約28%、第2次産業約30%、残り約42%が第3次産業に従事している。

発電所敷地の近くには、国鉄函館本線及び岩内線、国道5号及び229号並びに道道20号及び199号があり、国道229号が発電所敷地内を^{いわい}通っている。

最寄りの港湾としては発電所中心から約5kmの所に、岩内港がある。

また、敷地周辺に飛行場はなく、発電所上空に航空路もない。なお、発電所上空域に自衛隊の訓練空域がある。

2. 原子炉施設の位置、構造及び設備の概要

2.1 原子炉施設の位置

原子炉本体は、海岸線とほぼ平行に、北側に1号炉、南側に2号炉が隣接して設置される。

敷地中央部は標高+10m及び標高+31mに整地造成され、ここに原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋等の主要構築物が設置される。

主排気筒及び非常用排気筒の排気口は原子炉建屋上部に設置される。また排気口地上高さは約58mである。

復水器冷却水の取水口は、専用港湾内に、また放水口は北防波護岸先端部に設置される。

原子炉の炉心の中心から敷地境界までの最短距離は1号炉ではほぼ東北東方向約550m、2号炉ではほぼ北東方向約570mである。

2.2 原子炉施設の耐震設計

本原子炉施設の建物・構築物は原則として剛構造とされるとともに、重要な建物・構築物は原則として岩盤に支持される。

本原子炉施設は、耐震設計上の重要度により A、B 及び C の 3 クラスに分類され、更に A クラスの施設の一部は限定して A_S クラスの施設と呼ばれる。

耐震設計法は重要度に応じて次のように行われる。

A、B 及び C クラスの各施設は、層せん断力係数をそれぞれ $3.0 C_I$ 、 $1.5 C_I$ 及び $1.0 C_I$ として求められる水平地震力に耐えられるように設計されるとともに、A クラスの施設は、基準地震動 S_1 (最大速度振幅 14.1 kine の模擬地震波) に基づいて動的解析から求められる地震力に対して耐えられるように設計される。

さらに、A_S クラスの施設は、基準地震動 S_2 (最大速度振幅 19.0 kine の模擬地震波及び最大速度振幅 14.8 kine の模擬地震波) に基づいて動的解析から求められる地震力に対してその安全機能が保持できるように設計される。

ここで、層せん断力係数の C_I は標準せん断力係数を 0.2 とし、建物・構築物の振動特性等を考慮して求められる値をいう。

2.3 原子炉本体

原子炉本体は、燃料体、原子炉容器等で構成される。

(1) 炉 心

燃料集合体数	121 体
燃料集合体の燃料棒配列	14×14
燃料集合体当たりの燃料棒数	179本
炉心等価直径	約 2.5 m
炉心有効高さ	約 3.7 m
主要な核的制限値	
反応度停止余裕	
高温停止状態	
サイクル初期	0.010△K/K 以上
サイクル末期	0.018△K/K 以上
低温停止状態	0.010△K/K 以上

主要な熱的制限値（定格出力時において）

最小限界熱流束比（最小 DNBR） 約 1.9

燃料棒最大線出力密度 49.1kW/m（燃料ペレット焼き
しまり効果を含む。）

(2) 燃 料 体

燃料材の種類 二酸化ウラン焼結ペレット

被覆材の種類 ジルカロイ-4

ウラン 235 濃縮度

初装荷燃料集合体平均 約 2.9 wt %

取替燃料集合体平均 約 3.4 wt %

ペレット初期密度 理論密度の約95%

燃料集合体最高燃焼度 約39,000 MWd / t

(3) 原子炉容器

型 式	たて置円筒上下半球鏡容器型
内 径	約 3.4 m
全 高	約 11.5 m
最 小 肉 厚	約 110 mm (下部半球鏡部)
母 材	低合金鋼
最高使用圧力	175 kg / cm ² G
最高使用温度	343 °C

(4) 放射線遮へい体の構造

主要な放射線遮へい体は、原子炉容器周囲の内部コンクリート壁及び原子炉格納容器周囲の外部遮へいで構成される。

2.4 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

(1) 核燃料物質取扱設備

核燃料物質取扱設備は、燃料取替装置、燃料移送装置及び除染装置から構成される。

(2) 核燃料物質貯蔵設備

新燃料貯蔵設備

貯 蔵 能 力 約 2/3 炉心相当分

使用済燃料貯蔵設備

貯 蔵 能 力 約 17/3 炉心相当分

2.5 原子炉冷却系統施設

(1) 1次冷却設備

1次冷却設備は、2つの閉回路からなり、蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、加圧器、配管、弁等で構成される。

蒸気発生器

型 式	たて置 U 字管式熱交換器型
個 数	2

1次冷却材ポンプ

型 式	漏えい制御軸封式たて置斜流型
個 数	2
容 量	約20,200m ³ /h/個

加 圧 器

型 式	たて置円筒上下半球鏡容器型
個 数	1

安 全 弁

型 式	ばね式
個 数	2
容 量	約142 t/h/個

圧力制御方式 ヒータ、スプレイ及び逃がし弁

冷却材の温度及び圧力

原子炉容器出口における温度 約 323 °C (定格出力時)

原子炉容器入口における圧力 約 157 kg/cm²G (定格出力時)

(2) 2次冷却設備

2次冷却設備は、主蒸気系統、タービン設備、復水設備、給水設備等で構成され、主蒸気系統には、タービンバイパス弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁が設けられる。

蒸気タービン

型 式	串型 3 車室 4 分流排気再熱再生式
出 力	579 MW

(3) 非常用炉心冷却設備

非常用炉心冷却設備は、高圧注入系、低圧注入系及び蓄圧注入系から構成される。これらの系統は、それぞれ 2 回路相当の構成となっており、高圧注入系のポンプ及び低圧注入系のポンプは非常用電源にも接続される。

高圧注入系

高圧注入ポンプ

個 数	2
容 量	約 160 m ³ /h/個

低圧注入系

余熱除去ポンプ

個 数	2
容 量	約 454 m ³ /h/個

蓄圧注入系

蓄圧タンク

個 数	2
容 量	約 57 m ³ /個
加圧ガス圧力	51.7 kg/cm ² G 以上

(4) その他の主要な設備

① 化学体積制御設備

化学体積制御設備は、ほう酸タンク、ほう酸ポンプ、充てんポンプ等で構成される。

ほう酸タンク

個 数	2
-----	---

容 量 約20m³/個

ほう酸ポンプ

個 数 2

容 量 約10m³/h/個

充てんポンプ

個 数 3

容 量 約14m³/h/個

② 余熱除去設備

余熱除去設備は、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器等で構成される。

余熱除去ポンプ（低圧注入系のポンプと兼用）

個 数 2

容 量 約 454 m³/h/個

余熱除去冷却器

個 数 2

2.6 計測制御系統施設

(1) 計 装

原子炉計装は、炉外核計装、炉内計装、停止余裕監視装置、置指示計装から構成され、その他の主要な計装として、加圧器水位、原子炉圧力、1次冷却材流量等のプロセス計装が設置される。

(2) 安全保護回路

安全保護回路は、プラントの各種パラメータを監視する多重チャンネルの検出器を含む計測回路と、その出力を受信し、原子炉トリップ、非常用炉心冷却設備作動等を行うための論理回路から構成される。

(3) 原子炉制御設備

原子炉制御設備は、制御棒制御系、ほう素濃度制御系、加圧器圧力制御系、加圧器水位制御系、給水制御系、タービンバイパス制御系、主蒸気逃がし弁制御系等で構成される。また、必要に応じてバーナブルポイズンを使用する。

なお、制御棒制御系により原子炉停止が不可能な場合には、ほう素濃度制御系が使用される。

制御棒クラスタ

個 数 29

中性子吸収材 銀・インジウム・カドミウム

制御棒駆動装置

そう入時間（トリップ時、全ストロークの85%そう入までの時間） 1.8秒以下

出力運転時ほう素濃度

サイクル初期 約1,000～1,600 ppm

サイクル末期 約10 ppm

(4) そ の 他

原子炉施設の通常運転、事故処理等に必要な計装及び制御機器は、中央

制御室に設置される。

2.7 放射性廃棄物廃棄施設

(1) 気体廃棄物処理設備 (1、2号炉共用)

気体廃棄物処理設備は、ガス圧縮装置、ガス減衰タンク、水素再結合ガス圧縮装置、水素再結合装置、水素再結合ガス減衰タンク等で構成される。

ガス減衰タンク

個 数 6

容 量 約30m³/個

水素再結合ガス減衰タンク

個 数 2

容 量 約30m³/個

(2) 液体廃棄物処理設備

液体廃棄物処理設備は、ほう酸回収系、良水質廃液処理系、低水質廃液処理系及び洗浄排水処理系からなり、冷却材貯蔵タンク、良水質廃液貯蔵タンク、低水質廃液貯蔵タンク、ほう酸回収装置、良水質廃液蒸発装置、低水質廃液蒸発装置、洗浄排水処理装置、脱塩塔等で構成される。

ほう酸回収装置

個 数 1

容 量 約3.4 m³/h

良水質廃液蒸発装置 (1、2号炉共用)

個 数 1

容 量 約1.7 m³/h

低水質廃液蒸発装置 (1、2号炉共用)

個 数 2

容 量 約1.7 m³/h/個

洗浄排水処理装置 (1、2号炉共用)

個 数 1

容 量 約 1 m³/h

(3) 固体廃棄物処理設備

固体廃棄物処理設備は、使用済樹脂貯蔵タンク、ドラム缶詰装置、雑固体焼却設備、ペイラ、固体廃棄物貯蔵庫等で構成される。

使用済樹脂貯蔵タンク

個 数 5

容 量 約30m³/個

ドラム缶詰装置 (1、2号炉共用)

アスファルト固化装置

個 数 1

セメント固化装置

個 数 1

雑固体焼却設備 (1、2号炉共用)

個 数 1

固体廃棄物貯蔵庫 (1、2号炉共用)

構 造 地上式鉄筋コンクリート造

面 積 延約 5,400 m²

貯 蔵 能 力 ドラム缶約18,000本相当

2.8 放射線管理施設

放射線管理施設は、出入管理設備、放射線監視設備等から構成される。

(1) 屋内管理用の主要な設備の種類

放射線監視設備

プロセスモニタリング設備（一部1、2号炉共用）

エリアモニタリング設備（一部1、2号炉共用）

放射線サーベイ設備（1、2号炉共用）

個人管理関係設備（1、2号炉共用）

個人管理用測定機器

ホール・ボディ・カウンタ

(2) 屋外管理用の主要な設備の種類

排気用モニタ（一部1、2号炉共用）

排水用モニタ（1、2号炉共用）

固定モニタリング設備（1、2号炉共用）

放射能観測車（1、2号炉共用）

気象観測設備（1、2号炉共用）

2.9 原子炉格納施設

原子炉格納施設は、原子炉格納容器、外部遮へい等で構成され、原子炉格納容器と外部遮へいとの間の下部は、密閉構造のアニュラス部となっている。

(1) 原子炉格納容器

型 式	上部半球下部さら形鏡円筒型
内 径	約35m
全 高	約65m
最高使用圧力	2.60 kg/cm ² G
最高使用温度	129℃
漏 え い 率	原子炉格納容器内空気重量の0.1%/d以下 (常温、空気、最高使用圧力の0.9倍の圧力において)

(2) 外部遮へい

型 式	円筒上部ドーム型
内 径	約38m
高 さ	標高約74m

(3) その他の主要な設備

① アニュラス空気浄化設備

アニュラス空気浄化設備は、よう素フィルタを含むフィルタユニット、アニュラス空気浄化ファン等で構成される。

この系統は2系統設けられ、アニュラス空気浄化ファンは非常用電源にも接続される。

アニュラス空気浄化ファン

個 数	2
容 量	約100 m ³ /min/個

よう素フィルタ

よう素除去効率 95%以上 (相対湿度約80%、温度約 100℃において)

② 原子炉格納容器スプレイ設備

原子炉格納容器スプレイ設備は格納容器スプレイポンプ、格納容器スプレイ冷却器等で構成される。この系統は2系統設けられ、格納容器スプレイポンプは非常用電源にも接続される。

格納容器スプレイポンプ

個 数 2

容 量 約 630 m³/h/個

格納容器スプレイ冷却器

個 数 2

2.10 その他原子炉の付属施設

(1) 非常用電源設備

非常用電源設備は受電系統、ディーゼル発電機及び蓄電池から構成される。

受電系統

主回線 2回線(1、2号炉共用)

予備回線 2回線(1、2号炉共用)

ディーゼル発電機

個数 2

起動時間 10秒以内

蓄電池

型式 鉛蓄電池

組数 2

(2) その他の主要な設備

その他の主要な設備として換気空調設備がある。

換気空調設備は、安全補機室空気浄化設備、格納容器換気空調設備、原子炉補助建屋換気空調設備等で構成される。

安全補機室空気浄化設備

安全補機室空気浄化ファン

個数 2

容量 約56m³/min/個

よう素フィルタ

よう素除去効率 95%以上(相対湿度約80%、温度約50℃において)

Ⅲ 審査方針

1. 審査の基本方針

審査においては北海道電力株式会社が泊発電所1号炉及び2号炉として、北海道古宇郡泊村の敷地に設置する原子炉施設について、原子炉等規制法第24条第1項第4号に定める基準への適合性について判断するため通常運転はもとより万一の事故を想定した場合にも一般公衆、従事者等の安全が確保されるように、所要の安全設計等がなされることをその基本的事項について確認することとし、そのため、次の事項を基本方針とすることとした。

- (1) 原子炉施設が設置される場所の地震、気象、水理等の自然現象及び交通等の人為事象によって、原子炉施設の安全性が損なわれないように安全設計がなされていること。
- (2) 平常運転時に放出される放射性物質による一般公衆の被ばく線量が許容被ばく線量以下に抑えられることはもちろんのこと、さらに、それをできるだけ少なくするような安全設計がなされていること。
- (3) 平常運転時において、従事者等が許容被ばく線量を超える線量を受けないように放射線の防護及び管理ができるような安全設計がなされていること。
- (4) 原子炉の運転に際し、異常の発生を極力防止するとともに異常の発生を早期に発見し、その拡大を未然に防止するような安全設計がなされていること。
- (5) 原子炉の運転に際し、機器の故障、誤操作等が発生しても、燃料の健全性、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性等が損なわれないような安全設計がなされていること。
- (6) 冷却材を包含している原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が損なわれて、冷却材が喪失するような事故、炉心の反応度を制御している制御系及び制御棒駆動系の健全性が損なわれて、炉心反応度が異常に上昇するような事故等の発生を仮定しても、事故の拡大を防止し、放射性物質の放出を抑制できるような

安全設計がなされていること。

- (7) 重大事故及び仮想事故を想定しても、公衆の安全が確保し得るように、原子炉施設がその安全防護施設との関連において、十分に公衆から離れている等の適切な立地条件を有していること。

2. 審査方法

- (1) 審査は、申請者が提出した「泊発電所（1、2号炉）原子炉設置許可申請書及び同添付書類」に基づき行うこととした。
- (2) 立地条件の評価に際し、敷地の地質、地盤等の自然環境及び社会環境につい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) 平常運転時原子炉施設周辺の一般公衆の被ばく線量評価及び非常用炉心冷却系の性能評価については、申請者が行った線量評価及び性能評価を審査するほか、別途に評価を行い確認することとした。
- (4) 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下記の指針を含む指針類のほか、法令等で定める基準を用いて審査を行うこととした。
 - ① 「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」
(昭和39年5月)
 - ② 「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について」
(昭和50年5月)
 - ③ 「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について」
(昭和51年9月)
 - ④ 「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針について」
(昭和52年6月)
 - 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について」
(昭和53年9月)
 - ⑥ 「発電用軽水型原子炉施設の火災防護に関する審査指針について」
(昭和55年11月)
 - ⑦ 「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針について」
(昭和56年7月)
 - ⑧ 「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針について」
(昭和56年7月)

⑨ 「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針
について」 (昭和56年7月)

⑩ 「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針について」
(昭和57年1月)

(5) また、旧原子炉安全専門審査会がとりまとめた下記の報告書も活用すること
とした。

① 「被曝計算に用いる放射線エネルギー等について」 (昭和50年11月)

② 「加圧水型原子炉に用いられる17行17列型の燃料集合体について」
(昭和51年2月)

③ 「発電用軽水型原子炉の反応度事故に対する評価方法について」
(昭和52年5月)

④ 「取替炉心検討会報告書」 (昭和52年5月)

⑤ 「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の被曝線量評価に
ついて」 (昭和52年6月)

⑥ 「原子力発電所の地質、地盤に関する安全審査の手引き」
(昭和53年8月)

(6) そのほか、先行炉の審査経験及び諸外国の審査基準等をも参考とした。

IV 審 査 内 容

本原子炉施設の設置に関する立地条件、安全設計の基本方針、平常運転時における被ばく評価、運転時の異常な過渡変化の解析、事故の解析及び立地評価のための想定事故（重大事故及び仮想事故）の解析について検討した結果は、次のとおりである。

1. 立地条件

1.1 敷地

本原子力発電所の敷地は北海道古宇郡泊村にあり、その面積は海面埋立地を含め約128万 m^2 である。

なお、東側の敷地境界に隣接して約7万 m^2 の地役権を設定した非居住地域（以下「地役権設定区域」という。）がある。

敷地の西側は日本海に面し、背後は標高40～130mの丘陵地である。

原子炉は海岸線とほぼ平行に北側から1号炉及び2号炉が隣接して設置される。

原子炉炉心の中心から敷地境界までの最短距離は1号炉でほぼ東北東方向約550m、2号炉でほぼ北東方向約570mである。

本敷地の広さについては、IV.3「原子炉施設周辺の一般公衆の被ばく線量評価」に後述するように法令で規制される周辺監視区域の設定に十分な条件を有しており、また、周辺公衆との離隔の確保については、IV.1.6「社会環境」及びIV.6「立地評価のための想定事故解析」に後述するように「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」（以下「原子炉立地審査指針」という。）に示される条件を満足しているので、妥当なものと判断する。

1.2 地 震

1.2.1 耐震設計上想定すべき地震

原子炉施設は想定されるいかなる地震力に対してもこれが大きな事故の誘因とならないよう十分な耐震性を有していなければならない。

このため耐震設計に考慮する地震動は、敷地に最も大きな影響を与えると考えられる地震に基づき想定する必要があり、その強さの程度に応じて基準地震動 S_1 をもたらす設計用最強地震、及び基準地震動 S_2 をもたらす設計用限界地震をそれぞれ適切に想定することが要求される。

設計用最強地震としては、過去に敷地又はその付近に影響を与えたと考えられる被害地震、及び近い将来敷地に影響を与えるおそれがあると考えられる活動度の高い活断層による地震のうちから、最も影響の大きいものを想定することが要求される。

設計用限界地震としては、上記最強地震を上回るものがある場合には、その活動度の大小の程度を考慮した敷地周辺の活断層、及び地震地体構造に基づき、工学的見地からの検討を加え、また、直下地震を考慮して、これらから敷地に対して最も影響の大きい地震を想定することが要求される。

(1) 過去の被害地震

1) 地震資料

地震の想定に当たって使用する地震資料は、地震規模、震央位置、震源深さ、余震域、被害状況等の十分な情報を有したものであることが要求される。

このため、審査に当たっては、過去の被害地震の調査に用いられた地震資料の信頼性、及び地震資料間の相違点について検討を加えた。

申請において、想定すべき地震を定めるために主として採用して

いる「宇佐美カタログ (1979)」及び「日本被害地震総覧」については、既往の種々の地震資料を基に最新の研究成果をとり入れて編集されたもので、我が国において最も充実し、かつ信頼性のある被害地震の資料であることが一般に認められているものであり、敷地周辺の主な被害地震を選定するのにこれらを用いていることは、適切なものと判断する。

また、敷地に影響を与えたと推定される地震についても「気象庁カタログ」等により、調査を行っていることは適切なものと判断する。

なお、「宇佐美カタログ (1979)」、「日本被害地震総覧」、「宇津カタログ」、「理科年表」、「気象庁カタログ」等、関連文献を比較してみると、地震規模及び震央位置に差が認められるものがあるが、これらについては地震資料間の差を検討して敷地に与える影響を考慮しており、このことは妥当なものと判断する。

2) 敷地周辺の主な地震

敷地に影響を与えたか又は与えたと推定される過去の地震が適切に選定されていること、及びそれらの地震規模、震央位置の想定が妥当であることが要求される。

このため、審査に当たっては、敷地に影響を及ぼすおそれのある地震の選定方法、選定された地震の地震規模、震央位置とその震度分布、被害状況等の妥当性について検討を加えた。

申請においては、「宇佐美カタログ (1979)」、「日本被害地震総覧」等による地震の地震規模、震央位置、余震域、被害状況等の情報に基づいて、震央が敷地から 200 km 以内のすべての被害地震をリストアップしている。

また「気象庁カタログ」等により敷地に影響を与えたと推定され

る地震も考慮している。

これらの地震のうち、敷地への影響を検討するものとして、

1792年^{しりべし}後志の地震

(マグニチュード (M) = 6.9、震央距離 (Δ) = 52km)

1905年^{かひい}神威岬沖の地震

(M = 5.8、 Δ = 15km)

1940年神威岬沖の地震

(M = 7.0、 Δ = 144 km)

1947年留萌西方沖の地震

(M = 7.0、 Δ = 94km)

の諸地震を選定している。

敷地に影響を及ぼすと推定される地震の選定は、一般家屋の軸部に被害が発生しはじめるとされている気象庁震度階級 V 以上と推定される地震がないため、震度階級 IV を一応の目安として選定されている。このような地震の選定は、妥当なものと判断する。

地震資料の調査の結果、上記地震のうち1940年神威岬沖の地震及び1947年留萌西方沖の地震の場合は、敷地付近の震度がほぼ明確となっており、これと地震規模、震央位置等との整合性はあるものと認められる。

また、敷地及びその付近での震度等が明らかでない地震については、地震規模及び震央距離と震度との関係について検討を加えた結果、敷地での震度が気象庁震度階級 IV 程度と推定しているのは、適切なものと判断する。

したがって、敷地周辺の主な地震の選定、地震規模及び震央位置の想定は妥当なものと判断する。

(2) 活断層

1) 調査

海域を含む敷地周辺に存在する活断層については、その位置、長さ、活動性等の状況を把握するため、文献調査、空中写真判読、現地調査等により、十分な調査を実施することが要求される。

このため、審査に当たっては、文献調査、空中写真判読及び現地調査の実施状況と、その内容について検討を加えた。

陸域については、「日本活断層図」(地質調査所、1978年)、「日本の活断層」(活断層研究会、1980年)等関連の断層分布図及び既往文献と、敷地の中心から黒松内低地帯を含めた半径約50kmの範囲について詳細な空中写真判読及び現地調査を実施した結果により、また、海域については、「海底地質構造図」(海上保安庁水路部、武蔵堆・1972年、石狩湾・1972年、室蘭沖・1974年、積丹半島^{しゃこたん}付近・1975年、奥尻島北方・1975年)、「北海道周辺日本海およびオホーツク海域広域海底地質図」(地質調査所、1979年)、「日本の活断層」(活断層研究会、1980年)等の関係資料と、敷地前面海域の汀線方向約50km、沖合方向約35kmの範囲及び主要な文献断層周辺について実施された海上音波探査結果により、敷地周辺の断層の存在、活動性等の状況を検討しており、十分な調査を行っているものと認められる。

2) 敷地周辺の活断層

敷地に影響を与える可能性のある活断層が適切に選定されていること、及びそれらの規模、活動度等の評価が妥当であることが要求される。

このため、審査に当たっては、活断層についての調査内容及び規模、活動度等の評価並びに敷地で考慮する必要がある活断層の選定の妥当性について検討を加えた。

ii) 文献調査による敷地周辺の活断層

敷地周辺の主な活断層のうち陸域のものについては、「日本活断層図」、「日本の活断層」等によって検討が行われており、敷地への影響を検討する必要がある活断層として赤井川断層がある。

また、「日本の活断層」には黒松内低地帯に活断層であることが確実な確実度Ⅰの断層が5条及び活断層と推定される確実度Ⅱの断層が13条記載されている。

海域のものについては、「海底地質構造図」、「北海道周辺日本海およびオホーツク海域広域海底地質図」、「日本の活断層」等によって検討が行われており、敷地への影響を検討する必要がある活断層として、留萌西側海域の断層、神威岬西側海域の断層等があげられている。

上記の諸文献は、最新の知見をとり入れ、活断層に関する既往の種々の文献を集約しているものと認められるため、これらを基に、敷地周辺の主な活断層の存在を推定していることは、妥当なものと判断する。

ii) 敷地周辺の主な活断層の性状

敷地周辺の主な活断層の性状は次に述べるとおりであるが、これについては関連資料の検討のほか、これを確認するために行った空中写真判読、現地の断層露頭の観察結果等によって妥当なものと判断する。

① 赤井川断層

「日本の活断層」によると、赤井川断層は余市郡の赤井川盆地内に位置し、長さ約4kmの弧状の断層であるとされている。

また、空中写真の判読によっても文献とほぼ同じ位置にリニアメントが認められる。

現地調査等によれば、リニアメントは山麓緩斜面と低地の境の急崖に沿って位置する。急崖付近は山麓緩斜面側に分布する新第三紀中新世後期の安山岩質火山角礫岩層と、低地側に分布する湖成堆積物と推定される第四紀更新世の砂礫・シルト層の地質境界となっており、この両層を第四紀完新世の崖錐堆積物が薄く覆っている。

この急崖は旧湖岸と考えられるものの成因が明らかでなく、この地下深部に断層が存在する可能性を否定できないことから、第四紀後期の活動を考慮するとしていることは、適切なものと判断する。

② 黒松内低地帯の断層

「日本の活断層」によれば、黒松内低地帯には活断層であることが確実な確実度Ⅰの断層が5条及び活断層であると推定される確実度Ⅱの断層が13条記載されている。

空中写真判読によると、これら18条の断層とほぼ同じ位置にリニアメントが認められる。

確実度Ⅰの断層に相当するリニアメントのうち、主要なものは長さ約5 kmの白炭東^{しろすみ}のリニアメント及び長さ約5 kmの白炭西のリニアメントであり、これらは並走して認められる。また、確実度Ⅱの断層に相当するリニアメントのうち、主要なものは長さ約5 kmの黒松内西方のリニアメント及び長さ約5 kmの長万部^{おしゃまんべ}西方〔東〕のリニアメントである。

現地調査等によれば、白炭東及び白炭西のリニアメント付近の新第三紀鮮新世の瀬棚^{せんだな}層中にほぼ南北方向の背斜及び向斜構造が認められ、その上位に分布する第四紀更新世の白炭層及び段丘堆積物・火山灰層が傾斜、起伏していることから、リニアメント付

近の地下深部に褶曲運動に伴って形成された断層を推定している。その活動時期については第四紀後期まで及んでいるとし、その長さは、黒松内町の南作開から西熱郭原野を経て黒松内町の東方約2 kmの位置に至る約8 kmとしている。黒松内西方及び長万部西方〔東〕のリニアメントは岩質の違いに基づく差別侵食や旧海食崖、旧河食崖を反映したものである。

これらのことから、確実度Ⅰ及び確実度Ⅱの断層が、仮に活動したとしてもいずれも敷地から遠くその規模が小さいこと等から、敷地に及ぼす影響は想定される地震よりも下回ることが明らかであるので、これらはいずれも設計上考慮する必要がないとしていることは、差し支えないものと判断する。

③ 海域の断層

敷地を中心とし、汀線方向約50km、沖合方向約35kmの敷地前面海域における海上音波探査結果によれば、Fs - 1 からFs - 7の7条の断層が認められ、断層が切断する地層、海底地形への影響等について検討している。

その結果、これら7条の断層の活動は第四紀後期まで及んでいると考えられ、このうち敷地に与える影響が大きいものは、敷地の西北西約36km沖合のFs - 3断層（長さ約13km）と敷地の西北西約22km沖合のFs - 6断層（長さ約9 km）であり、特に、Fs - 3断層のうち南側約11km区間については、海底面まで変位を与えていることが比較的明瞭なうえ、平均変位速度が速いことから活動度の高い断層として評価していること、また、その他5条の断層については、設計上考慮したとしてもFs - 3断層及びFs - 6断層から想定される地震の敷地に与える影響を上回らないとしていることは、適切なものと判断する。

一方、上記の敷地前面海域よりも更に沖合の周辺海域における主要断層については、関連文献の検討及び断層周辺で海上音波探査を実施している。

その結果、留萌の西側海域に F_A-1 断層（長さ約28km）、神威岬から弁慶岬の西側海域に F_B-1 断層（長さ約18km）、F_B-2 断層（長さ約82km）、積丹岬の西側海域に F_B-3 断層（長さ約82km）等が認められる。これらの断層はいずれも新第三紀層で形成されている海嶺や堆等の地形的高まりと、第四紀層が堆積する海盆との地形変換部に位置している。

これらの断層のうち、F_A-1 断層の中央部約13km区間、F_B-1 断層の全長約18km、F_B-2 断層の北側約14km区間と南側約50km区間（以下「神威岬西側断層」という。）及び F_B-3 断層の南側約30km区間については、第四紀層に変位を与えている可能性があることから、その活動が第四紀後期まで及んでいるとしていること、また、これらの5条の断層による敷地への影響の程度を検討した結果、神威岬西側断層によるものが他の4条の断層のそれを上回るため、神威岬西側断層で代表させることは、適切なものと判断する。

④ その他の断層

一部の文献によると、敷地周辺の陸域には前記の断層のほか、^{はったり}発足のリニアメント及び尻別川のリニアメントが示されている。発足のリニアメントは泊村盃の東方から共和町国富の北西に至る間の山地高度の差から認定した長さ約16kmのものであるとされている。

また、空中写真判読によっても文献とほぼ同じ位置に長さ約3.5 kmないし5.5 kmのリニアメントが断続して盃の東方から発足

川にかけての山地部に2条、発足川から国富の北西にかけての平地部に2条認められる。

現地調査等によれば、山地部にはリニアメントに相当する断層は認められず、リニアメントは地質境界、割れ目密集部や熱水変質帯に伴う差別侵食を反映したものであるとしている。また、平地部のリニアメントを構成している三角末端面付近で実施したボーリング調査、弾性波探査等の結果によると、リニアメントに相当する断層の存在を肯定する地質構造は認められず、地表地質調査、地形面調査等の結果からみても第四紀後期の断層活動を示唆する徴候は認められないとしていることは、差し支えないものと判断する。

尻別川のリニアメントは、^{トッ}寿都町港町から幌別岳の東方約2.5kmに至る間の山地高度の差から認定した長さ約12kmのものであるとされている。

また、空中写真判読によっても文献とほぼ同じ位置に長さ約7km及び約10kmのリニアメントが並走して認められる。

現地調査等によれば、尻別川のリニアメントは尻別川層の走向方向に開析された河食崖及び岩質の違いに基づく差別侵食を反映したものであるとしていることは、差し支えないものと判断する。敷地周辺の陸域及び海域に見られるこれら以外の断層の存在については、本項で述べた諸断層の影響を下回るものと判断する。

3) 活断層と微小地震及び歴史地震との関連

微小地震の観測資料により、断層の現在の活動性が顕著に認められるもの、又は歴史地震との関連が認められるものは、活動度の高い活断層として評価することが要求される。

申請において、敷地周辺では現在の活動性が認められる活断層は

なく、また、歴史地震との関連については、明確になっているものはないとしている。

なお、有珠山周辺における微小地震の集中は最近の火山活動によるものとしている。

微小地震観測結果に基づき、敷地周辺の主な活断層と微小地震の生起状況との関連を検討した結果、前項(2)2)で選定された活断層について、現在における顕著な活動性を示している状態が認められるものはないと判断する。

また、歴史地震との関連については、敷地周辺には現在のところ、明瞭に歴史地震の震源となったか、又は地震時に変位を示した根拠が認められるものもないことから、敷地周辺には歴史地震と関連のある活断層がないとしていることは、差し支えないものと判断する。

4) 活断層から想定される地震

活断層の調査結果に基づき、設計上考慮すべき活断層が的確に選定され、これによる地震の想定が妥当であることが要求される。

申請において、設計上考慮する活断層から想定される地震としては、神威岬西側断層による地震(断層長さ(L)=50km、M=7.7、断層の中央から敷地までの距離(Δ)=87km)、Fs-3断層による地震(L=11km、M=6.6、 Δ =36km)、Fs-6断層による地震(L=9km、M=6.4、 Δ =22km)、及び赤井川断層による地震(L=4km、M=5.8、 Δ =23km)を選定している。

なお、活断層から想定される地震規模は経験式により求めている。

これらの活断層については、現地調査、文献調査、空中写真判読、海上音波探査等の結果によって、第四紀後期の活動の可能性及びその規模を想定しており、設計上考慮するとしていることは、IV 1.2.1(2)2)で検討したとおり妥当なものとして判断する。

地震規模を想定するのに用いられている経験式は、日本の内陸における断層の長さや地震規模との関係から求められているものであり、これらの想定は適切なものと判断する。

なお、IV1.2.1(2)2) で考慮する必要があるとされた他の諸断層については、その影響の程度を検討した結果、いずれも上記4つの断層のそれを下回ることを確認されているので、これら4つの断層で代表させることは、差し支えないものと判断する。

(3) 地震地体構造

敷地周辺の地震地体構造から想定される地震の地震規模、震央位置等が適切に定められていることが要求される。

申請において、敷地周辺において起こり得る限界的な地震を活断層との関連で考慮するものとし、敷地周辺において規模の大きい活断層である神威岬西側断層の位置にマグニチュード $7\frac{3}{4}$ ($\Delta=87\text{km}$) の地震が想定されている。

このような地震の想定については過去の地震の生起状況等から、当地域では、ほぼマグニチュード $7\frac{3}{4}$ が起こり得る地震の上限であるとする知見が得られていること、及び神威岬西側断層から想定される地震規模がほぼこれに対応することなどから、ここに限界的な地震が発生する可能性を考慮していることは、安全評価上適切なものと判断する。

(4) 直下地震

直下地震については、その地震規模、震源距離等が適切に想定されていることが要求される。

申請において、マグニチュード6.5の地震を震源距離10kmの位置に想定している。

直下地震に相当する地震としては、その地域の地殻構造や地震の生

起状況によって想定するのが望ましいが、その地震規模及び震源位置を特定することが困難であり、また、当地震は実際に起きる地震との関連よりもむしろ起こった場合を想定することを要求されている地震であることから、マグニチュード6.5の地震を震源距離10kmの位置に想定することは、安全評価上適切なものと判断する。

(5) 設計用最強地震及び設計用限界地震

設計用最強地震及び設計用限界地震が考慮すべき地震から適切に選定されていることが要求される。

1) 設計用最強地震

申請において、設計用最強地震としては、1792年後志の地震、1905年神威岬沖の地震及びFs-3断層による地震の3つの地震を選定している。

敷地周辺の主な過去の地震及び活断層から想定される地震が敷地に与える影響を検討した結果、1792年後志の地震、1905年神威岬沖の地震及びFs-3断層による地震は、地震規模と震央距離から推定される最大振幅等がその他の地震よりも大きいと認められることから、この選定は適切なものと判断する。

2) 設計用限界地震

申請において、設計用限界地震として神威岬西側断層による地震、Fs-6断層による地震及び赤井川断層による地震、また、地震地体構造の見地から神威岬西側断層の位置にマグニチュード $7\frac{3}{4}$ の地震、並びに直下地震を想定している。

活断層、地震地体構造から想定される地震及び直下地震の想定については、IV1.2.1(2)4)、IV1.2.1(3)及び(4)で検討したとおりであり、上記の設計用限界地震の選定は適切なものと判断する。

したがって、過去の地震、活断層、地震地体構造及び直下地震の評

価と、これらによる設計用最強地震及び設計用限界地震の選定は、妥当なもの判断する。

1.2.2 基準地震動

基準地震動 S_1 及び S_2 の諸特性が、設計用最強地震及び設計用限界地震から適切に評価されていることが要求される。

(1) 地震動特性

地震動の策定に際しては、その最大振幅、周波数特性、継続時間と振幅包絡線の経時的変化が適切な方法で評価されていることが要求される。

このため、審査に当たり、最大振幅については考慮すべき地震と敷地との相互関係、その算定法等の妥当性を、周波数特性についてはその特性を定めるために採用した方法の信頼性及び敷地の地盤特性との適合性を、継続時間等については地震規模との関連性をそれぞれ検討した。

1) 地震動の最大振幅

申請において、地震動の最大振幅は、歴史地震については震源からの距離を、及び断層についてはそのエネルギー放出の中心を考慮して求めた距離をそれぞれ用い、地震動の観測結果に基づいた経験式によって求めている。

最大振幅を推定するために用いられた上記経験式は適用性が実証されているものであり、また、地震と敷地における地震動との相互関係を地震のエネルギー放出の中心とみなされる位置から敷地までの距離で表わしているため、地震動の最大振幅は妥当に評価されているものと判断する。

2) 地震動の周波数特性

申請において、地震動の周波数特性は、硬質地盤上における地震観測資料を整理し、工学的な検討を加えて提案されている解放基盤表面での標準スペクトルに基づいて定めている。

周波数特性に関する上記の標準スペクトルは使用した個々のデータを吟味したうえ提案されたもので、既往の種々の研究内容と比較しても整合性があり、信頼性があるものと判断する。

また、原子炉施設を支持する地盤は、^{かもよない}神恵内累層の凝灰角礫岩、凝灰岩（平均横波速度1.3~1.5km/s程度）、凝灰質泥岩（平均横波速度約1.1 km/s）等で構成されている。

これらの岩種の分布状態が、上記標準スペクトルに与える影響を検討した結果、それを上回らないことを確認しているので、当敷地の地震動の周波数特性として、上記標準スペクトルを採用することは、支障ないものと判断する。

したがって、周波数特性は、考慮すべき地震規模、震央距離及び敷地の地盤特性を反映したものであり、作成方法も信頼性があると認められるので、妥当なものと判断する。

3) 地震動の継続時間等

申請において、地震動の継続時間等については、地震観測記録を基に、地震の規模と継続時間及び振幅包絡線の経時的変化との関連を検討して提案されている方法に基づいて定めている。

継続時間としては地震動の開始から実効上消滅するとみなされる時間により、また、振幅包絡線の経時的変化は地震の規模、継続時間に関連させて定められており、妥当なものと判断する。

(2) 基準地震動

基準地震動 S_1 及び S_2 は、それぞれ設計用最強地震及び設計用限界地震に対して与えられた地震動特性に適合していることが要求される。

申請において、基準地震動は、地震規模と距離に応じて定められる応答スペクトルに合致するように人工的に作成された模擬地震波で表

わすこととしている。

1) 応答スペクトル

申請において、設計用応答スペクトルは、IV1.2.1(5)で選定した地震についてIV1.2.2(1)で定めた地震動の最大振幅と標準スペクトルから定まる応答スペクトルをすべて包絡するよう設定している。

すなわち、基準地震動 S_1 の応答スペクトルについては、IV1.2.1(5)で選定した3つの地震のすべてを包絡する設計用応答スペクトル Sk_1 を設定している。

また、基準地震動 S_2 については、2つの応答スペクトルを設定し、直下地震から求めた応答スペクトルを設計用応答スペクトル S_N とし、地震地体構造上の見地から想定される地震、神威岬西側断層による地震、Fs-6断層による地震及び赤井川断層による地震からそれぞれ求めた応答スペクトルをすべて包絡するものを設計用応答スペクトル Sk_2 としている。

このように、基準地震動 S_1 及び S_2 の各々につき設定された設計用応答スペクトルは、敷地で考慮すべきすべての地震の応答スペクトルを包絡しており、安全評価上適切なものと判断する。

2) 模擬地震波

申請において、模擬地震波は、IV1.2.2(1)で定めた地震動の継続時間と振幅包絡線の経時的変化を条件とし、前項で定めた応答スペクトルに合致するように位相を乱数とした正弦波の重ね合せによって作成しており、その結果、設計に用いられる模擬地震波の最大速度振幅を基準地震動 S_1 の Sk_1 は14.1 kine、基準地震動 S_2 の Sk_2 及び S_N はそれぞれ19.0 kine、14.8 kine としている。

模擬地震波を作成するに当たっては、そのスペクトル強さが設定した基準地震動の応答スペクトルの強さを下回らないこと、スペク

トルの落ち込みが著しくないこと等が要求されるが、これについては模擬地震波のスペクトル強さが全体として上回り、また、部分的にみても設計上重要な周期近傍で大きく下回らないことから、作成された模擬地震波の応答スペクトルに対する適合性は、妥当なものと判断する。

したがって、敷地に想定される基準地震動 S_1 、 S_2 の諸特性の策定方法及び耐震設計に用いられる基準地震動は、妥当なものと判断する。

1.3 地 盤

1.3.1 敷地の地盤

原子炉施設の設置予定位置付近の地盤は、地震時等に崩壊し、施設の安全性に影響を与えることがあってはならない。

このため、審査に当たっては、関連資料の検討のほか地表地質調査、ボーリング・コアの確認、試掘坑調査等の現地調査を行った。

調査結果によれば、敷地の地盤は主として新第三紀中新世の凝灰角礫岩、凝灰岩、凝灰質泥岩からなり、この他、安山岩熔岩、軽石凝灰岩、含泥岩礫凝灰岩が部分的に認められ、ほぼ北西-南東の走向で南西へ30～50°程度で傾斜する同斜構造をなしている。

原子炉施設の設置予定位置付近の地盤には、ボーリング調査、試掘坑調査等により、数条の断層の存在が確認されている。

各岩種及び断層については、分布状況、強度特性、変形特性等の詳細な調査・試験が行われており、その結果に基づいてなされた原子炉施設の設置予定位置背後斜面の安定解析結果から、地震時においても崩壊が生じることはないものと認められ、安全上支障となるものではないと判断する。

また、地表におけるトレンチ調査、フィッシュトラック年代測定等により、上記の断層とこれを覆っている第四紀更新世の段丘堆積物との関連を検討した結果、これらの断層が更新世後期の地層には影響を与えていないこと、さらに、この地層の年代測定結果が約22±8万年であったことから、これらの断層の活動性が問題となるものではないと判断する。

したがって、原子炉施設の設置予定位置付近の地盤は、地震時等にも崩壊によって施設に影響を与えるおそれはなく、安定したものであると判断する。

1.3.2 原子炉設置地盤

原子炉施設を支持する地盤は、施設の自重や想定される地震時の荷重によって不等沈下や地盤破壊等が起こることがなく、原子炉施設の安全性を十分確保できるものでなければならない。

このため、審査に当たっては、地盤に関する調査・試験内容及び方法の妥当性、強度特性及び変形特性の評価の妥当性並びに支持力、すべり、沈下に対する安全性について関連資料の検討のほか、試掘坑調査、ボーリング・コアの確認等の現地調査を実施し、検討を加えた。

(1) 調査・試験

原子炉施設の設置地盤については、地表地質調査、弾性波試験、ボーリング調査、試掘坑調査、岩石・岩盤試験等の各種調査・試験が実施されている。

原子炉施設の設置地盤及びその周辺に関するボーリング調査としては、標高 -150 m 以深の深層ボーリング26本を含め146本、総延長約16,500mが実施されている。

試掘坑調査としては、1号及び2号原子炉建屋基礎底面付近の標高約2.5mで、互いにほぼ直交する総延長約1,610mの横坑を掘削しており、原縮尺100分の1の試掘坑地質展開図が作成されている。

これらのボーリング調査、試掘坑調査の結果に基づいて、原子炉設置地盤の原縮尺500分の1の鉛直地質断面図9葉及び試掘坑レベル(標高2.5m)の水平地質断面図1葉が作成されている。

岩石試験については密度、吸水率、有効間隙率、弾性波速度等の測定、一軸圧縮試験、引張試験、三軸圧縮試験等が行われており、また、岩盤試験については試掘坑内における弾性波試験、平板載荷試験、岩盤せん断試験等が行われており、それぞれの必要なデータが得られている。

これらの地質・地質構造、岩盤の性状等に関する調査・試験内容は、原子炉設置地盤の安全評価を行う上で十分なものであると判断する。

(2) 地盤特性

1) 原子炉設置地盤の性状

試掘坑調査、ボーリング調査等によると、原子炉設置地盤は1号炉及び2号炉とも上部が凝灰角礫岩、凝灰岩を主体とし、一部安山岩熔岩、軽石凝灰岩、含泥岩礫凝灰岩を伴う火砕岩層であり、下部が凝灰質泥岩を主体とする凝灰質泥岩層である。また、破碎幅が平均5～10cm程度の断層が数条認められる。

火砕岩層と凝灰質泥岩層は調和的な構造をなし、概ね新鮮で、比較的割れ目の少ない岩盤であり、30～50°程度で海側へ傾斜している。なお、火砕岩層は凝灰角礫岩、凝灰岩の性状及び層序関係からみて、上部層、中部層、下部層に大別される。

岩盤分類に当たっては、凝灰角礫岩、凝灰岩は礫質、礫の含有状況及び上部層、中部層、下部層の区分単位で硬さが異なること、軽石凝灰岩、凝灰質泥岩、含泥岩礫凝灰岩は上記の岩種に比して軟質であること、安山岩熔岩は割れ目の発達状況が部分的に異なること等から、それぞれの岩種で工学的性状に差が認められるため、硬さ、割れ目、風化の程度を考慮して、耐荷性の大きいものから順にA、B、C、D、Eの岩級に分類している。

この結果、各岩級と岩石・岩盤試験結果は、ほぼ工学的に対応がとれていることから、この岩盤分類は適切なものと判断する。

この岩盤分類によって、原子炉設置地盤を概観すると上部の火砕岩層はA、B級の岩盤、下部の凝灰質泥岩層はC級岩盤であると認められる。

また、原子炉設置地盤に存在する数条の断層については、IV

1.3.1 及び 1.3.2(3)で検討のとおり安全上支障とならないものと判断する。

以上の地盤性状については、試掘坑調査、ボーリング・コアの観察等の現地調査においても確認した。

2) 岩石・岩盤物性

岩石物性については、ボーリング・コアより採取した試料により、一般物性、強度特性及び変形特性に関する諸試験が実施されている。

基礎岩盤の自然状態での岩石試験結果によれば A 級の凝灰角礫岩、凝灰岩、B 級の凝灰角礫岩、凝灰岩（以下2）において「B 級 T」という。）、B 級の安山岩熔岩（以下2）において「B 級 An」という。）、C 級の軽石凝灰岩、凝灰質泥岩、含泥岩礫凝灰岩の物性は次のとおりとなっている。

密度は、A 級で約 2.2 g/cm^3 、B 級 T で約 2.1 g/cm^3 、B 級 An で約 2.6 g/cm^3 、C 級で約 1.9 g/cm^3 、吸水率は、A 級で約 13%、B 級 T で約 21%、B 級 An で約 2%、C 級で約 29% となっている。

岩石の強度特性としては、一軸圧縮強度は、A 級で約 280 kg/cm^2 、B 級 T で約 160 kg/cm^2 、B 級 An で約 660 kg/cm^2 、C 級で約 100 kg/cm^2 、三軸圧縮試験から得られたせん断強度は、A 級で $28\sim 34 \text{ kg/cm}^2$ 程度、B 級 T で $20\sim 27 \text{ kg/cm}^2$ 程度、C 級で $10\sim 16 \text{ kg/cm}^2$ 程度、内部摩擦角は、A 級で $56\sim 57^\circ$ 程度、B 級 T で $45\sim 52^\circ$ 程度、C 級で $38\sim 43^\circ$ 程度となっている。

岩石の変形特性としては、静ポアソン比は A 級で約 0.25、B 級 T で約 0.25、B 級 An で約 0.26、C 級で約 0.26、静弾性係数は A 級で約 $1.4 \times 10^5 \text{ kg/cm}^2$ 、B 級 T で約 $9.0 \times 10^4 \text{ kg/cm}^2$ 、B 級 An で約 $5.8 \times 10^5 \text{ kg/cm}^2$ 、C 級で約 $3.8 \times 10^4 \text{ kg/cm}^2$ となってい

る。

また、断層内物質の強度特性としては、静的単純せん断試験から得られたせん断強度 $1.7\sim 2.0 \text{ kg/cm}^2$ 程度、内部摩擦角 $15\sim 24^\circ$ 程度となっている。

試掘坑内で実施された岩盤試験結果によれば、A級、B級（安山岩熔岩を含む。）、C級の岩盤物性は次のとおりとなっている。

平板載荷試験により得られた変形係数（荷重範囲 $0\sim 10 \text{ kg/cm}^2$ ）は、A級で約 $4.8 \times 10^4 \text{ kg/cm}^2$ 、B級で約 $2.3 \times 10^4 \text{ kg/cm}^2$ 、C級で約 $0.7 \times 10^4 \text{ kg/cm}^2$ 、割線弾性係数（荷重範囲 $0\sim 10 \text{ kg/cm}^2$ ）は、A級で約 $6.2 \times 10^4 \text{ kg/cm}^2$ 、B級で約 $2.8 \times 10^4 \text{ kg/cm}^2$ 、C級で約 $1.0 \times 10^4 \text{ kg/cm}^2$ となっている。また、A級、B級、C級岩盤はいずれも 140 kg/cm^2 の載荷荷重においても破壊点には至っていない。

岩盤せん断試験によって得られたせん断強度は、A級で約 22 kg/cm^2 、B級で約 16 kg/cm^2 、C級で約 6 kg/cm^2 、内部摩擦角は、A級で約 51° 、B級で約 47° 、C級で約 46° となっている。

ボーリング孔内で実施されたPS検層により求めた動弾性係数は、A級で約 $1.4 \times 10^5 \text{ kg/cm}^2$ 、B級で約 $9.8 \times 10^4 \text{ kg/cm}^2$ 、C級で約 $6.4 \times 10^4 \text{ kg/cm}^2$ 、動ポアソン比は、A級で約 0.36 、B級で約 0.35 、C級で約 0.37 となっている。

試掘坑内で実施された弾性波試験結果によれば、基礎地盤の弾性波速度は縦波で1号炉約 2.8 km/s 、2号炉約 2.6 km/s 、横波で1号炉約 1.5 km/s 、2号炉約 1.3 km/s となっている。また、坑間弾性波試験結果によると弾性波の平均速度は縦波で1号炉約 2.8 km/s 、2号炉約 2.6 km/s であり、かつ、方向による顕著な差も認められない。

原子炉設置地盤は、前述のように、岩石・岩盤の物性は岩盤分類ごとに差が認められ、部分的に断層が存在するものの、IV1.3.2 (3)で述べるように、各岩級の分布状況や物性の差異及び断層の分布状況を考慮して安全性が確認されているので支障ない。

したがって、岩石・岩盤の試験の方法及び結果の評価は、妥当なものであると判断する。

(3) 地盤の安全性

1) 支持力に対する安全性

岩盤の平板載荷試験によると、岩盤の極限支持力は1号炉及び2号炉とも 140 kg/cm^2 以上であり、両号炉の常時の接地圧約 5 kg/cm^2 、地震時の最大接地圧約 12 kg/cm^2 に対し問題となるものではない。

さらに、原子炉設置地盤の各岩級及び断層の分布状況並びに岩石・岩盤試験等の結果を評価して行われた安定解析結果によれば、原子炉設置地盤は地震時にも十分な支持力を有しているものと認められる。

これらのことから、原子炉設置地盤は、原子炉建屋を支持するうえで十分な耐力を有しているものと判断する。

2) すべりに対する安全性

岩盤せん断試験によって求められたせん断強度特性から、地震時における原子炉建屋基礎底面での地盤のすべり抵抗力は、鉛直地震力を考慮して1号炉約71万t、2号炉約66万tとなる。一方、地震時に基礎底面に作用する地震力は、両号炉とも約9.7万tとなり、水平すべりに対して1号炉約7.3、2号炉約6.8の安全率となる。

さらに、両号炉の原子炉設置地盤の各岩級及び断層の分布状況並びに岩石・岩盤試験等の結果を評価して行われた安定解析結果によ

れば、断層沿いのすべりに対しても十分な安全率を有しており、原子炉設置地盤は地震時にすべり破壊を生じることがないと認められる。

これらのことから、原子炉設置地盤は、すべりに対して十分な安全性を有しているものと判断する。

3) 沈下に対する安全性

1号炉及び2号炉の原子炉設置地盤に存在するA、B、C級の岩盤は、岩石・岩盤試験によって得られた変形特性等から、圧密やクリープによる沈下が問題となるようなものではない。

また、当地盤には、断層及びD級の岩盤が存在するが、原子炉建屋基礎底面に対して断層の破碎幅が小さいこと、D級の岩盤の分布が極めて少ないこと等から不等沈下は問題とならない。

さらに、両号炉の原子炉設置地盤の各岩級及び断層の分布状況並びに岩石・岩盤試験等の結果を評価して行われた安定解析結果によれば、原子炉設置地盤は地震時にも安全上支障のある沈下が生じるものではないと認められる。

これらのことから、原子炉設置地盤は、沈下に対して十分な安全性を有しているものと判断する。

したがって、原子炉設置地盤は原子炉施設等の重要構造物を支持する地盤として、十分な安全性を有しているものと判断する。

1.4 気 象

本原子力発電所敷地の気象については、原子炉施設を設計するに当たって考慮すべき気象条件及び原子炉施設の安全解析に用いる気象条件がそれぞれ調査されている。

すなわち、本原子炉施設を設計するに当たって考慮する気象条件については最寄りの気象官署である寿都測候所及び小樽測候所の他、^{いわい}岩内、神恵内の各観測所の長期間の記録が調査されているが、これらの気象官署等のうち敷地に近い寿都測候所、岩内観測所及び神恵内観測所の記録が設計上考慮されている。この記録によると、最低気温、最大積雪の深さ及び最大瞬間風速は、それぞれ -18.7°C 、 220 cm 及び 53.2 m/s となっている。

寿都測候所は、敷地と同じく日本海の沿岸部にあり、また、岩内観測所及び神恵内観測所は敷地の近くに位置しているので、その気象条件は、敷地のそれと類似していると考えられ、同測候所及び観測所の観測資料を考慮して原子炉施設の設計を行うことは妥当なものと判断する。

本原子炉施設の安全解析のための風向、風速、日射量、放射収支量等については、昭和55年1月から1年間にわたり敷地において観測された結果が用いられている。これらの気象観測に使用された気象測器のうち、風向風速計及び日射計については、気象庁の検定を受けた測器が用いられている。また、気象庁検定項目にない放射収支計及び温度差計については、定期的に検査が行われている。

風向、風速の観測は、放出高さの風及び地上風を代表する位置において行われている。また、日射量及び放射収支量の観測は、敷地内南東側の露場において行われている。

これらの観測によって得られた気象資料は、大気拡散の解析に適用できるように統計処理されており、欠測率は年間約1.2%となっている。

また、敷地における1年間の気象観測資料が長期間の気象条件を代表して

D/Q は $1.2 \times 10^{-6} \text{ R/Ci}$ 、制御棒クラスター飛出し事故の場合、 λ/Q は $2.1 \times 10^{-5} \text{ s/m}^3$ 、 D/Q は $6.9 \times 10^{-7} \text{ R/Ci}$ と解析されている。

平常運転時及びこれらの事故時の大気拡散計算に当っては、敷地周辺の地形等の影響を考慮するため、地形模型を使用して風洞実験が実施されており、この実験結果から得られた放出源の有効高さが採用されている。

したがって、本原子炉施設の安全解析に使用された気象観測方法、統計処理方法及び大気拡散の解析方法は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（以下「気象指針」という。）に適合しており、妥当なものと判断する。

いるかどうかを検討するため、敷地周辺（敷地東方向約 800 m）における当該観測年の資料と、過去 9 年間の資料を用いて検定が行われている。これによると当該観測年は、特に異常な年ではなかったことが示されている。このことは、寿都測候所及び小樽測候所の観測資料によっても示されており、安全解析に使用した敷地における 1 年間の気象観測資料は、長期間の平均的な気象条件を代表するものと判断する。

平常運転時の大気拡散の解析に使用する気象資料としては、放射性物質の連続放出及び間欠放出を考慮して統計処理された風向別大気安定度別風速逆数の総和及び平均がそれぞれ用いられている。

事故時並びに重大事故及び仮想事故時の大気拡散の解析では、これらの事故は任意の時刻に起こると想定し、また、実効的な放出継続時間が短いことを考慮して、1 年間の気象観測資料を基に出現確率的観点から、これらの事故期間中の相対濃度（単位放出率当たりの風下地表空気中濃度、以下「 χ/Q 」という。）及び相対線量（単位放出率当たりの風下 γ 線照射線量、以下「 D/Q 」という。）が計算されている。 χ/Q 及び D/Q の計算は、実効放出継続時間の長短、放射性物質の放出高さ等に応じて行われており、陸側の各方位ごとに 1 号炉又は 2 号炉いずれか評価結果を厳しくするものについて累積出現頻度が 97% に当たる χ/Q 及び D/Q の値を算出し、それらの中の最大の値が安全解析で用いられる χ/Q 及び D/Q の値として求められている。

この結果、1 次冷却材喪失事故の場合、事故時 χ/Q は $2.1 \times 10^{-5} \text{ s/m}^3$ 、 D/Q は $7.4 \times 10^{-7} \text{ R/Ci}$ 、重大事故及び仮想事故時 χ/Q は $1.7 \times 10^{-5} \text{ s/m}^3$ 、 D/Q は $7.0 \times 10^{-7} \text{ R/Ci}$ 、蒸気発生器伝熱管破損事故の場合、事故時並びに重大事故及び仮想事故時 χ/Q は $3.2 \times 10^{-5} \text{ s/m}^3$ 、 D/Q は $1.3 \times 10^{-6} \text{ R/Ci}$ 、放射性気体廃棄物処理設備の破損事故の場合、 D/Q は $1.3 \times 10^{-6} \text{ R/Ci}$ 、燃料取扱事故の場合、 χ/Q は $2.3 \times 10^{-5} \text{ s/m}^3$ 、

1.6 社会環境

本原子力発電所敷地付近の社会環境については発電所中心から半径 100 km 以内の人口分布、半径10km以内の公共施設及び半径 2 km以内の集落並びに、泊村等における産業活動、交通の状況、開発計画が関係行政機関の作成した統計資料等により調査されている。

(1) 人口分布

本原子力発電所敷地を中心とした人口分布並びに仮想事故時の全身被ばく線量の積算値を計算するための西暦1980年の人口及び西暦2030年までの推計人口は、昭和55年10月に実施された国勢調査の結果、日本の将来推計人口（厚生省人口問題研究所の推計による。）等を基に調査されており、妥当なものと判断する。

(2) 敷地周辺の産業活動

本原子力発電所敷地周辺の産業活動状況は関係行政機関作成の統計資料等により、泊村を中心として調査されている。

泊村における主な産業は、漁業・水産養殖業、建設業及びサービス業であり本原子炉施設の安全性が敷地周辺の産業活動によって影響を受けることはないものと判断する。

(3) 敷地周辺の交通

本原子力発電所敷地周辺の陸上交通は鉄道路線としては、国鉄函館本線及び岩内線がある。主要な道路としては、国道 5 号及び 229 号、道道20号及び 199 号があるが、国道 229 号を除き、いずれも発電所中心から約 3 km 以上離れている。また、最寄りの道路である国道 229 号についてはその一部は現在敷地内の海側を通っているが、これを山側に切替え、敷地内をトンネルで通す計画となっており、切替後における発電所中心からの最短距離は北側約 300 m である。

海上交通については、発電所中心から約 5 km の所に、岩内港がある。

1.5 水 理

本原子力発電所の敷地は西側が日本海に面し、背後は積丹半島中央部の山嶺に続く標高40～130mの丘陵地となっている。

敷地付近の河川としては、敷地北側に玉川及び茶津川、東側に発足川があるが敷地周辺の地形等からみて原子炉施設が洪水の被害を受けることはない^{ちやっ}と判断する。

海域の潮位については、敷地南方約5kmに位置する岩内港において昭和30年から実施している観測によると既往最高潮位がT.P.（東京湾中等潮位）+0.63m（昭和47年9月18日）となっている。

また波高については岩内港前面海域における昭和43年5月からの観測によると、最大有義波高は5.5m（昭和46年2月25日）、最大波高は7.2m（昭和46年2月25日）となっているが、これらに対しては防波堤を設けて遮へいする設計としている。

津波による水位上昇については過去の地震資料等を検討した結果、最大4m程度と推定し、仮に満潮時と重なったとしても最大T.P.+4.1m程度としているのは妥当なものとする。

本原子炉施設の主要構築物は、標高+10m以上の敷地面に設置されることとなっており、波浪等により原子炉施設の安全性が損なわれることはないものと判断する。

航空関係については、敷地周辺には飛行場はなく、また、発電所上空には航空路もない。なお、発電所上空域に自衛隊の訓練空域があるが、航空機は原則として原子力関係施設上空を飛行することが制限されている。

したがって、本原子炉施設の安全性が敷地周辺の交通によって影響を受けることはないものと判断する。

2. 原子炉施設の安全設計

2.1 原子炉施設全般

2.1.1 原子炉施設全般に対する設計上の考慮

本原子炉施設の安全上重要な構築物、系統及び機器（以下「重要な構築物等」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、重要な構築物等は、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、電源喪失等により、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加えた。

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。

重要な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、これを防護するため物的障壁を持つ防護された区域を設け、この区域への接近及び出入管理の徹底を図るとともに、不法侵入者の立入りを監視するための侵入検知装置、通信連絡のための設備等が設けられる。

重要な構築物等は想定される圧力、温度、放射線量等の条件を考慮して設計されることとなっており、電気・計装機器類については必要に応じて環境条件を模擬した試験により健全性が確認された設計のものを使用することとしている。

IV.1.6「社会環境」で前述した敷地周辺における産業活動等からみて、爆発等で発生する飛来物はなく、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。

また、タービン発電機等に対しては、その破損がないように設計、材料選定、製作、品質管理等に十分な考慮が払われることとしているが、

タービンの破損を想定した場合でも、その結果生じる飛散物が原子炉冷却材圧力バウンダリ及び使用済燃料ピットに到達する確率を評価した結果、その影響を考慮する必要はないものと考えられる。

さらに、1次冷却材管、主蒸気管、主給水管については、設計、材料選定、製作、品質管理に十分な配慮を払うこととしているが、これらの配管の瞬時破断を想定した場合でも、その結果生じる可能性が考えられるジェット力、配管のむち打ち等に対し、それらの影響を低減させるため、機器の配置及び障壁の設計に配慮を払うとともに、必要な箇所にレストレイント等が設けられる。

重要な構築物等は、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。

火災発生防止対策としては、発火性又は引火性の油あるいは水素を内包する系統の漏えい防止等が考慮されるほか、重要な構築物等には実用上可能な限り不燃性又は難燃性材料が使用されるとともに、落雷等の自然事象による火災発生を防止するため適切な設計が行われる。

火災検知及び消火対策としては、重要な構築物等及び放射性物質の制御されない放出を防止するために必要な設備には、適切な火災検出装置及び消火装置が設けられる。また、重要な構築物等は、消火装置の破損、誤動作又は誤操作により安全機能が損なわれないように設計される。

火災の影響の軽減対策としては、重要な構築物等は、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するように設計される。また、重要な構築物等は原子炉施設の想定される火災により、原子炉施設に外乱が及び、かつ、安全系の作動が要求される場合には、その安全系に単一故障を仮定しても、原子炉を高温停止できるように設計される。さらに、低温停止に必要な系統は、想定される火災によっても、その機能を喪失しないように設計される。

本原子炉施設では、中央制御室、外部電源系、廃棄物処理系の一部の施設等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、構造等からみて共用によって安全機能を失うおそれはないものとする。

安全上重要な系統は、非常用所内電源系のみならず外部電源系のみならずで単一故障を仮定してもその系統の安全機能を失うことがないように設計される。

本原子炉施設の所内動力用電源としては、電力系統に連けいされた外部電源系の他に非常用所内電源系として、ディーゼル発電機2台を設けて、短時間といえども電源が喪失することがないように設計される。万一、短時間（30分程度）の全動力電源の喪失が発生した場合でも、原子炉停止系の作動により原子炉を安全に停止でき、停止後の残留熱もタービン動補助給水ポンプ及び主蒸気安全弁の動作により除去することができるように設計される。

重要な構築物等は、これらの健全性及び能力を確認するためにその重要度に応じ、原子炉の運転中又は定期点検停止中あるいは燃料取替停止中に漏えい検査、非破壊検査、目視検査、作動試験等ができるように設計される。

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に所内通信設備が設けられるとともに、発電所外の必要箇所と連絡するため、加入電話の他に電力保安通信設備等が設けられる。

さらに、緊急時に必要に応じ適切な対策の指令等を行うための発電所緊急時対策所が、中央制御室以外の場所に設けられる。

なお、重要な構築物等は、建屋内設置等の凍結防止対策がなされ、そ

これらの機能を失うことがないように設計される。

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。

2.1.2 耐震設計

原子炉施設は、想定されるいかなる地震力に対しても、これが大きな事故の誘因とならないよう十分な耐震性を有することが要求される。

このため、基準地震動又は層せん断力係数に基づいて実施される原子炉施設の耐震設計に関し、耐震設計の方針、施設の耐震重要度の分類、地震力の算定、地震力と他の荷重の組合せ及び地震時における応力等の許容限界の考え方の妥当性について検討を加えた。

審査の結果、以下のとおり本原子炉施設の耐震設計の基本的方針は妥当であり、また、IV1.2.2で述べた基準地震動に対して、現在までの原子力発電所の耐震設計の実績及び現状の耐震工学の知見からみて、当原子炉施設の耐震性は十分確保し得るものであると判断する。

(1) 耐震設計の方針

原子炉施設の耐震設計に際しては、施設の重要度に応じた適切な方法で地震力を算定し、これに耐えるよう行わなければならない。

原子炉施設は、地震時に要求される機能の重要性に応じてA、B及びCの3クラスに分類され、Aクラスの施設については、基準地震動 S_1 に基づく動的解析から求まる水平地震力と基準地震動 S_1 の最大加速度振幅の1/2の値を鉛直震度として求める鉛直地震力又は、層せん断力係数に基づく静的解析から求まる水平地震力と震度0.3を基準とし、建物・構築物の振動特性等を考慮して求める鉛直震度に基づいた鉛直地震力について、それぞれの組合せのうちいずれか大きい方の地震力が作用するものとし、これに耐えるよう設計されるとしている。なお、この場合鉛直地震力は水平地震力と同時に不利な方向に作用するものとしている。

さらに、Aクラスのうち特に重要な施設は、基準地震動 S_2 に基づく動的解析から求まる地震力に対しても、その安全機能が保持できる

ように設計されるとしている。

B及びCクラスの施設は、静的解析から求まる水平地震力に耐えるよう設計されるが、Bクラスの施設についても共振するおそれのあるものについては、動的解析が行われるとしている。

以上の方針は、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」にも適合しており、原子炉施設の耐震設計において一般的に用いられ、妥当性が認められているものである。

(2) 耐震設計の重要度分類

原子炉施設は安全性に対する機能が異なる種々の施設からなっているため、それらの施設の機能に基づいて耐震設計上の重要度を分類する必要がある。すなわち、施設が地震により機能を失うことによって想定される環境への影響の観点から、耐震設計上の重要度分類がなされていることが要求される。

このため、審査に当たっては、施設のもつ安全機能からみた耐震重要度分類の方針及び各施設の重要度分類の妥当性について検討を加えた。

1) 耐震重要度分類の方針

Aクラスについては自ら放射性物質を内蔵しているか、又は内蔵している施設に直接関係しており、その機能喪失により放射性物質を外部に放散する可能性のあるもの及びこれらの事態を防止するために必要なもの並びにこれら事故発生の際に外部に放散される放射性物質による影響を低減させるために必要なものであって、その影響効果の大きいものとされている。さらに、Aクラスの施設のうち、特に安全上重要な施設はAsクラスとしている。

Bクラスについては、上記において影響効果が比較的小さいもの、また、CクラスはAクラス、Bクラスに属さないものとしている。

この基本方針は、放射性物質の外部放散による環境への影響を防止するために必要な機能を、その影響の程度の重大性に応じて分類する方針となっているので、妥当なものと判断する。

2) 各施設の重要度分類

原子炉施設の重要度は、前項の耐震重要度分類の方針に従い、施設の機能に基づいて分類されており、当該機能が損われることがないように配慮されていると認められるので、妥当なものと判断する。

(3) 地震力の算定

地震力の算定は、施設の重要度に応じた適切な方法によってなされることが要求される。

このため、審査に当たっては、地震力の算定に用いる層せん断力係数、震度又は地震動、静的解析及び動的解析による地震力の算定方法について検討を加えた。

1) 静的解析に用いる地震力

静的解析によって算定する水平地震力は、標準せん断力係数を0.2とし、建物・構築物の振動特性等を考慮して求められる層せん断力係数（以下1）においては「層せん断力係数」という。）から求めるとしている。

また、鉛直地震力については、震度0.3を基準とし、建物・構築物の振動特性等を考慮し、高さ方向に一定の震度（以下1）においては「鉛直震度」という。）が鉛直方向に作用するものとしている。

静的解析に際しては、Aクラスの建物・構築物では「層せん断力係数」（ $3.0 C_i$ ）及び「鉛直震度」から求まる地震力を静的地震力とし、機器・配管では建物・構築物に対する「層せん断力係数」の値を水平震度としたもの及び「鉛直震度」それぞれの1.2倍から求まる地震力を静的地震力としている。

B及びCクラスの建物・構築物では、Aクラスの「層せん断力係数」の1/2及び1/3からそれぞれ求まる地震力を静的地震力とし、機器・配管では、各クラスの建物・構築物に対する「層せん断力係数」の値を水平震度としたものの1.2倍から求まる地震力を静的地震力としている。

上記の静的地震力の算定方法は、現在の知見に基づいたものであり支障ないものと判断する。

2) 動的解析に基づく地震力

動的解析は、各施設を集中質点系等の解析モデルに置換して、剛性及び減衰量を適切に評価し、地盤との相互作用を考慮したうエスペクトルモーダル解析法又は時刻歴モーダル解析法によって行われるとしている。

Aクラスの施設については、水平地震力は、基準地震動より算定するとしている。また、鉛直地震力は、基準地震動の最大加速度振幅の1/2の値を震度として求め、この震度が高さ方向に一定に鉛直方向に作用するものとしている。

A及びAsクラスの施設の地震応答解析は、基本的には施設が弾性的挙動をするものとして行われるが、Asクラスの建物・構築物については、基準地震動 S_2 に対して弾性範囲をある程度以上超える場合にあっては、その超える程度を安全上支障のない範囲に制限したうエ、適切な減衰量、剛性を考慮するか、又は実験等に基づく復元力特性を考慮して行う方針としている。

このような動的解析の手法は、既に工学的に一般的になっているもので実績もあり、また、弾性範囲をある程度以上超える場合にあっては、建物・構築物の構造特性等を考慮のうエ、十分その安全性を確認する方針となっているので、支障はないものと認められる。

動的解析に際しては、Ⅳ1.2.2で定めた基準地震動を敷地内の神恵内累層の位置に想定し、設置される建物・構築物及び地盤の地震波動に与える影響を適切に考慮して地震応答解析を行うとしている。

地震応答解析におけるこのような基準地震動の取り扱いについては、地質構造の調査結果から、敷地には新第三紀の神恵内累層に属する凝灰角礫岩・凝灰岩等の火砕岩層が分布し、その横波速度が約 1.3 km/s 以上となっていることなどから、敷地内の神恵内累層の位置に解放基盤表面を想定して基準地震動を定めることは適切なものと認められる。

したがって、動的解析に基づく地震力の算定についての基本方針は、妥当なものと判断する。

(4) 荷重の組合せと許容限界

原子炉施設の耐震設計においては、常時作用している荷重、運転時等に施設に作用する荷重等と地震による荷重とは加算して考慮しなければならない。

A、B及びCクラスの施設については、弾性とみなされる範囲の状態を維持できること、また、Asクラスについては、基準地震動 S_2 による地震力に対して弾性とみなされる範囲を超えることがあっても、その施設の機能に影響を及ぼすおそれがない程度であることが要求される。

このため、審査に当たっては、地震力と他の荷重との組合せ法の妥当性とその組み合わせた荷重状態で施設に許容される応力限界等について検討を加えた。

Aクラスの建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時に施設に作用する荷重と、基準地震動 S_1 による地震力又は静的地震力とを組み合わせ、その結果発生する応力に対して、安全上適

切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界として用いることとしている。

Asクラスの建物・構築物については、更に、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動 S_2 による地震力とを組み合わせ、その結果発生する応力に対して建物・構築物の終局耐力に妥当な安全余裕を持たせることとしている。

B及びCクラスの建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と静的地震力とを組み合わせ、その結果発生する応力に対し、安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界として用いることとしている。

Aクラスの機器・配管については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動 S_1 による地震力又は静的地震力とを組み合わせ、その結果発生する応力に対して降伏応力又はこれと同等な安全性を有する応力を許容限界とすることとしている。

Asクラスの機器・配管については、更に、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動 S_2 による地震力とを組み合わせ、その結果発生する応力に対して構造物が局部的に降伏して塑性変形する場合でも、過大な変形、亀裂、破損等が生じることによってその施設の機能に影響を及ぼすことがないこととしている。

B及びCクラスの機器・配管については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時の荷重と静的地震力とを組み合わせ、その結果発生する応力に対して降伏応力又はこれと同等な安全性を有する応力を許容限界とすることとしている。

また、地震時に動作を要求される機器については、解析又は実験等

により、動的機能が阻害されないことを確認することとしている。

なお、地震力と組み合わせる運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重とは、地震によって引き起こされるおそれのある事象によって作用する荷重であるとしている。ただし、地震によって引き起こされるおそれがなくても、長期間作用する事故時の荷重については、基準地震動 S_1 による地震力又は静的地震力との組合せを考慮することとしている。

荷重の組合せに対するこれらの方針は、合理的であり、妥当なものである。

許容限界については、Aクラスの建物・構築物の場合は基準地震動 S_1 に対して安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度とされ、機器・配管の場合も、材料の降伏応力程度としていることから、弾性範囲にあると認められる。なお、基準地震動 S_2 による地震力に対して、 A_s クラスの建物・構築物については、終局耐力に余裕を考慮して許容限界を定め、十分な変形能力を有していることを確認することとし、機器・配管については、過大な変形、亀裂、破損を起こさないことを確認することにより、施設の機能を失わないことを基本的方針としているので安全上支障はない。

重要な動的機器の動作機能については、実験等によってその機能を確認する方針としているので適切である。

したがって、荷重の組合せと許容限界についての基本的方針は、妥当なものとして判断する。

(5) その他

原子炉施設がある程度以上の地震動を受けた場合に原子炉を自動的に停止させるため、地震感知器を設置することとしており、これは地震に対する安全上の配慮として妥当なものである。

2.2 原子炉及び計測制御系

2.2.1 炉心設計

(1) 核設計

炉心の核設計においては、以下に示す事項を満足することが要求される。

- ① 運転に伴う反応度の変化を安定に制御できるとともに、最大の反応度値を有する制御棒クラスタが完全に引き抜かれた状態であっても常に原子炉を臨界未満にできる設計であること。
- ② 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、プラントの各系統の機能とあいまって、燃料の許容設計限界を超えない設計であること。
- ③ すべての運転範囲で急速な固有の負の反応度フィードバック特性を有する設計であること。

このため、審査に当たっては、核設計手法の妥当性、出力分布制御方法等について検討を加えた。

核設計手法は、先行プラントの手法と同じであり、同手法による計算結果は、プラント試験結果及び運転実績と良く一致している。

燃焼に伴う核分裂性物質の変化、減速材の温度変化、燃料の温度変化及びキセノン・サマリウム等の中性子吸収物質の濃度変化による反応度変化は、制御棒と化学体積制御設備によるほう素濃度の調整により制御できるように設計される。

制御棒クラスタは、最も反応度値の大きい制御棒クラスタ1本が完全引抜き位置に固着してそう入できない場合でも高温状態で炉心を臨界未満にでき、さらに、化学体積制御設備によるほう酸注入により、低温状態でも臨界未満を維持できるように設計される。

通常運転時において、熱流束熱水路係数を設計値以下に抑えるため

にアキシャルオフセット一定値制御が採用される。これは、通常運転時にアキシャルオフセットを炉外核計装により常時監視し、必要に応じて出力制御用の制御棒クラスタを操作してアキシャルオフセットを定められた範囲に抑える方式となっている。

このアキシャルオフセット一定値制御により、通常運転時の出力分布を適正に保つことができ、燃料棒最大線出力密度は 47.3 kW/m 以下（燃料ペレット焼きしまり効果を含まない。）である。また、運転時の異常な過渡変化時においても、IV.4「運転時の異常な過渡変化の解析」に後述するように、プラントの各系統の機能とあいまって燃料の許容設計限界を超えることはないことを確認した。

本原子炉は、すべての運転範囲でドップラ係数、減速材温度係数等を総合した固有の負の反応度フィードバック特性を有するように設計される。

キセノンによる出力分布の空間振動のうち水平方向振動は炉心寿命中安定である。また、軸方向振動については出力制御用の制御棒クラスタ等により抑制することとしているが、核設計計算結果及び先行プラントの運転実績からみて妥当なものとする。

したがって、本原子炉の核設計は妥当なものとする。

(2) 熱水力設計

炉心の熱水力設計は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、プラントの各系統の機能とあいまって燃料が損傷しないよう、以下に示す許容設計限界を超えることのない設計であることが要求される。

- ① 最小限界熱流束比（最小 DNBR）は、1.30以上であること。
- ② 燃料中心最高温度は、二酸化ウランの融点未満であること。

このため、審査に当たっては、限界熱流束（DNB）評価に用いる

な過渡変化の解析」に後述するように運転時の異常な過渡変化時においても制限値を超えないことを確認した。

したがって、本原子炉の熱水力設計は妥当なものと判断する。

(3) 動特性

原子炉施設を安定に運転するためには、運転中の外乱に対して燃料の許容設計限界を超える状態となる出力振動が生じないように十分な減衰特性を持たせる設計であるか、又はたとえ出力振動が生じても、それを確実に、かつ、容易に検出して抑制できる設計であることが要求される。

このため、審査に当たっては、動特性計算コードの実証性及び運転中の設計負荷変化に対する安定性について検討を加えた。

動特性計算コードは、先行プラントにおける実測データとの比較検討により、十分な実証性を有していることを確認した。

原子炉施設の安定性については、95%ステップ状負荷減少等の設計負荷変化を与えた解析結果から、タービンバイパス制御系、加圧器圧力制御系等を含めた原子炉施設の各系統の機能とあいまって、十分な減衰特性を有していることを確認した。

なお、キセノンによる出力分布の空間振動については、2.2.1(1)「核設計」で前述している。

したがって、本原子炉は十分な安定性を有するものと判断する。

(4) 機械設計

炉心の機械設計においては、使用材料、使用温度、圧力条件、照射効果等を考慮し、原子炉内における使用期間中を通じ通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に、原子炉施設の各系統の機能とあいまって、燃料の許容設計限界を超えることなく、その機能を果たし得る設計であることが要求される。

水平方向出力分布、軸方向出力分布及び熱拡散係数（TDC）について検討したほか、熱水力設計に使用する1次冷却材流量及び炉心バイパス流量についても検討を加えた。

DNB 評価に用いる出力分布のうち水平方向出力分布は、エンタルピ上昇熱水路係数（ $F_{\Delta H}^N$ ）として、1.55が使用され、制御棒クラスタそう入による $F_{\Delta H}^N$ の増大効果も盛り込まれている。

軸方向出力分布は制御棒クラスタの動き、負荷変動、キセノン濃度分布の変動により変化するが、運転中の出力分布変動に余裕をもって対処できるように最大と平均の比が1.55であるコサイン分布を使用している。

また、DNB 評価に用いる TDC については、実験により得られた値に余裕を見込んだ 0.019 を使用している。

DNB 評価においては、「W-3 相関式」で求めた DNB 熱流束に、L グリッド補正因子である改良型スペーサファクタ（ F'_{s-L} ）を乗じている。

熱水力設計に使用する1次冷却材流量は余裕を見たものとなり、また、バイパス流量についても大きめに4.5%としているので、炉心流量は控え目な値となっている。

本原子炉の最小 DNBR は、定格出力時には約 1.9 であり、運転時の異常な過渡変化時でも 1.30 を下回らないことを確認した。

二酸化ウランの融点は未照射燃料では約 2,800 °C であるが、計算モデルの不確定性、燃料の製造公差及び燃焼に伴う 10,000 MWd/t 当たり約 32 °C の融点の低下を考慮して燃料中心最高温度の制限値は、未照射燃料では 2,600 °C、燃焼度 50,000 MWd/t では 2,440 °C としているので十分安全側の値となっている。燃料中心最高温度の計算値は、定格出力時で約 2,000 °C であり、さらに、IV.4 「運転時の異常

このため、審査に当たっては、燃料集合体の構造設計、燃料棒のわん曲対策、燃料棒設計コードの妥当性、炉内構造物の構造及び機能について検討を加えた。

本原子炉で使用される14行14列型の燃料集合体は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時並びに輸送及び取扱時に生ずる荷重に対し、健全性を維持しうるように設計される。

燃料棒のわん曲対策として、8個の支持格子数の採用、支持格子拘束力の低減等がなされている。

また、燃料棒設計コードは実測データとの比較の結果及び同コードに基づき設計製造された多数の燃料の実績から判断して、十分な信頼性があり、妥当性が確認されている。

炉心そう、炉心支持板、制御棒クラスタ案内管等の炉内構造物は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、地震時及び事故時の荷重に対し、原子炉容器内の温度、圧力等を考慮して必要な強度及び機能を保持するように設計される。

また、炉心バッフルと炉心そうの間の冷却材の流れ方向を上向きとするように設計される。

したがって、本原子炉の炉心に関する機械設計は妥当なものと判断する。

2.2.2 計測制御系

(1) 制御室

中央制御室には、通常運転時の操作はもちろん、事故時にも従事者が接近し、又は留まり、事故対策操作が可能であるように換気設計、遮へい設計、不燃設計がなされ、かつ、事故によって放出されることがあり得る有毒ガスに対して適切な防護がなされた設計であることが要求される。

また、原子炉は、中央制御室以外の適切な場所から停止可能な設計であることが要求される。

このため、審査に当たっては、事故時の中央制御室への接近性及び居住性、主要ケーブル及び制御盤等の火災対策並びに中央制御室外原子炉停止装置の機能について検討を加えた。

中央制御室には、通常運転操作、事故対策操作に必要な原子炉制御系、安全保護系、タービン設備、電気設備、放射線監視設備、プロセス計装設備等の計測制御装置が設置され、集中的に監視及び制御を行えるように設計される。

中央制御室の換気系は、事故時に従事者を放射線被ばくから防護し必要な運転操作を継続することができるようにするため、他の換気系とは独立にし中央制御室内の空気を外気と隔離し、よう素フィルタ等を通して再循環する方式とし、また必要に応じて外気をよう素フィルタを通して取入れることができるように設計される。また、事故時においても、中央制御室は従事者が過度の外部放射線被ばくを受けないように遮へいされ、かつ、中央制御室に接近することができるように設計される。

中央制御室は、火災が発生する可能性を極力少なくするように設計されるとともに、早期火災検知及び早期消火が行えるように設計され

る。具体的には、中央制御室内の主要ケーブル、制御盤等は、実用上可能な限り不燃性又は難燃性材料を用い、独立性を考慮して設計されるほか、火災感知器及び消火器が設けられる。

万一、中央制御室外で有毒ガスが発生した場合には、中央制御室換気系の外気取入れを手動で遮断し、閉回路循環方式に切換えることにより従事者の安全を守ることができるように設計される。

中央制御室において、従事者が何らかの原因により留まることができない場合にも、中央制御室外の適切な場所に設けられた中央制御室外原子炉停止装置により、原子炉トリップ後の高温停止状態を維持することが可能なように設計される。さらに、必要に応じて、適切な手順を用いて原子炉を低温停止状態に導くことができるように設計される。

したがって、制御室の設計は、妥当なものと判断する。

(2) 計測制御設備

計測制御設備は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器バウンダリ並びにそれらに関連する系統の健全性を確保するために必要なパラメータを適切な予想範囲に維持、制御すること、及びそれらのパラメータについては、予想変動範囲内での監視が可能であるよう設計されることが要求される。さらに、計測制御設備は、事故時において、事故の状態を知り対策を講じるのに必要なパラメータを監視できる設計であることが要求される。

このため、審査に当たっては、計測制御設備の種類、系統構成、機能等について検討を加えた。

本原子炉施設における計測制御設備は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ、格納

容器バウンダリ及びその関連する系統の健全性を確保するため、炉心中性子束、制御棒クラスタ位置、1次冷却系統の圧力、温度、サブクール度及び流量並びに加圧器水位、原子炉格納容器内圧力及び温度等の重要なパラメータの監視あるいは制御を行えるよう設計される。これらのパラメータは制御棒制御系、加圧器圧力制御系、加圧器水位制御系、給水制御系等の制御設備により適切な運転範囲内に維持し制御することができるよう設計される。

1次冷却材喪失のような事故時においても、事故の状態を知り対策を講じるのに必要なパラメータである原子炉格納容器内の圧力、温度等は連続監視及び記録できるよう設計される。

また、1次冷却材のほう素濃度及び放射性物質濃度並びに原子炉格納容器内の水素ガス濃度及び放射性物質濃度については、事故時においてもサンプリングにより測定し、監視できるよう設計される。

なお、原子炉の停止状態及び炉心の冷却状態は2種類以上のパラメータにより監視あるいは推定できるよう設計される。

したがって、本原子炉の計測制御設備の設計は妥当なものと判断する。

(3) 電源設備

電源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 電源設備は、外部電源系及び非常用所内電源系を有し、外部電源系は、2回線以上の送電線により電力系統に接続される設計であること。
- ② 非常用所内電源系は、十分独立な系統とし、外部電源喪失時に1系統が作動しないと仮定しても、運転時の異常な過渡変化時に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、1次冷却材喪失等の事故時の炉心の冷却とともに、原子炉格納容器並びに安全上重要な系統及び機器の機能を確保できる容量と機能を有する設計であること。

- ③ 安全上重要な電気系統は、系統の重要な部分の適切な定期試験及び検査をすることができる設計であること。

このため、審査に当たっては、外部電源系の構成、ディーゼル発電機及び直流電源の容量及び信頼性、ケーブル等の火災対策等について検討を加えた。

本発電所の外部電源系は、275 kV 送電線 2 回線と 66 kV 送電線 2 回線が接続されるように設計される。

非常用所内電源として、必要な容量をもつディーゼル発電機 2 台、蓄電池 2 組が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。

ディーゼル発電機は、外部電源が喪失した場合にも、原子炉を安全に停止するために必要な負荷、工学的安全施設の負荷のいずれに対しても十分な電力を 10 秒以内に供給開始できるように設計される。

また、所内ケーブル、制御盤等は、実用上可能な限り不燃性又は難燃性の材料が使用される。

本発電所の全動力電源喪失を想定した場合にも、原子炉は安全に停止できることとしている。この場合、原子炉は自動的に停止し、全動力電源喪失の期間を通じ蓄電池を電源として必要な制御、監視を行い、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気安全弁の動作により少なくとも 30 分間の炉心の冷却を行うことができる。

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。また、蓄電池も定期的にその健全性や浮動充電状態にあること等を確認することができるように設計される。

したがって、電源設備の設計は妥当なものと判断する。

2.3 原子炉停止系、反応度制御系及び安全保護系

2.3.1 原子炉停止系

原子炉停止系の設計においては、以下に示す事項を満足することが要求される。

- ① 原子炉停止系は、高温待機状態又は高温運転状態から燃料の許容設計限界を超えることなく炉心を臨界未満にすることができ、かつ、高温状態で臨界未満を維持することができる少なくとも2つの独立した系を有する設計であること。
- ② 原子炉停止系の少なくとも1つは、低温状態で炉心を臨界未満にでき、かつ、低温状態で臨界未満を維持できる設計であること。
- ③ 制御棒による原子炉停止系は、反応度価値の最も大きい制御棒クラス1本が完全引抜位置のままそう入できない場合でも、炉心を臨界未満にできる設計であること。
- ④ 原子炉停止系の少なくとも1つは、事故時において、炉心を臨界未満にでき、また、少なくとも1つは、炉心を臨界未満に維持できる設計であること。

このため、審査に当たっては、独立性、反応度停止余裕、制御棒クラス落下時間等について検討を加えた。

原子炉停止系は、制御棒制御系による制御棒クラスそう入及び化学体積制御設備によるほう酸注入の原理の異なる独立した2つの系統が設けられる。

化学体積制御設備によるほう酸注入のみによって、原子炉を高温状態及び低温状態において臨界未満に維持できる。

制御棒クラスは、最も反応度価値の大きい制御棒クラス1本が完全引抜位置のままそう入できない場合でも、原子炉を臨界未満にできる。また、この反応度停止余裕は、化学体積制御設備によるほう酸注入に

より維持されるように設計される。通常運転時には、この反応度停止余裕を確保するため、制御棒クラスタそう入限界を常時監視することとしている。

原子炉停止時の制御棒クラスタそう入時間は、全ストロークの85%そう入までを1.8秒としているが、この値は先行プラントにおける落下試験によって、十分満足されることが確認されている。

運転時の異常な過渡変化時には、IV.4「運転時の異常な過渡変化の解析」に後述するように、炉心特性とあいまって、燃料の許容設計限界を超えることなく、原子炉を臨界未満にし、かつ、維持できる。

また、IV.5「事故解析」に後述するように、事故時においても、必要な場合非常用炉心冷却設備の作動とあいまって、原子炉を臨界未満にし、かつ、維持できる。

したがって、原子炉停止系の設計は妥当なものと判断する。

2.3.2 反応度制御系

反応度制御系は、負荷変動、キセノン濃度変化等に伴う反応度変化を調整し、原子炉を所要の運転状態に維持することができるとともに、制御棒の最大反応度価値及び反応度添加率は、想定される反応度事故により原子炉冷却材圧力バウンダリの破損等が生じないような設計であることが要求される。

このため、審査に当たっては、制御棒クラスタの制御能力、化学体積制御系の制御能力、急激な反応度添加等について検討を加えた。

本原子炉の反応度制御系としては、1次冷却材中のほう素濃度をフイードアンドブリード方式により調整する化学体積制御系及び制御棒制御系の2つの独立した系を設け、十分な反応度制御能力を有するように設計される。

制御棒制御系は、負荷変動及び原子炉出力が零出力から全出力まで変化するときの燃料温度及び減速材温度の変化による反応度変化の調整を行うように設計される。

一方、化学体積制御系は、キセノン濃度変化、高温状態から低温状態までの温度変化及び燃料の燃焼に伴う反応度変化の調整を行うように設計される。

これら両者の組合せによって所要の運転状態に維持できる。

なお、過剰増倍率を抑制し高温出力運転状態で減速材温度係数を負にするとともに、出力分布を平坦化するため、必要に応じてパーナブルポイズンが使用される。

急激な反応度投入をもたらす制御棒クラスタバンクの連続引抜きに対しては、制御棒クラスタの引抜き最大速度を制限することにより、過度の反応度添加率とならないように設計される。これによって、IV.4「運転時の異常な過渡変化の解析」に後述するように、制御棒クラスタバン

クの連続引抜きが発生した場合でも燃料の健全性が損なわれることはない。

また、制御棒クラスタの飛出しによって生ずる反応度事故に対しては、制御棒クラスタそう入限界を設定することにより過大な反応度が添加されないように設計される。これによって、IV.5「事故解析」に後述するように、制御棒クラスタの飛出し事故時においても原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が損なわれることはない。

したがって、反応度制御系の設計は妥当なものと判断する。

2.3.3 安全保護系

安全保護系は、以下に示す事項を満足することが要求される。

- ① 運転時の異常な過渡変化時にその異常状態を検知し、原子炉停止系等を自動的に作動させ、燃料の許容設計限界を超えないよう設計されること。また、偶発的な制御棒引抜きのような原子炉停止系のいかなる単一の誤動作に対しても、燃料の許容設計限界を超えないように考慮された設計であること。
- ② 事故時には直ちにこれを検知し、原子炉停止系及び工学的安全施設を自動的に作動させる設計であること。
- ③ 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、保守時、試験時及び事故時において、その保護機能が喪失しないように、チャンネル相互を分離し、多重性を持たせたチャンネル間の独立性を実用上可能な限り確保する設計であること。
- ④ 駆動源の喪失、系の遮断及びその他の不利な状況になっても、最終的に安全な状態に落ち着く設計であること。
- ⑤ 計測制御系との部分的共用によって、安全保護系の機能を失わないように計測制御系から分離されている設計であること。
- ⑥ 原則として、その機能を原子炉の運転中に定期的に試験することができるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、各チャンネルを独立に試験することができる設計であること。

このため、審査に当たっては、安全保護系の作動条件、多重性、独立性、計測制御系との分離、運転時の異常な過渡変化時及び事故時の機能について検討を加えた。

安全保護系は、運転時の異常な過渡変化時に、中性子束及び原子炉圧力等の変化を検出し、原子炉停止系を自動的に作動させ、また、制御棒引抜きのような原子炉停止系の単一の誤動作に起因する炉心内の反応度

又は出力分布の異常な過渡変化においても、安全保護系が自動的に作動する設計となっていることから、IV.4「運転時の異常な過渡変化の解析」に示すように、原子炉停止系及びプラントの各系統の機能とあいまって燃料が許容設計限界を超えることはないことを確認した。

安全保護系は、事故時に、中性子束、原子炉圧力及び加圧器水位等の異常状態を検出し、原子炉停止系及び非常用炉心冷却設備等の工学的安全施設を自動的に作動させるように設計される。

安全保護系は、安全保護機能を失うことがないように、信頼性のある少なくとも2系列の安全保護回路が設けられ、さらに、原子炉停止系及び工学的安全施設を作動させるための検出器は、原則として「2 out of 4」構成とし、多重性を持たせることにより、この系を構成する機器又はチャンネルの単一故障あるいは使用状態からの単一の取外しを行っても安全保護機能が損なわれることのないように設計される。

また、安全保護系を構成するチャンネルは相互干渉が起らないように、各チャンネル毎に専用のケーブルトレイ、計器ラック等を設けるとともに、各チャンネル相互を可能な限り物理的、電氣的に分離し、独立性を持たせるように設計される。

安全保護系及び計測制御系の電源、検出器、ケーブル等は、原則として互いに分離するように設計される。安全保護系の一部から、計測制御系への信号を取り出す場合には、信号の分岐箇所には絶縁増幅器を使用し、計測制御系の短絡、地絡又は断線によって安全保護系に影響を与えることのないように設計される。

安全保護系は、駆動源の喪失、系の遮断等不利な状態になっても、最終的に安全な状態に落ち着くように設計される。すなわち、安全保護系による保護動作はフェイルセーフ又は故障と同時に現状維持（フェイル・アズ・イズ）としている。この現状維持の場合には同一の機能を持つ他

の系列の保護動作が行えるように設計される。

安全保護系は、原子炉運転中にも計測チャンネル及び論理回路トレインの試験ができるように設計される。計測チャンネル及び論理回路トレインは、多重性、独立性を持たせることにより、試験中でも残りのチャンネル及びトレインで保護機能を果たせるように設計される。

したがって、安全保護系の設計は、妥当なものと判断する。

2.4 原子炉冷却系

2.4.1 原子炉冷却材圧力バウンダリ

原子炉冷却材圧力バウンダリの設計においては、以下に示す事項を満足することが要求される。

- ① 原子炉冷却材圧力バウンダリは、異常な冷却材の漏えい又は破損の発生する可能性が極めて小さくなるよう考慮して設計されること。また、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、保守時、試験時及び事故時において、ぜい性的挙動を示さず、かつ、急速な伝播型破断を生じない設計であること。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を確認するための試験及び検査をすることができる設計であること。

- ② 原子炉冷却系及びその関連補助系、計測制御系並びに安全保護系は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を確保することができる設計であること。

- ③ 原子炉冷却材圧力バウンダリは、冷却材の漏えいがあった場合、その漏えいを速やかに、かつ、確実に検出することができる設計であること。

このため、審査に当たっては、通常運転時における原子炉運転圧力、運転温度及び加熱・冷却率の妥当性、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に予想される過圧に対する健全性、漏えい検知対策、ぜい性破壊防止対策並びに運転開始後における定期的な試験可能性について検討を加えた。

原子炉冷却材圧力バウンダリは、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、保守時、試験時及び事故時に発生する圧力、熱荷重等に対して応力解析、疲労解析を行い、原子炉施設の寿命中を通じて高い信頼性を得

るように設計されるとともに、ぜい性的挙動及び急速な伝播型破断を防止するため、これらを考慮して材料を選定し、法令等に基づき破壊じん性を確認し、適切な温度で使用することとしている。

原子炉容器の母材及び溶接部については、試験片を原子炉容器内にそう入し、中性子照射による破壊じん性の変化等放射線損傷の程度を監視することができるように設計される。

原子炉の運転開始後、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を定期的に確認するため、機器、配管等は、検査機器等を接近させることができるように設計される。

さらに、原子炉容器については、原子炉起動、停止時の加熱・冷却率を $55^{\circ}\text{C}/\text{h}$ 以下に抑えることとしている。

通常運転時の原子炉圧力は、加圧器に設けられたヒータ及びスプレイにより、設定値を保つように圧力制御される。また、1次冷却材温度は、制御棒制御系による原子炉出力の制御、蒸気発生器による適切な除熱等により、設定値を保つように制御される。

負荷喪失、1次冷却材流量部分喪失等の運転時の異常な過渡変化時に対しては、原子炉停止にいたる安全保護回路が設けられるほか、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を防止するため、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁が設けられる等により、1次冷却材の過渡時の最高圧力がIV.4「運転時の異常な過渡変化の解析」に後述するように、原子炉冷却材圧力バウンダリの最高使用圧力（ $175\text{ kg}/\text{cm}^2\text{ G}$ ）の1.1倍を超えることはない。

事故時において1次冷却材圧力が最も高くなるのは、IV.5「事故解析」に後述するように1次冷却材ポンプ軸固着事故である。この事故時においても、「1次冷却材流量低原子炉トリップ」信号により原子炉は停止し、原子炉冷却材圧力バウンダリの最高使用圧力の1.2倍を超えることはな

い。また、制御棒クラスタ飛出し事故に代表される速い過渡変化を伴う事故では、IV.5「事故解析」に後述するように、燃料ペレット最大保有エンタルピは圧力波発生限界評価基準値（ $230 \text{ cal} / \text{g} \cdot \text{UO}_2$ ）を超えないので、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を損なうことはない。

原子炉冷却材圧力バウンダリから原子炉格納容器内への漏えいに対しては、格納容器ガスモニタ、格納容器じんあいモニタ、凝縮液量測定装置及び格納容器サンプ水位上昇率測定装置により、漏えいの確実な監視及び漏えいの早期検出ができるように設計される。

なお、1次冷却材喪失事故に至らない7mm内径相当の小さな漏えいに対しては、化学体積制御系の充てんポンプを用いて、それを補給することができるように設計される。

したがって、原子炉冷却材圧力バウンダリの設計は、妥当なもの判断する。

2.4.2 非常用炉心冷却系

非常用炉心冷却系は、1次冷却材喪失事故を想定した場合に、燃料及び燃料被覆の重大な損傷を防止し、かつ、燃料被覆のジルコニウムと水との反応を十分小さな量に抑え、崩壊熱を長期にわたって除去することができる能力を有し、電源系を含めて、多重性、独立性及び試験・検査の可能性が確保される設計であることが要求される。

このため、審査に当たっては、非常用炉心冷却系が電源系も含めて多重性、独立性及び試験・検査の可能性が確保され、また、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針について」（以下、「ECCS 性能評価指針」という。）で要求されている機能及び性能を有しているかについて検討を加えた。本原子炉施設では、余熱除去ポンプを低圧注入系と残留熱除去系に兼用する設計となっているので、この兼用による影響についても検討を加えた。

非常用炉心冷却系は蓄圧注入系、高圧注入系及び低圧注入系で構成され、各系統は多重性及び独立性を有する機器、配管構成となっている。蓄圧注入系は各1次冷却回路に1系統ずつ設けられ、また、高圧注入系は高圧注入ポンプが設けられ、100%容量2系統で、また、低圧注入系も100%容量2系統で構成される。高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプは非常用所内電源系にも接続されている。また、起動信号については、原子炉圧力低と加圧器水位低の一致、原子炉圧力異常低、主蒸気ライン圧力低、原子炉格納容器圧力高等がそれぞれ独立して2系統設けられているので、多重性、独立性は確保されている。

事故発生時、各ポンプは燃料取替用水タンクを水源とするが、同タンク水位が低下すると水源を格納容器再循環サンプに切り替える系統構成となっており、長期にわたり炉心冷却の継続が可能になっている。また、格納容器再循環サンプは2系統で構成されているので静的機器の単一故

障を仮定しても機能上問題はない。

なお、炉心が非常用炉心冷却系によって再冠水された後の崩壊熱及び他の残留熱は、余熱除去設備、原子炉補機冷却水設備等によって熱の逃がし場である海水に伝達することができるように伝熱経路が確保される。

低圧注入系は原子炉停止時に残留熱除去系として崩壊熱及び他の残留熱の除去に使用され、事故時には低圧注入系として使用されるが、通常運転時の機能と事故時の機能は同時に要求されることはなく、また、通常運転時には、工学的安全施設として待機状態に保持される設計であるので安全上問題はない。

本設備の試験・検査の可能性については、ミニマムフローライン、テストライン等が設けられ、各系統ごとに独立して試験・検査が可能のように設計される。

なお、本設備の原子炉容器注入ラインは、原子炉容器注入ノズルから原子炉容器ダウンカマを経て炉心に注入することとしており、このため高圧注入ポンプの揚程を増加するように設計される。

非常用炉心冷却系の機能及び性能については、IV.5 「事故解析」に後述するように、「ECCS 性能評価指針」の基準を満足する機能及び性能を有している。

したがって、非常用炉心冷却系の設計は妥当なものと判断する。

2.4.3 残留熱除去系

残留熱除去系は、原子炉停止時に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ないように、炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及び他の残留熱を除去できる設計であることが要求される。

このため、審査に当たっては、残留熱除去系の除熱能力等について検討を加えた。

炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及び他の残留熱は、原子炉停止後の初期段階においては、蒸気発生器により除去され、発生蒸気は、復水器により処理されるか、又は大気放出される。その後、1次冷却系の圧力、温度が所定の値以下に低下した段階においては、余熱除去設備により熱除去できるように設計される。

また、事故時においては余熱除去設備により熱除去されるが、事故の態様により蒸気発生器による冷却を期待する場合、蒸気発生器への給水を補助給水設備により確保し、発生蒸気を主蒸気安全弁、主蒸気逃がし弁から大気放出することにより熱除去ができるように設計される。

余熱除去設備は、2系統構成とし、さらに、余熱除去ポンプ等は非常用所内電源系にも接続されている。

余熱除去設備は、原子炉冷却材圧力バウンダリの冷却速度の制限値を超えない速さで、炉心の崩壊熱と他の残留熱を除去できるように設計される。

すなわち、原子炉停止後、蒸気発生器により熱除去を行い、引き続き余熱除去設備を2系統運転することにより、原子炉停止後約20時間で1次冷却材の温度を60℃まで下げることができ、また、1系統運転でも必要な熱除去能力を有するように設計される。

1次冷却設備に接続される余熱除去ポンプ入口配管には隔離弁が設けられ、1次冷却系の圧力が余熱除去設備の最高使用圧力より高い時は、

弁が開かないようにインターロックするように設計される。

したがって、残留熱除去系の設計は、妥当なものと判断する。

2.4.4 冷却水系

冷却水系は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、重要な構築物等の全熱負荷を最終的な熱の逃がし場に確実に伝達できる設計であることが要求される。

このため、審査に当たっては、冷却水系の熱除去能力等について検討を加えた。

通常運転時において、炉心の発生熱は、タービン系の仕事に使われる熱のほかは復水器を通して、熱の逃がし場である海水に伝達できるように設計される。運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、炉心の発生熱は、原子炉補機冷却水設備及び原子炉補機冷却海水設備、更に可能な場合には復水器も使用することによって、熱の逃がし場である海水に伝達できるように設計される。

原子炉補機冷却水設備は、1次冷却材等を含む設備と原子炉補機冷却水を冷却する原子炉補機冷却海水設備との間にある中間冷却設備であり、余熱除去冷却器、格納容器スプレイ冷却器、使用済燃料ピット冷却器等の除熱ができるように設計される。

原子炉補機冷却海水設備は原子炉補機冷却水冷却器、ディーゼル発電機及び空調用冷凍機の除熱を行い、最終的な熱の逃がし場である海水に熱を放出できるように設計される。

原子炉補機冷却水設備及び原子炉補機冷却海水設備は、2系統設けられ、多重性を持つとともに非常用所内電源系にも接続される。

したがって、冷却水系の設計は、妥当なものと判断する。

2.5. 原子炉格納施設

2.5.1. 原子炉格納容器及び付属設備

原子炉格納容器の設計においては、以下に示す事項を満足することが要求される。

- ① 1次冷却材喪失事故後に想定される最大エネルギー放出によって生じる圧力、温度に耐え、かつ、その場合にも所定の漏えい率を超えない設計であること。
- ② 定期的に原子炉格納容器全体及びその貫通部等の重要な部分の漏えい率試験及び検査ができる設計であること。
- ③ 原子炉格納容器を貫通する配管系は隔離機能を有し、動力源の単一故障によって自動隔離機能を喪失しない設計であること。
- ④ 格納容器バウンダリは、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、保守時、試験時及び事故時において、ぜい性的挙動を示さずかつ急速な伝播型破断を生じない設計であること。

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。

原子炉格納容器の最高使用圧力は $2.60 \text{ kg/cm}^2 \text{ G}$ 、最高使用温度は 129°C となっており、最も苛酷と考えられる配管破断による1次冷却材喪失事故を仮定した場合でも、圧力は最高で約 $2.36 \text{ kg/cm}^2 \text{ G}$ であり、温度は最高で約 122°C である。したがって、原子炉格納容器は事故後に想定される最大エネルギー放出によって生じる圧力及び温度に耐えるように設計されている。

原子炉格納容器の漏えい率は、常温、空気、最高使用圧力の0.9倍の圧力において原子炉格納容器内空気重量の $0.1\% / d$ 以下となるように設計されるが、この値はIV.5「事故解析」及びIV.6「立地評価のための想定事故解析」に後述する解析結果からみて、妥当なものと考えられる。

原子炉格納容器全体は、定期的に漏えい率試験が行えるように設計されるとともに、電線貫通部、ベローズを用いてシールする配管貫通部及び出入口の重要な部分は、個々に漏えい率試験ができるように設計される。

また、原子炉格納容器を貫通する配管系（計装配管を除く。）には、原則として原子炉格納容器の内外で可能な限り格納容器に接近した場所にそれぞれ1個の自動隔離弁が設けられるとともに、必要な隔離機能の維持を確認するため、定期的な弁漏えい率試験ができるように設計される。

原子炉格納容器内外の自動隔離弁の駆動動力源は互いに独立なものとし、単一故障によって隔離機能を喪失することのないように設計される。

これらの自動隔離弁は、1次冷却材喪失事故時等に必要とされる配管等を除いて隔離信号により隔離できるように設計される。

格納容器バウンダリには、法令等に基づき最低使用温度（ -13°C ）より 17°C 低い温度以下の温度で破壊じん性試験を行い、これに適合する材料が使用される。

なお、1次冷却材喪失事故後の原子炉格納容器内の水素の蓄積については、水素濃度を測定し、必要な処置がとれるように設計される。また、IV.5「事故解析」に後述するように、水素の蓄積は極めて緩慢であり、事故評価期間（30日）中の最大水素濃度は、約3.2%であり、設計上の可燃限界4%を下回ることを確認した。

したがって、原子炉格納容器の設計は、妥当なもの判断する。

2.5.2 原子炉格納容器スプレイ系

原子炉格納容器スプレイ系は、1次冷却材喪失事故時に原子炉格納容器内の圧力、温度を低下させるとともに、原子炉格納容器雰囲気浄化して環境に放出される放射性物質の濃度を減少させる設計であることが要求される。

このため、審査に当たっては、原子炉格納容器スプレイ系の減圧能力、無機よう素除去能力等について検討を加えた。

原子炉格納容器スプレイ系は独立した100%容量、2系統からなり、それぞれ、非常用所内電源系にも接続されている。また、水源については、2.4.2「非常用炉心冷却系」で前述した非常用炉心冷却系と同様の系統構成となっている。これらのことから、機器の単一故障及び外部電源喪失を仮定しても、原子炉格納容器内の圧力及び温度上昇を長期間にわたって抑制でき、Ⅳ.5「事故解析」に後述するように、1次冷却材喪失事故発生後約1日で、原子炉格納容器内の圧力を大気圧程度まで低下させることを確認した。

また、スプレイ水による原子炉格納容器内の無機よう素の除去効率が等価半減期50秒以下となるように設計される。

なお、格納容器スプレイ系は、格納容器スプレイポンプの作動試験をテストラインを使用して定期的に行えるように設計される。

したがって、原子炉格納容器スプレイ系の設計は、妥当なものと判断する。

2.5.3 アニュラス空気浄化設備

アニュラス空気浄化設備は、1次冷却材喪失事故時等に原子炉格納容器からの漏えい気体中に含まれるよう素を除去し、環境に放出される放射性物質の濃度を減少させる設計であることが要求される。

このため、審査に当たっては、アニュラス部の負圧達成能力、よう素フィルタによるよう素除去能力等について検討を加えた。

アニュラス空気浄化設備は、1次冷却材喪失事故時等に、外部電源喪失を仮定しても、アニュラス部の負圧を達成、維持でき、また、原子炉格納容器から漏えいしてきたよう素をよう素フィルタにより除去できるように多重性を持たせた2系統からなっており、非常用所内電源系にも接続される。

1次冷却材喪失事故時等にアニュラス部の負圧達成時間は1系統運転で10分以内となるように設計される。また、よう素フィルタのよう素除去効率は、95%以上になるように設計される。この負圧達成時間と、よう素除去効率は、Ⅳ.5「事故解析」及びⅣ.6「立地評価のための想定事故解析」に後述する解析結果からみて妥当なものとする。

さらに、アニュラス空気浄化設備は、原子炉運転中でも、1系統ずつの起動試験及び性能チェックが可能ないように設計される。

なお、アニュラス空気浄化設備は燃料取扱事故時に、燃料取扱棟からの排気を浄化するためにも使用されるが、この機能は1次冷却材喪失事故時等に要求される機能と同時に要求されることがないので、この兼用については安全上の問題はない。

したがって、アニュラス空気浄化設備の設計は、妥当なものとする。

2.6 燃料取扱、安全補機室空気浄化及び廃棄物処理系

2.6.1 核燃料の取扱い及び貯蔵設備

核燃料の取扱い及び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 核燃料の貯蔵設備は、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設計であること。
- ② 使用済燃料の貯蔵設備は冷却水保有量が著しく減少することを防止し、適切な漏えい検知を行うことができる設計であること。
- ③ 核燃料の取扱機器は、燃料落下防止対策が講じられており、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設計であること。
- ④ 核燃料の取扱機器は、試験及び検査をすることができる設計であること。
- ⑤ 核燃料の取扱場所は、残留熱の除去能力の喪失に至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、その事態を適切に従事者に伝えるか又は自動的に対処することができる設計であること。
このため、審査に当たっては、新燃料貯蔵庫及び使用済燃料ピットの構造、未臨界性、貯蔵容量、冷却能力等について検討を加えた。

新燃料貯蔵庫及び使用済燃料ピットは、燃料取扱棟内に設置され、燃料取扱事故が発生した場合には、燃料集合体の落下信号により燃料取扱棟給排気系統を停止するとともに燃料取扱棟からの排気をアニュラス空気浄化設備で浄化した後、非常用排気筒から排出するように設計される。

新燃料貯蔵庫の貯蔵ラックは、各ラックのセルに1体ずつ燃料集合体をそう入する構造としている。また、新燃料貯蔵庫内に水がたまるのを防止するために排水口が設けられる。

新燃料貯蔵庫は、約2/3炉心相当分を貯蔵することができ、容量いっ

ばいの新燃料を貯蔵した状態で貯蔵庫内が純水で満たされるという厳しい異常状態を仮定しても、実効増倍率は、0.95以下に保たれるように設計される。さらに、実効増倍率が最も大きくなるような密度の水分雰囲気中で満たされると仮定した場合でも、臨界未満になるように設計される。

使用済燃料ピットの貯蔵容量は、約17/3炉心相当分に設計され、通常運転中は、全炉心の燃料を貯蔵することができる容量が常に確保されている。

使用済燃料ピットの貯蔵ラックは、各ラックのセルに1体ずつ燃料集合体をそう入する構造とし、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なっており、容量一杯の新燃料を貯蔵し、常温の純水で満たされた場合を想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。

使用済燃料ピットの壁面及び底面は、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。

使用済燃料ピット水浄化冷却設備は、全貯蔵容量の使用済燃料を貯蔵したとしても残留熱の除去及び浄化が十分できるように設計され、ピット水温度は、2系統の運転状態では49℃以下に保つことができ、1系統のみの運転状態でも66℃以下に保つことができるように設計される。

最終的な熱の逃がし場までの熱の伝達経路は、機器の単一故障を仮定しても確保できるようになっている。なお、ピット水の温度が異常に上昇した場合には、中央制御室に警報を発するように設計される。

使用済燃料ピットは、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するとともに排水口を下部に設けない設計とし、また、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、使用済燃料ピット内の貯蔵ラック

上を通過できないようになっており、また、核燃料の取扱機器は、ワイヤの二重化や各種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、使用済燃料ピットは、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。

核燃料の取扱機器、使用済燃料ピット水浄化冷却設備等の安全上重要な機器は、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。

また、使用済燃料ピットエリアには、放射線監視のためのエリアモニタが設置され、万一、放射線レベルが異常に上昇した場合には、中央制御室に警報を発し、従事者が対処することができるように設計される。

したがって、核燃料の取扱設備及び貯蔵設備の設計は、妥当なものと判断する。

2.6.2 安全補機室空気浄化設備

安全補機室空気浄化設備は、1次冷却材喪失事故時等に安全補機室(格納容器スプレイポンプ室、余熱除去ポンプ室等)への冷却材漏えいにより、室内空気中へ移行するよう素を除去し、環境に放出される放射性物質の濃度を減少させる設計であることが要求される。

このため、審査に当たっては、安全補機室の負圧達成能力、よう素フィルタによるよう素除去能力等について検討を加えた。

安全補機室空気浄化設備は、1次冷却材喪失事故時等に外部電源喪失を仮定しても、安全補機室の負圧を達成、維持でき、また、安全補機室へ漏えいするよう素をよう素フィルタにより除去できるように多重性を持たせた2系統からなっており、非常用所内電源系にも接続される。なお、静的機器については1系統としているが、この系統は補修性、使用条件等からみて支障のないものとする。

安全補機室の負圧達成時間は、1系統運転で10分以内となっており、1次冷却材喪失事故時等の格納容器再循環サンプ水の再循環開始までに負圧が達成できるように設計される。

また、よう素フィルタのよう素除去効率は95%以上になるように設計される。このよう素除去効率はⅣ.5「事故解析」及びⅣ.6「立地評価のための想定事故解析」に後述する解析結果からみて妥当なものとする。

さらに、安全補機室空気浄化設備は、原子炉運転中でも、1系統ずつの起動試験及び性能チェックが可能ないように設計される。

したがって、安全補機室空気浄化設備の設計は、妥当なものとする。

2.6.3 気体廃棄物処理設備

気体廃棄物処理設備は、適切なる過、貯留、減衰、管理等を行うことにより、周辺環境に放出される放射性物質の濃度及び量を実用可能な限り低減することができる設計であることが要求される。

このため、審査に当たっては、気体廃棄物処理設備の処理能力等について検討を加えた。

気体廃棄物処理設備は、主として1次冷却設備から発生する放射性廃ガスを処理するためのもので窒素廃ガス処理系及び水素廃ガス処理系で構成される。

窒素廃ガス処理系には、ガス圧縮装置、ガス減衰タンク等が設けられ、窒素をカバーガスとする各タンク及び各機器からのベントガス等の放射性希ガスを含んだ廃ガスを、ガス減衰タンクに30日間以上貯留できるように設計される。

水素廃ガス処理系には、水素再結合ガス圧縮装置、水素再結合装置、水素再結合ガス減衰タンク等が設けられ、体積制御タンクへの水素の連続注入に伴いパージされる廃ガスを、水素再結合装置により水素を除去した後、水素再結合ガス減衰タンクに十分長い間貯留できるように設計される。

換気設備の系統には、高性能粒子用フィルタを設置することにより放出放射性物質の量を低減することができるように設計される。

気体廃棄物処理設備及び換気設備からの気体廃棄物は、放射性物質の濃度を監視し、主排気筒等から放出されるように設計される。

気体廃棄物放出による一般公衆の被ばく線量は、IV.3 「原子炉施設周辺の一般公衆の被ばく線量評価」に後述するように、放出される液体廃棄物による被ばく線量と合計しても「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。）

の線量目標値を下回っている。

したがって、気体廃棄物処理設備の設計は、妥当なものと判断する。

2.6.4 液体廃棄物処理設備

液体廃棄物処理設備は、適切なる過、蒸発処理、脱塩、貯留、減衰、管理等を行うことにより、周辺環境に放出される放射性物質の濃度及び量を実用可能な限り低減することができる設計であることが要求される。

このため、審査に当たっては、液体廃棄物処理設備の処理能力等について検討を加えた。

液体廃棄物処理設備は、放射性廃液を分離収集し、処理するためのものでほう酸回収系、良水質廃液処理系、低水質廃液処理系、洗浄排水処理系で構成される。

これらの系には、処理する放射性廃液の性状に応じて貯蔵タンク、ほう酸回収装置、廃液蒸発装置、洗浄排水処理装置、脱塩塔等が設けられ、発生廃液を十分処理する能力を有するように設計される。これらの機器は、適切な材料の使用等による漏えいの発生防止を図るとともに、独立した区画内に設けるか又は周辺にせき等を設けて、万一、機器から液体廃棄物が漏えいした場合にも管理区域外に漏えいすることがないように設計される。

ほう酸回収系及び良水質廃液処理系の処理水は、原則として環境には放出されず、できる限り原子炉補給水として再使用される。また、再使用しない場合のほう酸回収系及び良水質廃液処理系の処理水並びに低水質廃液処理系及び洗浄排水処理系の処理水は、あらかじめ放射性物質濃度が十分低いことを確認した後、モニタにより監視しながら復水器冷却水と混合希釈して放出される。

液体廃棄物放出による一般公衆の被ばく線量は、IV.3 「原子炉施設周辺の一般公衆の被ばく線量評価」に後述するように、放出される気体廃棄物による被ばく線量と合計しても「線量目標値に関する指針」の線量目標値を下回っている。

したがって、液体廃棄物処理設備の設計は、妥当なものと判断する。

2.6.5 固体廃棄物処理及び貯蔵設備

固体廃棄物処理設備は、遮へい、遠隔操作等によって、従事者の被ばく線量を実用可能な限り低減することができる設計であることが要求される。また、固体廃棄物貯蔵設備は、固体廃棄物を貯蔵する容量が十分であるとともに、固体廃棄物の貯蔵による敷地周辺の空間線量率を実用可能な限り低減することができる設計であることが要求される。

このため、審査に当たっては、従事者の被ばく低減対策、固体廃棄物処理、貯蔵保管能力、遮へい能力等について検討を加えた。

固体廃棄物処理設備は、ドラム缶詰装置、使用済液体用フィルタ取扱装置、雑固体焼却設備、使用済樹脂貯蔵タンク、固体廃棄物貯蔵庫等で構成される。

廃液蒸発装置で濃縮された廃液等は、アスファルト固化装置（1、2号炉共用）によりドラム缶詰めされる。また、放射化学室からの強酸廃液は、セメント固化装置（1、2号炉共用）によりドラム缶詰めされる。使用済液体用フィルタは、使用済液体用フィルタ取扱装置により、遠隔操作で取り出し、鉛容器に収容した後、移送しドラム缶詰めされる。雑固体のうち可燃性のものは雑固体焼却設備により焼却し、その焼却灰はドラム缶詰めされ、不燃性のものは圧縮減容しドラム缶詰め等される。

使用済樹脂は、発生量の10年分以上を貯蔵可能な使用済樹脂貯蔵タンクに貯蔵し、放射能の減衰が図られるが、セメント固化装置によりドラム缶詰めも可能なように設計される。

これらドラム缶詰め等された固体廃棄物は、固体廃棄物貯蔵庫（1、2号炉共用）に貯蔵保管される。固体廃棄物貯蔵庫は、2号炉の運転開始後約9年までに発生する固体廃棄物を貯蔵保管する能力を有しており、必要に応じて増設される。

固体廃棄物の処理に当たっては、実用可能な限り従事者の放射線被ば

くを少なくするため、十分な遮へいを設げるとともに、遠隔操作が可能
なように設計される。

固体廃棄物貯蔵庫からの敷地周辺の直接線量及びスカイシャイン線量
は、原子炉格納容器内線源等によるものと合計して、人の居住の可能性
のある敷地境界外において、年間 5 mR 以下となるように遮へい等が
行われる。

したがって、固体廃棄物処理及び貯蔵設備の設計は、妥当なものと判
断する。

なお、固体廃棄物を最終的に処分する場合には、関係官庁の承認を受
けることになっている。

2.7 放射線防護及び管理施設

2.7.1 放射線防護施設

放射線防護施設は、従事者等が立入場所において不必要な放射線被ばくを受けないように、作業性等を考慮して所要の措置を講じた設計であることが要求される。

このため、審査に当たっては、遮へい設計方針、機器の配置、放射性物質の漏えい防止対策、換気等について検討を加えた。

遮へいについては、通常運転時において、従事者等が受ける被ばく線量が法令に定められた許容値を超えないようにすることはもちろん、不必要な放射線被ばくを防止するため、関係各場所への立入頻度、滞在時間等を考慮して、原子炉1次遮へい、原子炉2次遮へい、外部遮へい、補助遮へい、燃料取扱遮へい等が設けられる。

機器の配置に当たって、高放射性物質を内蔵するタンク、ポンプ、熱交換器等は、原則として区分された区域に配置し、立入頻度の高い制御盤等は、低放射線区域に配置する。

また、放射線レベルが高い機器の操作は、原則として、遠隔自動操作をするように設計される。

漏えい防止対策については、1次冷却材等の放射性物質濃度の高い流体が漏えいしないような弁等が可能な限り採用される。また、必要に応じて漏えい検出器を設置することにより漏えいの早期発見が可能なように設計される。万一、漏えいが生じた場合でも汚染が拡大しないように、機器は独立した区画内に配置されるか又はこれらの機器周辺にせき等が設けられる。

換気設備は、原子炉建屋、原子炉補助建屋、放射性廃棄物処理建屋、中央制御室等の各区域に必要な容量を有し、作業環境の空気を清浄に保つことができるように設計される。また、各換気設備のフィルタは点検

及び交換ができるように設計される。

したがって、放射線防護施設の設計は、妥当なものと判断する。

2.7.2 放射線管理施設

放射線管理施設は従事者等を放射線被ばくから防護するため、放射線被ばくを十分に監視及び管理し、必要な情報を中央制御室又は適当な管理場所に通報することができる設計であることが要求される。

また、敷地周辺の放射線を監視するため、通常運転時、運転時の異なる過渡変化時及び事故時において、原子炉格納容器、放射性物質の放出経路、敷地周辺等を適切にモニタリングすることができる設計であることが要求される。

このため、審査に当たっては、放射線管理施設の種類、機能、配置等について検討を加えた。

従事者等の放射線被ばくの監視及び管理については、管理区域を設定し、人の出入管理を行うとともに、これらの区域内においては、外部放射線量及び空気中又は水中の放射性物質の濃度等を測定監視し、その結果を管理区域内の諸管理に反映することとしている。

従事者等の放射線被ばくの監視及び管理設備としては、管理区域内への出入や物品の搬出入を管理するための出入管理設備が設けられるほか、エリアモニタリング設備及びプロセスモニタリング設備が設けられる。また、放射線サーベイ機器及び個人管理用の測定機器が設けられる。

エリアモニタリング設備は、中央制御室及び管理区域内の主要箇所の空間線量率を、また、プロセスモニタリング設備は、主要系統の放射線レベルを中央制御室等に指示記録し、異常時には中央制御室及びその他必要な箇所に警報を発するように設計される。

放射線監視については、放出源の監視用として原子炉施設内にプロセスモニタリング設備が設けられる。また、敷地周辺の監視用として周辺モニタリング設備が設けられる。

原子炉格納容器内雰囲気モニタリングは、格納容器じんあいモニタ

及び格納容器ガスモニタによって連続的に行い、また、格納容器内の空気をサンプリングすることにより、放射性物質の濃度等を測定することができるように設計される。さらに、放射性物質の主な放出経路である排気筒、廃棄物処理設備排水ライン等にモニタを設置するほか、必要箇所においてサンプリング測定もすることができるように設計される。

また、周辺監視区域境界付近にモニタリングポスト、モニタリングステーション及びモニタリングポイントを設置することとなっており、さらに、放射性物質の異常放出等があった場合には、放射能観測車により放射線等の測定を行うことになっている。

特に事故時の放射線監視設備は、事故時の環境条件及び外部電源喪失の場合にも、その機能が損なわれることがなく、必要に応じて多重性を有するとともにその系を構成するチャンネル間の独立性を有するように設計される。

したがって、放射線管理施設の設計は、妥当なものと判断する。

3. 原子炉施設周辺の一般公衆の被ばく線量評価

3.1 被ばく線量評価の概要

一般公衆の被ばく線量評価は、原子炉施設の平常運転時に周辺環境に放出される放射性物質による一般公衆の被ばく線量が、法令に定める許容被ばく線量を十分下回るように設計されているとともに、さらに、これを実用可能な限り低減するように設計され、「線量目標値に関する指針」に定める線量目標値を達成し得ることを確認するため行うものである。

放射性物質の環境への放出量については、燃料被覆管欠陥率を想定し、放射性物質が原子炉から排気口又は放水口に至るまでの過程について解析し、放出経路ごとに計算されている。

大気中に放出される放射性物質による一般公衆の被ばく線量は、敷地における1年間の気象資料を用いて算出された空気中濃度をもとに計算され、また、海洋中に放出される放射性物質による一般公衆の被ばく線量は、復水器冷却水放水口濃度をもとにして計算されている。

放射性物質の環境への放出量及び一般公衆の被ばく線量の計算は、「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「線量評価指針」という。）に従って行われている。

3.2 大気中に放出される放射性物質の年間放出量

気体廃棄物中の主な放射性物質は、1次冷却材中に含まれる核分裂生成物のうち、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。）であるので、これらの放射性物質に着目して年間放出量が計算されている。

このほかにも1次冷却材中及び原子炉容器外周部の空気が中性子照射を受けて生成するアルゴン41等の放射化生成物があるが、これらの放射化生成物は、生成量が少ないこと、半減期が短いことにより、環境への放出量は極めて少ない。

希ガス及びよう素の年間放出量は、燃料棒の被覆に微小欠陥を想定し、これをもとに運転中の希ガス及びよう素並びに定期検査中のよう素が計算されている。

燃料棒の被覆管欠陥率は、1%が用いられているが、先行炉の実績より見て、十分厳しいものであり、被ばく線量評価に用いる値として、妥当なものと判断する。

1次冷却材中の放射性物質濃度は、1次冷却材保有量、浄化系の性能等に関する設計条件と「線量評価指針」に示されたパラメータを用いて計算されている。

なお、水素廃ガス処理系統は1次冷却材中の放射性物質濃度を低減させ、放射性物質の放出量を少なくする効果があるが、本評価ではこの効果はないものとして計算されている。

年間放出量の計算は、以下の項目に分けて行われている。

(1) ガス減衰タンクから放出される希ガス及びよう素

ガス減衰タンクに収集される気体廃棄物は、原子炉の運転制御に伴って抽出される1次冷却材（以下「1次冷却材抽出水」という。）、格納容器冷却材ドレン及び補助建屋冷却材ドレン（以下「1次系機器ドレン」という。）

を処理する過程で分離された廃ガス、冷却材貯蔵タンクなどにシール用として充てんされている窒素ガス、各機器からベントされる廃ガス及び低温停止時における1次冷却材の脱ガス操作に伴う廃ガスである。

ガス減衰タンクに移行する希ガスの量は、ほう酸回収装置で処理される1次冷却材抽出水及び1次系機器ドレンに含まれる希ガスの全量並びに低温停止時における脱ガス操作中の1次冷却材に含まれる希ガスの全量が、ガス減衰タンクに収集されるという「線量評価指針」に示された方法により計算されている。

ガス減衰タンクから主排気筒を経て放出される希ガスの量は、ガス減衰タンクに移行した希ガスがすべてガス減衰タンクに30日間貯留されるものとして計算されており、ガス減衰タンクの貯留能力からみて妥当なものと判断する。

なお、よう素についてはガス減衰タンクに移行する量も少なく、また、ガス減衰タンクにおける減衰効果を考慮すると、環境への放出量は極めて少なくなるのでよう素の放出はないものとしている。

(2) 原子炉停止時の原子炉格納容器換気及び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

原子炉停止時の原子炉格納容器換気及び原子炉格納容器減圧時の排気により放出される気体廃気物中の放射性物質は、機器、弁から原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材中に含まれる希ガス及びよう素である。

この換気及び減圧時の排気により放出される希ガス及びよう素は、1次冷却材の漏えい率、原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材中に含まれる放射性物質が空気中に移行する割合等について、「線量評価指針」のパラメータを用いており、これに停止時の換気回数、減圧時の排気量、原子炉格納容器内での減衰時間、減圧時の格納容器減圧装置のよう素フィルタによる除去効率等を考慮して計算されている。

(3) 原子炉補助建屋等の換気系により放出される希ガス及びよう素

原子炉補助建屋等の換気系により放出される気体廃棄物中の放射性物質は、機器、弁から原子炉補助建屋等に漏えいした1次冷却材中に含まれる希ガス及びよう素である。

この換気により放出される希ガス及びよう素は、1次冷却材の漏えい率、原子炉補助建屋等に漏えいした1次冷却材中に含まれる放射性物質が空気中に移行する割合として「線量評価指針」のパラメータを用い、原子炉補助建屋等における減衰効果はないものとして計算されている。

なお、化学体積制御系の高温1次冷却材配管部には無漏えい弁を用いているので、原子炉補助建屋等での漏えい水は、すべて低温とみなして計算されている。

(4) 定期検査時に放出されるよう素

定期検査時には、1次冷却材中に含まれているよう素のうち、よう素131が機器の保守等に伴って放出されるものとし、ここでは、「線量評価指針」に基づき、原子炉停止時の原子炉格納容器換気、原子炉格納容器減圧時の排気及び原子炉補助建屋等の換気系から放出されるよう素131の合計値の1/4が定期検査時に放出されるものとして計算されている。

以上の前提条件に基づいて計算された、本原子炉施設の希ガスの年間放出量は、1号炉及び2号炉それぞれ約16,000 Ci (γ 線実効エネルギー0.049 MeV)、よう素の年間放出量は、1号炉及び2号炉それぞれよう素131約0.16 Ci、よう素133約0.11 Ciである。

3.3 海洋中に放出される放射性物質の年間放出量

液体廃棄物は、1次冷却材抽出水、各建屋の機器からのドレン、床ドレン、防護衣類等を除染する際に生ずる洗濯廃液等であり、これらのなかに含まれる主な放射性物質は、1次冷却材中に漏えいした核分裂生成物及び1次冷却材中に含まれる不純物が中性子照射を受けて生成した放射化生成物である。液体廃棄物は、その性状に応じて分離収集された後、液体廃棄物処理設備でろ過、脱塩、蒸発濃縮等の処理を行うこととされ、処理水は放射性物質の濃度、水質等を考慮して再使用、再処理又は所外放出を行うこととされている。

環境に放出される液体廃棄物の量は、処理方法、処理設備の性能、処理水の再使用の割合等を考慮して1号炉及び2号炉合わせて年間約5,300 m³と計算されている。

また、被ばく線量評価に用いる放射性物質の年間放出量はトリチウムを除き1号炉及び2号炉それぞれ1 Ci、トリチウムについては1号炉及び2号炉それぞれ1,000 Ciとしている。これらの値は、先行炉の放出実績と比較して余裕があるものである。

被ばく線量評価のために用いる復水器冷却水放水口の濃度は、上記の放射性物質年間放出量と「線量評価指針」に示された核種組成並びに復水器冷却水年間放出量をもとに放射性核種ごとに算出している。

3.4 被ばく線量の計算

3.4.1 気体廃棄物中の希ガスによる全身被ばく線量

気体廃棄物中の希ガスによる全身被ばく線量の計算は、主排気筒から放出され移動する放射性雲からの γ 線による外部全身被ばく線量を対象に行われている。

計算に当たっては、IV-3.2「大気中に放出される放射性物質の年間放出量」で述べた希ガスの年間放出量及び γ 線の実効エネルギー並びにIV-1.4「気象」で述べた平常運転時の大気拡散の解析に使用する気象資料を用い、かつ連続放出、間欠放出モードを考慮して「線量評価指針」に示された方法により、希ガスの γ 線による全身被ばく線量が計算されている。

この結果、希ガスからの γ 線による全身被ばく線量は、敷地及び地役権設定区域境界外の最大となる場所において、1号炉及び2号炉合わせて年間約0.3 mremである。

3.4.2 液体廃棄物中の放射性物質による全身被ばく線量

液体廃棄物中の放射性物質による全身被ばく線量の計算は、放射性物質が海産物を介して人体に摂取される場合の内部全身被ばく線量を対象にして行われている。

人体の放射性物質の摂取率は、海水中の放射性物質濃度、海産物の濃縮係数、海産物摂取量等を考慮して、「線量評価指針」に示された方法により計算されている。

この場合、海水中の放射性物質濃度は、IV. 3.3 「海洋中に放出される放射性物質の年間放出量」で述べた方法で算出された復水器冷却水放水口濃度が用いられている。

この結果、液体廃棄物中の放射性物質による全身被ばく線量は、年間約0.2 mremである。

3.4.3 よう素に起因する甲状腺被ばく線量

甲状腺被ばく線量の計算は、気体廃棄物中のよう素及び液体廃棄物中のよう素に着目し、これらが呼吸、葉菜、牛乳及び海産物を介して、成人、幼児及び乳児にそれぞれ摂取される場合の内部甲状腺被ばく線量を対象にして行われている。

人体のよう素摂取率は、空気中又は海水中のよう素濃度、呼吸率、空気中のよう素が葉菜に移行する割合、海産物の濃縮係数、食物摂取量等を考慮して「線量評価指針」に示された方法により計算されている。

この場合、よう素の地表空気中濃度は、Ⅳ. 3.2 「大気中に放出される放射性物質の年間放出量」で述べたよう素の年間放出量とⅣ. 1.4 「気象」で述べた平常運転時の大気拡散の解析に使用する気象資料を用いて求め、また、海水中のよう素濃度は、Ⅳ. 3.3 「海洋中に放出される放射性物質の年間放出量」で述べた方法で算出された復水器冷却水放水口濃度が用いられている。

甲状腺被ばく線量の計算は、人体に摂取されたよう素の甲状腺に移行する割合が、摂取食物中に含まれる安定よう素の量によって変化することを考慮し、各被ばく経路における安定よう素摂取量に応じて行われている。

この結果、よう素に起因する甲状腺被ばく線量は、敷地及び地役権設定区域境界外の最大となる場所において、年間約 2.1 mrem である。

なお、この線量は幼児がよう素を呼吸、葉菜、牛乳及び海産物（海そう類を除く。）を介して摂取するとした場合の値である。

3.5 評 価

前述の計算方法は、「線量評価指針」に示されたものと同じのものであり、また、同指針に定められていない条件も原子炉施設の設計、運転実績に基づき選定されており、妥当なものと考えられる。

計算された被ばく線量の値は、全身被ばく線量については年間約 0.5 mrem、甲状腺被ばく線量については年間約 2.1 mrem である。

したがって、全身被ばく線量及び甲状腺被ばく線量については、「線量目標値に関する指針」に定める全身被ばく線量（年間 5 mrem）及び甲状腺被ばく線量（年間 16 mrem）の線量目標値を下回っていることを確認した。

なお、被ばく線量評価方法については、申請者とは別途に評価を行い、その妥当性を確認した。

以上の評価された被ばく線量のほかに、原子炉施設からの直接線量及びスカイシャイン線量がある。これらは、建物のコンクリート壁等によって十分遮へいされ、人の居住の可能性のある敷地境界外の最大となる場所において年間 5 mR 以下となることを目標としている。

また、β線による皮膚被ばく線量等については、「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の被曝線量評価について」に示されるように、極めて小さい寄与しか与えない。

以上のことから、これらによる線量等を考慮しても周辺監視区域境界外における被ばく線量は、法令に定める許容被ばく線量（年間 0.5 rem）を十分下回るものと判断する。

4. 運転時の異常な過渡変化の解析

(1) 運転時の異常な過渡変化の解析は、原子炉の通常運転時において、原子炉施設に外乱が加えられた場合に原子炉施設が制御されずに放置されると、燃料又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を想定し、これらの事象が発生した場合における安全保護系、原子炉停止系等の設計の妥当性を確認するために行うことが要求される。

運転時の異常な過渡変化としては、原子炉の運転状態において、原子炉施設寿命期間中に予想される機器の単一故障又は誤動作若しくは運転員の単一誤操作等によって、原子炉の通常運転を超えるような外乱が原子炉施設に加えられた状態及びこれらと類似の頻度で発生し、原子炉施設の運転が計画されていない状態に至る事象を対象としている。

申請においては、運転時の異常な過渡変化として下記の事象が取り上げられている。

① 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化

- 未臨界状態からの制御棒クラスタバンクの異常な引抜き
- 出力運転中の制御棒クラスタバンクの異常な引抜き
- 制御棒クラスタ落下及び不整合
- 1次冷却材中のほう素の異常な希釈

② 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

- 1次冷却材流量の部分喪失
- 1次冷却系停止ループの誤起動
- 蒸気負荷の急増
- 2次冷却系の異常な減圧
- 蒸気発生器への過剰給水
- 蒸気発生器への主給水喪失
- 外部電源喪失

③ 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

- 1次冷却系の異常な減圧
- 出力運転中の非常用炉心冷却設備の誤起動
- 負荷の喪失

また、解析に当たっては、作動を要求される安全系の機能別に結果を最も厳しくする単一故障を仮定している。解析に使用されている原子炉出力、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1,650 MWt（定常誤差±2%）、305.4℃（定常誤差±2.2℃）及び157.2 kg/cm²G（定常誤差±2.1 kg/cm²）とし、それぞれの事象ごとに解析の主要な目的に応じて結果が厳しくなるように定常誤差を考慮している。

(2) 審査に当たっては、安全保護系、原子炉停止系等の設計の妥当性を確認するため、「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、それぞれの事象に応じて以下に示す項目を具体的な判断基準として取り上げ、運転時の異常な過渡変化の解析の評価を行った。

① 最小 DNBR が許容限界値1.30以上であること。

② 燃料被覆管の機械的破損が生じないこと。

③ 急激な反応度増加をもたらすような過渡現象に対しては、非断熱計算による燃料ペレット保有エンタルピーの最大値が許容設計限界値である 170 cal/g・UO₂を超えないこと。

④ 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は原子炉冷却材圧力バウンダリの最高使用圧力である 175 kg/cm²G の 1.1 倍の圧力 192.5 kg/cm²G 以下であること。

また、燃料の中心溶融が発生しないことも燃料健全性の判断基準とした。

4.1 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化

4.1.1 未臨界状態からの制御棒クラスタバンクの異常な引抜き

制御棒制御系又は制御棒駆動装置の誤動作等により未臨界状態から制御棒クラスタが連続的に引き抜かれ、中性子束が急速に上昇する場合を想定している。

解析に当たっては、

- (1) 制御棒クラスタ引抜き前の原子炉は臨界状態にあり、出力は定格値の 10^{-13} とする。
- (2) 初期燃料被覆管表面温度及び1次冷却材温度は高温零出力状態の温度として 286.1°C とする。
- (3) 最大反応度値を有する2つの制御棒クラスタバンクが同時に最大速度で炉心から連続して引き抜かれた場合を上回る値として $8.6 \times 10^{-4} (\Delta\text{K}/\text{K})/\text{s}$ で反応度が添加されるものとする。

という解析条件を設定している。

解析結果によれば、原子炉は「出力領域中性子束高（低設定）原子炉トリップ」信号により自動停止する。その間、中性子束の上昇は、負のドップラ係数による反応度帰還効果によって抑えられる。

非断熱計算による燃料ペレット保有エンタルピーの最大値は約 $64 \text{ cal}/\text{g} \cdot \text{UO}_2$ であり、「発電用軽水型原子炉の反応度事故に対する評価方法について」において定められた運転時の異常な過渡変化に対する許容設計限界値 $170 \text{ cal}/\text{g} \cdot \text{UO}_2$ より十分小さいので、燃料の健全性は保たれる。

原子炉の最高圧力は、約 $172 \text{ kg}/\text{cm}^2\text{G}$ であり、最高使用圧力の1.1倍より十分低いので、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

4.1.2 出力運転中の制御棒クラスタバンクの異常な引抜き

制御棒制御系又は制御棒駆動装置の誤動作等により出力運転中に制御棒クラスタが連続的に引き抜かれ、中性子束が上昇する場合を想定している。

解析に当たっては、

(1) 原子炉は、定格出力の 102 % で運転されているものとする。

(2) 反応度添加率は、

① 最大の反応度値を有する 2 つの制御棒クラスタバンクが同時に最大速度で引き抜かれる場合を上回る値として 8.6×10^{-4} ($\Delta K / K$) / s。

② 感度解析の結果最も厳しい最小 DNBR を与える 2.2×10^{-5} ($\Delta K / K$) / s

とする。

(3) 燃料温度の計算は、最も厳しい解析結果をもたらす約 1,200 MWD / t の燃焼度を仮定する。

という解析条件を設定している。

解析結果によれば、①の場合「出力領域中性子束高（高設定）原子炉トリップ」信号によって、また②の場合「過大温度 ΔT 高原子炉トリップ」信号によって、原子炉は自動停止し、原子炉圧力及び 1 次冷却材平均温度の上昇は抑制される。

過渡期間中の最小 DNBR は①の場合約 1.46、②の場合約 1.33 であり、いずれも許容限界値以上である。また、燃料中心最高温度は①の場合約 2,262 °C、②の場合約 2,492 °C であり、いずれも燃料の中心熔融は起こらない。したがって、燃料の健全性は保たれる。

原子炉圧力の上昇は、最大となる②の場合約 9 kg / cm² であり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

4.1.3 制御棒クラスタ落下及び不整合

A 制御棒クラスタ落下

制御棒クラスタ落下としては制御棒制御系又は制御棒駆動装置の故障等によって制御棒クラスタが引抜き位置から炉心内に落下し、局部的に原子炉出力が減少し出力分布が悪化する場合を想定している。

解析に当たっては、

- (1) 原子炉は定格出力の102%で運転されているものとする。
- (2) 実際の制御棒クラスタ1本の最大反応度値を上回る反応度値 $-2.5 \times 10^{-3} \Delta K/K$ を有する制御棒クラスタ1本が落下するとする。
- (3) 制御棒制御系が手動運転の場合と自動運転の場合について解析する。さらに、自動運転の場合の解析では厳しい仮定として原子炉は自動停止せず制御棒制御系の動作により初期運転出力に復帰するとする。

という解析条件を設定している。

解析結果によれば手動運転の場合には原子炉出力は低下し、その結果、原子炉圧力も低下するのみであり、原子炉は「原子炉圧力低原子炉トリップ」信号で自動停止する。

自動運転の場合には減少した原子炉出力は他の制御棒クラスタの自動引抜きによって上昇し、過渡変化の生じる前の出力に復帰する。これにより炉心内出力分布が変化するが、最小 DNBR は約1.42であり、許容限界値以上である。燃料中心温度の上昇も小さい。したがって、燃料の健全性は保たれる。

原子炉圧力の上昇は約 5 kg/cm^2 であり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

B 制御棒クラスタの不整合

制御棒クラスタの不整合としては、制御棒制御系又は制御棒駆動装置の故障等によって、制御棒クラスタが不揃いに駆動され、出力分布が変化する場合を想定している。

解析に当たっては、

- (1) 原子炉は定格出力の102%で運転されているものとする。
- (2) バンクD制御棒クラスタがそう入限界にあり、その内1本の制御棒クラスタが完全引抜き位置にあるものとする。

という解析条件を設定している。

解析結果によれば、最小DNBRは約1.44であり、許容限界値以上である。また、燃料中心温度の上昇も小さい。したがって、燃料の健全性は保たれる。

原子炉圧力の変化はないので原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

4.1.4 1次冷却材中のほう素の異常な希釈

化学体積制御設備の誤動作から純水が1次冷却材中に注入され、炉心内のほう素濃度が下がり、反応度が添加される場合を想定している。

解析に当たっては、

- (1) プラント起動時と定格出力運転時のほう素の異常な希釈を考慮する。
- (2) 1次冷却材中の初期ほう素濃度は、起動時においては2,000 ppm
出力運転時においては1,600 ppmとする。
- (3) 1次冷却系への純水補給最大流量は、充てんポンプ3台運転時の全容量とする。

という解析条件を設定している。

解析結果によれば、起動時の場合は希釈が始まってから「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報が発せられるまでに、約1.2時間を要し、臨界に至るまでに更に約18分を要するので、この間に運転員が適切な対策をとることができるので問題となることはない。

出力運転時で、制御棒クラスタを手動制御している場合は、希釈により反応度が添加され、「過大温度 ΔT 高原子炉トリップ」信号により原子炉は自動停止する。この場合の反応度添加率はIV. 4.1.2「出力運転中の制御棒クラスタバンクの異常な引抜き」の解析の範囲内にあることから、この過渡変化が問題となることはない。

出力運転時で、制御棒クラスタが自動制御の場合は、希釈に伴う反応度添加を補償するため制御棒クラスタがそう入される。希釈が進むと制御棒クラスタがそう入限界に達し警報が発せられ、更に希釈が進んで停止余裕を失うに至るまでに約10.2分を要するので、この間に運転員が適切な対策をとることができるので問題となることはない。

4.2 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

4.2.1 1次冷却材流量の部分喪失

出力運転中に1次冷却材ポンプが停止することにより1次冷却材流量の部分喪失を引き起こし、1次冷却材温度の上昇とともに燃料温度の上昇を起こす現象を想定している。

解析に当たっては、

- (1) 原子炉は定格出力の102%で運転されているものとする。
- (2) 定格出力運転中に1次冷却材ポンプ2台のうち1台が停止し、1次冷却材流量がポンプ及び1次冷却材の慣性によって徐々に減少するとする。
- (3) 「1次冷却材流量低原子炉トリップ」信号により原子炉は自動停止するとする。

という解析条件を設定している。

解析結果によれば、最小DNBRは約1.57であり、許容限界値以上である。したがって、燃料の健全性は保たれる。

原子炉圧力の上昇は約4 kg/cm²であり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

4.2.2 1次冷却系停止ループの誤起動

1次冷却材ポンプ1台が停止している状態で部分負荷運転を行っているときに停止ループが誤起動され、低温の冷却水が急速に炉心へ導入されることから反応度が添加され原子炉出力が上昇する場合を想定している。

解析に当たっては、

- (1) 原子炉は定格の12%出力（1次冷却材ポンプ1台運転時の最高原子炉出力に定常誤差を考慮）で運転中とする。
- (2) この時、停止している1次冷却材ポンプが誤って起動するものとする。
- (3) 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。

という解析条件を設定している。

解析結果によれば、熱流束の最大値は定格値の約28%であり、また1次冷却材の炉心平均温度は定格出力時より低い値にしかならないのでDNBRの制限値に対する余裕は定格出力時よりも大きい。したがって、燃料の健全性は保たれる。

原子炉圧力の上昇は 3 kg/cm^2 であり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

4.2.3 蒸気負荷の急増

タービンバイパス弁、蒸気加減弁又は主蒸気逃がし弁の誤動作により蒸気流量が過大になることにより1次冷却材の温度が低下し反応度が添加され原子炉出力が上昇する場合を想定している。

解析に当たっては、

- (1) 原子炉は定格出力の102%で運転されているものとする。
- (2) タービンバイパス弁、蒸気加減弁又は主蒸気逃がし弁のうちの1個が全開となった場合の蒸気流量増加を上回る値として、蒸気流量が10%急増するとする。
- (3) 制御棒制御系が手動運転の場合と自動運転の場合を考慮する。

という解析条件を設定している。

解析結果によれば、制御棒制御系が自動運転の場合の方が、反応度の添加が大きいため結果は厳しくなる。この場合、最少DNBRは約1.51であり、許容限界値以上である。また、原子炉出力は113%にとどまり、燃料中心温度の上昇も小さい。したがって、燃料の健全性は保たれる。

原子炉圧力の上昇は約 2 kg/cm^2 であり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

4.2.4 2次冷却系の異常な減圧

タービンバイパス弁、主蒸気逃がし弁等2次冷却系のうち1個が誤って全開し蒸気が放出され、1次冷却材の温度低下から反応度が添加される場合を想定している。

解析に当たっては、

- (1) 原子炉は、出力運転時に比較し保有エネルギーが少なく除熱の影響が大きい高温停止状態にあるとする。
 - (2) タービンバイパス弁、主蒸気逃がし弁等の2次冷却系の弁のうち、最大容量の弁1個が全開したとする。
 - (3) 高圧注入ポンプ1台の作動により、20,000 ppmのほう酸水が1次冷却系に注入されるものとする。
- という解析条件を設定している。

解析結果によれば、蒸気放出に伴い1次冷却材が冷却されると、炉心には温度低下により反応度が添加されるが、「原子炉圧力低と加圧器水位低の一致」信号により非常用炉心冷却設備が作動し高濃度のほう酸水が炉心に注入されるので、原子炉は未臨界に保たれる。したがって、原子炉出力の上昇はなく最小DNBRの低下及び燃料中心温度の上昇が問題となることはない。

また、原子炉圧力は初期値を上回ることなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

4.2.5 蒸気発生器への過剰給水

蒸気発生器の主給水制御弁の誤動作等によって給水が過剰となり1次冷却材の温度が低下し、炉心に反応度が添加され、原子炉出力が上昇する場合を想定している。

解析に当たっては、

- (1) 原子炉は定格出力の102%で運転されているものとする。
- (2) 主給水制御弁1個が全開し、蒸気発生器1台に主給水制御弁全開容量の流量で給水されるとする。

という解析条件を設定している。

解析結果によれば、蒸気発生器2次側へ過剰に給水されることによって、1次冷却材温度が低下し、正の反応度帰還で原子炉出力が増加するが、「蒸気発生器水位異常高」信号によりタービンがトリップし、このタービントリップ信号により原子炉は自動停止する。最小DNBRは約1.62であり、許容限界値以上である。燃料中心温度の上昇も小さい。したがって、燃料の健全性は保たれる。

原子炉圧力は初期値を上回ることなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

4.2.6 蒸気発生器への主給水喪失

主給水ポンプ又は復水ポンプの電源喪失あるいは給水設備の誤動作等によって蒸気発生器への給水が停止することにより熱除去能力が低下し、1次冷却材温度及び圧力が上昇する場合を想定している。

解析に当たっては、

- (1) 原子炉は定格出力の102%で運転されているものとする。
- (2) 主給水ポンプはすべて停止するものとする。
- (3) タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁は作動せず主蒸気安全弁が作動するものとする。更に厳しい仮定として1次冷却材ポンプもすべて停止するものとする。
- (4) 蒸気発生器の初期水位は、定格出力運転時設定水位にあるものとする。

という解析条件を設定している。

解析結果によれば、蒸気発生器水位が急減し、熱除去能力が低下するが、「原子炉圧力高原子炉トリップ」信号により原子炉は自動停止し、ディーゼル発電機によって電動補助給水ポンプが自動起動され水位は回復する。また、1次冷却材が各ループを自然循環することにより冷却は継続される。

原子炉の最大圧力は約177 kg/cm²Gであり、最高使用圧力の1.1倍より十分低いので原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

4.2.7 外部電源喪失

電力系統又は所内電気設備の故障等により所内常用電源が喪失し、運転状態が乱される場合を想定している。

解析に当たっては、

- (1) 原子炉は定格出力の102%で運転されているものとする。
- (2) 最も厳しい状態として、所内常用電源の供給がすべて失なわれるものとする。

という解析条件を設定している。

解析結果によれば、この過渡変化の初期は、1次冷却材ポンプが2台ともトリップし、IV. 5.1 「1次冷却材流量喪失事故」に後述する事象と同様である。この場合、最小DNBRは約1.50であり、許容限界値以上である。原子炉出力は上昇しないので、燃料中心温度の上昇は小さい。したがって、燃料の健全性は保たれる。また、その後の過渡変化は、主給水ポンプもトリップするのでIV. 4.2.6 「蒸気発生器への主給水喪失」で前述した事象と同様である。したがって、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

4.3 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

4.3.1 1次冷却系の異常な減圧

定格出力運転時に、加圧器逃がし弁又はスプレイ弁が誤って全開する
場合を想定している。

この場合、1次冷却系の圧力が降下するため中性子束が減少する。制
御棒制御系が自動運転中はこの中性子束の減少を補償するため制御棒ク
ラストが引き抜かれる。

解析に当たっては、

- (1) 原子炉は定格出力の102%で運転されているものとする。
- (2) 最も厳しい加圧器逃がし弁1個の定格容量の120%で冷却材が吹き
出すものとする。
- (3) 制御棒制御系は自動運転にあるものとする。

という解析条件を設定している。

解析結果によれば、1次冷却材温度の低下による制御棒ラストの自
動引抜きにより原子炉出力はわずかに上昇するが、「原子炉圧力低原子
炉トリップ」信号により原子炉は自動停止する。この場合、最小
DNBRは約1.54であり、許容限界値以上であり、燃料の健全性は保た
れる。

4.3.2 出力運転中の非常用炉心冷却設備の誤起動

出力運転中に、誤操作又は誤動作により非常用炉心冷却設備が作動した場合を想定している。

検討結果によれば、非常用炉心冷却設備の誤作動が原子炉トリップを伴う場合は原子炉出力が減少するので DNBR は初期値を下回ることなく、燃料の健全性が問題となることはない。原子炉トリップを伴わず非常用炉心冷却設備が誤作動する場合は、高圧注入ポンプの締切り圧力が 1 次冷却系の運転圧力よりも低いため、炉心に過渡変化をもたらすことはない。

なお、原子炉圧力の挙動については、高圧注入ポンプの締切り圧力が 1 次冷却系の運転圧力よりも低いため原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

4.3.3 負荷の喪失

電力系統のじょう乱、タービン又は発電機の故障等により主蒸気流量の急減が起り原子炉圧力が上昇する場合を想定している。

解析に当たっては、

- (1) 原子炉は定格出力の 102 % で運転されているものとする。
- (2) 1 次冷却系の除熱に対し、厳しい条件として負荷が完全に喪失するものとする。
- (3) タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁は働かないものとし、主蒸気安全弁が作動するものとする。
- (4) 加圧器の圧力制御系は働く場合と働かない場合の 2 ケースを考慮するものとする。

という解析条件を設定している。

解析結果によれば、1 次冷却材温度及び圧力は上昇するが、加圧器の圧力制御系が働く場合は、「過大温度 ΔT 高原子炉トリップ」信号で、また、圧力制御系が働かない場合は「原子炉圧力高原子炉トリップ」信号により原子炉は自動停止する。

前者の場合、最小 DNBR は、約 1.58 であり、許容限界値以上である。

後者の場合、最小 DNBR は、初期値を下回ることはない。

また、いずれの場合にも原子炉出力は上昇しないので、燃料中心温度は溶融点未満である。したがって、いずれの場合も燃料の健全性は保たれる。

原子炉圧力の上昇は、前者の場合、後者に比較して小さく、後者の場合、原子炉の最高圧力は約 $181 \text{ kg/cm}^2\text{G}$ であり、最高使用圧力の 1.1 倍より十分低い。したがって、いずれの場合も原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

4.4 評 価

運転時の異常な過渡変化として取り上げられている事象については、「安全評価指針」に基づき炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化、炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化、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それぞれに対して、過渡変化の結果が厳しくなる事象が選定されており、事象の選定は妥当なものと判断する。

事象の解析に当たっては、サイクル期間中の燃焼度変化や燃料交換等による炉心構成の変化及び運転中予想される種々の運転モードが考慮されるとともに計測制御系、安全保護系等の作動状況も考慮されている。また、解析に使用されているモデル及びパラメータについては、それぞれの事象ごとに解析の主要な目的に応じて評価の結果が厳しくなるよう選定されており、またパラメータに不確定因子が考えられる場合には、安全余裕が見込まれている。

さらに、解析では、作動を要求される安全系の機能別に結果を最も厳しくする単一故障が仮定されている。事象の影響を緩和するのに必要な運転員の手動操作のための時間的余裕は適切に見込まれている。さらに、各事象の解析に使用されている計算コードは、いずれも実験結果との比較又は他の計算コードによる解析結果との比較により、各計算コードの使用の妥当性が確認されている。

したがって、解析に用いられている条件及び手法は妥当なものと判断する。

以上のように、「安全評価指針」に従い事象の選定及び条件の仮定の下に解析された結果から、本原子炉は自己制御性と安全保護機能の動作があいまって運転中に起こる異常な過渡変化を安定に収束し、燃料及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が保持される設計であると判断する。

5. 事故解析

- (1) 事故に対しては、その発生の可能性を極力小さくするよう各種の対策が取られているが、このような発生防止対策にもかかわらず、万一、事故が発生した場合には、その拡大を防止し、周辺への放射能の異常な放出を抑止するよう十分な安全防護対策を取ることが要求される。

事故の解析は、このような原子炉施設の安全防護機能の設計の妥当性を評価するためⅣ.4「運転時の異常な過渡変化の解析」で述べた運転時の異常な過渡変化を超える異常状態であって、発生頻度は極めて小さいが、万一、発生した場合には原子炉施設からの放射能の放出の可能性があり、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要がある事象を対象としている。

申請においては、事故として下記の事象が取り上げられている。

- ① 1次冷却材流量喪失事故
- ② 1次冷却材ポンプ軸固着事故
- ③ 主給水管破断事故
- ④ 1次冷却材喪失事故
- ⑤ 放射性気体廃棄物処理設備の破損事故
- ⑥ 主蒸気管破断事故
- ⑦ 蒸気発生器伝熱管破損事故
- ⑧ 燃料取扱事故
- ⑨ 制御棒クラスタ飛出し事故

また、解析に当たっては、作動を要求される安全系の機能別に結果を最も厳しくする単一故障を仮定している。解析に使用されているパラメータは、それぞれの事象ごとに解析の主要な目的に応じて評価の結果が厳しくなるように選定されている。

- (2) 審査に当たっては、以下において述べるように、これらの事故についてその発生の可能性が極めて小さくなるように十分な対策が取られていることを確認

するとともに、想定した事故事象によって外乱が原子炉施設に加わっても、事象に応じて炉心の溶融のおそれがないこと及び放射能による敷地周辺への影響が大きくなるよう核分裂生成物放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認するため、「安全評価指針」に基づき、それぞれの事象に応じて以下に示す項目を具体的な判断基準として取り上げ、事故の解析の評価を行った。

- ① 炉心は大きな損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。
- ② 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉冷却材圧力バウンダリの最高使用圧力である $175 \text{ kg/cm}^2 \text{ G}$ の 1.2 倍の圧力 $210 \text{ kg/cm}^2 \text{ G}$ 以下であること。
- ③ 格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力 ($2.60 \text{ kg/cm}^2 \text{ G}$) 以下であること。
- ④ 周辺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。

5.1 1次冷却材流量喪失事故

原子炉出力運転中に1次冷却材ポンプが同時に2台とも停止することにより、1次冷却材流量の喪失を引き起こし、その結果、炉心の冷却能力が低下し、1次冷却材温度及び原子炉圧力の上昇を起こす事故を想定している。

A 事故発生防止のための対策

この事故の発生を防止するため、以下のような対策が講じられることとなっているので、事故発生の可能性は極めて少ないものと認められる。

- (1) 1次冷却材ポンプ2台は所内変圧器と起動変圧器のいずれからも受電可能な所内母線に接続され、所内変圧器からの電源が遮断されると、直ちに起動変圧器側より受電する構成とすることとしている。
- (2) 1次冷却材ポンプの接続される母線は単一母線故障で2台のポンプの電源喪失が同時に起こらないよう分離する設計とすることとしている。

B 事故拡大防止のための対策

上記のような防止対策にもかかわらず、万一、事故が発生したとしても原子炉トリップにより終結する。

C 事故解析

解析に当たっては、

- (1) 原子炉出力、1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は、初期のDNBRが最小となるように、それぞれ定格出力の102%の値、定常運転時の最高温度（定格温度+2.2℃）及び最低圧力（定格圧力-2.1kg/cm²）とする。
- (2) 減速材密度係数及びドップラ係数は結果が厳しくなるよう選定する。
- (3) 1次冷却材ポンプの慣性モーメントは、安全側の値の2,500kg・m²とする。

という解析条件を設定している。

解析結果によれば、原子炉は事故発生後直ちに「1次冷却材ポンプ電源

電圧低原子炉トリップ」信号で自動停止する。この場合、最小 DNBR は約 1.50 にとどまるので、炉心の冷却能力が失われることはない。

原子炉圧力の上昇は約 5 kg/cm^2 であり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

5.2 1次冷却材ポンプ軸固着事故

原子炉出力運転中に、1台の1次冷却材ポンプの回転軸が瞬間的に固着する事故を想定している。この場合、残りの1次冷却材ポンプは運転を継続するが、1次冷却材流量の減少率が大きいと、炉心の冷却能力の低下によって1次冷却材温度、燃料被覆管温度及び原子炉圧力の急激な上昇を起こす事故となる。

A 事故発生の防止のための対策

この事故の発生を防止するため以下のような対策が講じられることとなっているので、事故発生の可能性は極めて少ないものと認められる。

- (1) 1次冷却材ポンプの材料選定、設計、製作及び据付は関連する規格、基準に適合させるようにし、また、品質管理を十分に行うこととしている。特にベアリングは、長時間の1次冷却材ポンプの運転に対しても摩耗することのないよう設計を行い、ポンプ軸固着の可能性を少なくすることとしている。
- (2) 軸受潤滑油系に異常が発生すれば、「オイルレベル低」、「ベアリング温度高」等の警報を中央制御室に発し、運転員の1次冷却材ポンプ停止操作により、軸受の固着を防ぐようにすることとしている。

B 事故拡大の防止のための対策

上記のような防止対策にもかかわらず、万一、事故が発生したとしても原子炉トリップにより終結する。

C 事故解析

解析に当たっては、

- (1) 原子炉出力、1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は、初期のDNBRが最小となるように、それぞれ定格出力の102%の値、定常運転時の最高温度（定格温度 + 2.2℃）及び最低圧力（定格圧力 - 2.1 kg/cm²）とする。

- (2) 原子炉圧力の時間変化の評価に当たっては原子炉圧力の初期値は定常運転時の最高圧力（定格圧力 +2.1 kg/cm²）とする。
- (3) 減速材密度係数及びドップラ係数は結果が厳しくなるように選定する。
- (4) 原子炉圧力の時間変化の評価に当たっては、加圧器スプレイ弁、加圧器逃がし弁及びタービンバイパス弁は、不動作とし、原子炉停止後の蒸気発生器への給水は行われぬものとする。
- (5) 燃料被覆管温度が高くなるように、燃料と被覆管とのギャップ熱伝達係数は大き目の値として48,830 kcal/m²·h·°C（10,000 Btu/ft²·h·°F）とする。

という解析条件を設定している。

解析結果によれば、原子炉は「1次冷却材流量低原子炉トリップ」信号で自動停止する。この場合、DNBRが1.30を下回る燃料棒の割合は約20%であるが、燃料被覆管温度は最高約1,131°Cにとどまり、ジルコニウム-水反応による酸化量も少ないので、炉心の冷却能力が失われることはない。

原子炉の最高圧力は約189 kg/cm²G（原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる最高圧力は約193 kg/cm²G）であり、最高使用圧力の1.2倍より十分低いので原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

5.3 主給水管破断事故

原子炉運転中に主給水配管の破断が生じ、主給水流量の喪失と蒸気発生器の保有水の放出から1次冷却系の過度の過熱が生ずるような事故を想定している。

A 事故発生の防止のための対策

この事故の発生を防止するため主給水管の材料選定、設計、製作及び据付は、関連する規格及び基準に準拠して行うこととしているので、事故発生の可能性は極めて少ないものと認められる。

B 事故拡大の防止のための対策

上記のような防止対策にもかかわらず、万一、事故が発生したとしても原子炉は自動停止される。

この事故の過渡状態を緩和するために以下のような対策がとられることになっている。

- (1) 補助給水系統を設け、原子炉停止後の崩壊熱及び他の残留熱の除去が行える設計とすることとしている。
- (2) 加圧器安全弁、加圧器逃がし弁等を設け、1次冷却系の過圧を防止する設計とすることとしている。
- (3) 破断側蒸気発生器への補助給水系統を早期に閉止できるよう、中央制御室から操作可能な補助給水ポンプ出口弁を設けることとしている。

C 事故解析

解析に当たっては、

- (1) 原子炉出力、1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は、圧力が最大となるように、それぞれ定格出力の102%の値、定常運転時の最高温度（定格温度 + 2.2℃）及び最高圧力（定格圧力 + 2.1 kg/cm²）とする。
- (2) すべての蒸気発生器への主給水流量は、主給水管破断発生と同時に喪

失するものとする。

(3) 外部電源は使用できないものとする。

(4) 1次冷却系からの除熱は、健全側蒸気発生器への補助給水により行うものとするが、補助給水が破断口から流出するのを防止するための運転員操作に要する時間は、事故の発生が検知されてから10分とする。

という解析条件が設定されている。

解析結果によれば、主給水の喪失により1次冷却系の温度、圧力は上昇するが、原子炉は「蒸気発生器水位低原子炉トリップ」信号で自動停止し、さらに、破断側蒸気発生器の水位低下と給水流量の増大及び健全側蒸気発生器への給水流量の低下から異常を検知し、破断側蒸気発生器への補助給水ポンプ出口弁の閉止操作が行われる。

この場合、最小DNBRは約1.50にとどまり、健全側蒸気発生器への補助給水の供給により、1次冷却系を冷却することができるので、炉心の損傷はなく、かつ十分な冷却が維持される。

また、原子炉の最高圧力は約182 kg/cm²Gであり最高使用圧力の1.2倍より十分低いので原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

5.4 1次冷却材喪失事故

原子炉運転中に、1次冷却系の配管の破損が生じ、炉心内の冷却材が喪失する事故を想定している。

A 事故発生防止のための対策

この事故の発生を防止するため以下のような対策が講じられることとなっているので、事故発生の可能性は極めて少ないものと認められる。

- (1) 材料の選定、設計、加工及び配管等の製作過程において十分な品質管理並びに供用期間中検査を行うこととしている。
- (2) 加圧器安全弁、加圧器逃がし弁等を設け、1次冷却系の過圧を防止する設計とすることとしている。
- (3) 1次冷却材漏えい監視装置による監視によって、小規模な段階での破損による漏えいを早期に検知できる設計とすることとしている。

B 事故拡大防止のための対策

上記の防止対策にもかかわらず、万一、事故が発生した場合には、事故の拡大防止を図るため、以下のような対策が講じられることとなっている。

- (1) 小破断から大破断までのいかなる1次冷却系の破断面積に対しても、燃料被覆が、炉心冷却を妨げるほど破損するのを防止し、かつ崩壊熱及び他の残留熱を長期間にわたって除去できるように非常用炉心冷却設備を設けることとしている。
- (2) 原子炉格納容器は、事故時の圧力上昇に耐えると共に、十分低い漏えい率を保つよう設計され、原子炉格納容器内に放出されてくる冷却材及び放射能を閉じこめることとしている。
- (3) 事故時の原子炉格納容器圧力上昇を最高使用圧力以下に抑えると共に、放出されてくる放射能の濃度を下げるために原子炉格納容器スプレイ設備を設ける。さらに、原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいしてくる放射性物質を除去し、大気に放出される放射能を低減するためにア

ニュラス空気浄化設備を設けることとしている。

- (4) 上記の非常用炉心冷却設備、原子炉格納容器スプレイ設備及びアニュラス空気浄化設備は、外部電源喪失時にも機能が果せるよう、ディーゼル発電機から受電し、運転できるよう設計するとともに、出力運転時にもその機能が果せることが確認できるよう設計することとしている。

C. 事故解析

(a) 非常用炉心冷却系の性能解析

1次冷却材喪失事故に対処するために設けられている非常用炉心冷却系の機能及び性能を評価するため、1次冷却材配管の両端完全破断から、これに接続されている小口径配管の破断や漏えいのような中小破断までを考慮して解析している。解析に当たっては、「ECCS 性能評価指針」に基づき次の解析条件が用いられている。

(1) 原子炉は、事故発生直前まで定格出力の102%で運転していたものとする。

(2) 燃料棒の最大線出力密度は、熱流束熱水路係数2.32に対応する 47.3 kW/m^2 の102%とする。

(3) 原子炉停止後の崩壊熱は、ANSI/ANS-5.1-1979に基づいて三菱原子力工業(株)の作成した曲線を使用している。なお、アクチニドの崩壊熱についても考慮する。

(4) 外部電源は喪失するものとし、電源を必要とする非常用炉心冷却設備の作動は、ディーゼル発電機の電力が供給されるまでの間遅延するものとする。

(5) ディーゼル発電機を含み工学的安全施設を構成する機器の最も厳しい単一故障を仮定する。

また、解析モデルについても、「ECCS 性能評価指針」を満足するものを使用している。

配管からの冷却材流出量の程度によって原子炉水位及び原子炉圧力の低下の割合も変化するため、配管の破断面積によって非常用炉心冷却設備の作動状態が異なる。このため、小破断から最大口径の配管破断まで、各種の破断面積について解析が行われている。1次冷却材喪失事故時に炉心の健全性を評価するものとして、最高燃料被覆温度に着目し、また炉心内でのジルコニウム-水反応の割合及び長期間の炉心冷却能力についても検討が行われている。

解析結果によれば、低温側1次冷却材配管の両端完全破断に対し流出係数0.4を想定した場合が、燃料被覆温度の上昇及びジルコニウム-水反応の割合が最大となるので、以下、この場合について具体的条件、経過及び結果を示す。

- (1) 低温側配管が両端完全破断すると、破断口から1次冷却材が急激に流出し、原子炉圧力が原子炉格納容器内の圧力にほぼ等しくなる約22秒後までブローダウンが持続する。
- (2) 高圧及び低圧注入系は、非常用炉心冷却設備作動信号（「原子炉格納容器圧力高」）により作動するが、外部電源喪失を仮定しているので、ディーゼル発電機の起動シーケンス等から事故発生約31秒後に作動する。

なお、蓄圧注入系は、原子炉圧力が蓄圧タンクの保持圧力を下回る事故発生約10秒後に作動するが、注入水のバイパス現象が終了する時点までに注入した水は、ブローダウン後の原子炉水位上昇には無効であると仮定する。

- (3) 機器の単一故障の仮定として、低圧注入系ポンプ1台が作動しないという最も厳しい条件をとる。
- (4) 事故発生約38秒後に、原子炉水位は炉心燃料の下端に達し、再冠水が始まる。再冠水開始後は、炉心で発生する蒸気とその蒸気に巻き

込まれた水滴によって炉心冷却が行われる。燃料被覆温度は、事故発生約 190 秒後に最高値に達するが、その後、冠水により、低下する。

- (5) 解析結果によれば、最高燃料被覆温度は約 1,079 °C であり、制限値 1,200 °C を下回る。また燃料被覆の局所的なジルコニウム-水反応量の被覆厚みに対する割合の最大値は約 4.3 % で、制限値 15 % を下回り、全炉心平均のジルコニウム-水反応による酸化量は 0.3 % 以下であり十分小さい。したがって、燃料体は冷却可能なように形状が保持されるので、長期にわたる炉心の冷却は、再循環モードの確立によって確保される。

なお、小破断の解析結果によれば、最も厳しい低温側配管口径約 15.2cm スプリット破断の場合でも最高燃料被覆温度は約 667 °C にとどまり、ジルコニウム-水反応による燃料被覆酸化量も十分小さく、また、加圧器気相部最大口径配管（約 8.7 cm）破断の場合も燃料被覆温度は初期値を上回ることはない。

これらの解析は、事故時に外部電源が喪失したとして行われているが、事故時に外部電源が喪失しない場合についてもこれらの解析結果は包含されていることを確認している。

また、低温側配管の両端完全破断及び小破断について、申請者とは別途に評価を行い解析計算の妥当性を確認した。

したがって、非常用炉心冷却系の機能及び性能は「ECCS 性能評価指針」を満足する。

(b) 原子炉格納容器の健全性解析

1 次冷却材喪失事故時の原子炉格納容器の健全性を評価するため、次の解析条件が用いられている。

- (1) 原子炉は定格出力の 102 % で運転されていたものとする。
- (2) 破断箇所は、蒸気発生器出口側配管とし、両端完全破断（流出係数

1.0) を考える。

- (3) 外部電源は使用できないものとする。
- (4) 事故時、ジルコニウム-水反応により発生する水素の量は前述の「非常用炉心冷却系の性能解析」の評価結果の5倍とする。
- (5) 冷却材の放射線分解により発生する水素ガスの発生割合 (G 値) は0.5分子/100 eV とする。

解析の結果によれば、原子炉格納容器内圧の最高値は、約2.36 kg/cm² G であり、最高使用圧力を下回っている。

また、原子炉格納容器内圧は、事故発生後1日で大気圧程度に戻ることが示されている。さらに、可燃性ガス(水素)の原子炉格納容器内の蓄積を評価した結果、事故評価期間(30日)中の最大水素濃度は、約3.2%であり、設計上の可燃限界4%を下回っている。

以上のことから原子炉格納容器の健全性は保たれる。

(c) 核分裂生成物の放出量及び被ばく線量の評価

事故時の核分裂生成物の放出量及び被ばく線量を評価するため次の解析条件が用いられている。

- (1) 原子炉は、定格出力の102%で、最高24,000時間連続運転されていたものとする。
- (2) 事故発生後、原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は、炉心内全燃料の燃料ギャップ内蔵量に対して、希ガス100%、よう素50%とする。
- (3) 原子炉格納容器内に放出されるよう素のうち有機よう素が占める割合は4%とし、残りの96%は無機よう素とする。
- (4) 原子炉格納容器内に放出されるよう素のうち、無機よう素については50%が原子炉格納容器や同容器内の機器等に付着し、原子炉格納容器からの漏えいに寄与しないものとする。有機よう素、希ガスについて

についてはこの効果は考えない。

(5) 原子炉格納容器スプレイ水による無機よう素の除去効率は、等価半減期で50秒とする。有機よう素、希ガスについては、この効果は考えない。

(6) 希ガス及びよう素については、原子炉格納容器からの漏えいを考慮する。漏えい率は、事故時の原子炉格納容器圧力に対応する漏えい率を下回らない値とする。

(7) 原子炉格納容器からの漏えいは、97%がアニュラス部に生じ、残り3%はアニュラス部以外から生ずるものとする。

(8) アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタのよう素除去効率は95%とする。

ただし、アニュラス部の負圧達成までの間（事故発生後10分間）のよう素フィルタのよう素除去効果は考慮しないものとする。

また、負圧達成後もアニュラス排気風量の切換えまでは、アニュラス内空気の再循環は考慮しない。

(9) 事故期間中、非常用炉心冷却水再循環系（以下「再循環系」という。）からは、安全補機室へ $4,000\text{cm}^3/\text{h}$ で漏えいがあるものとする。

(10) 再循環水中の核分裂生成物の量は事故発生直後、全燃料の燃料ギャップよう素内蔵量の50%が溶解したものとする。

(11) 再循環系から安全補機室に漏えいしたよう素の気相への移行率は5%とし、安全補機室内でのプレートアウト等によるよう素沈着率を50%とする。

(12) 再循環系が設置される区画の安全補機室空気浄化設備のよう素フィルタのよう素除去効率は95%とする。

(13) 原子炉格納容器内の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、原子炉格納容器からの漏えいによる核分裂生成物

の減少効果や原子炉格納容器スプレイ水による除去効果は無視する。

(14) 事故の評価期間は原子炉格納容器内圧が原子炉格納容器からの漏えいが無視できる程度に低下するまでの期間として、30日とする。

(15) 環境に放出された核分裂生成物の大気中の拡散については「気象指針」に従って解析する。

解析結果によれば、大気中に放出される核分裂生成物の量は、希ガス約 920 Ci (γ線エネルギー 0.5 MeV 換算値、以下同様)、よう素約 4.6 Ci (I-131 換算値、以下同様) であり、この大気への放出に伴う被ばく線量並びに原子炉格納容器内に浮遊する核分裂生成物による直接線量及びスカイシャイン線量を合計して敷地及び地役権設定区域境界外で最大となる被ばく線量は、γ線全身被ばく線量約 0.026 rem、小児甲状腺被ばく線量約 0.14 rem である。

5.5 放射性気体廃棄物処理設備の破損事故

何らかの原因で気体廃棄物処理系の一部が破損し、その系に貯蔵されていた希ガスが環境に放出される事故を想定している。

A 事故発生の防止のための対策

この事故の発生を防止するため以下のような対策が講じられることとなっているので、事故発生の可能性が極めて少ないものと認められる。

(1) 放射性気体廃棄物処理設備の配管、タンク類の材料選定、設計、製作及び据付は関連する規格及び基準に準拠して行うこととしている。

(2) 水素再結合ガス減衰タンク及びガス減衰タンクのガス圧がタンクの最高使用圧力を下回るように、水素再結合ガス圧縮装置及びガス圧縮装置の吐出圧力を決め、破損の可能性を少なくすることとしている。

B 事故拡大の防止のための対策

上記のような防止対策にもかかわらず、万一、事故が発生したとしても各減衰タンク出入口に隔離弁を設けるので、放射性物質の放出は最大限タンク1基分にとどまる。

C 事故解析

事故時の核分裂生成物の放出量及び被ばく線量を評価するため次の解析条件が用いられている。

- (1) 気体廃棄物が最も多く内蔵されている水素再結合ガス減衰タンクの破損を想定する。
- (2) 原子炉は、定格出力の102%で運転されていたものとする。
- (3) 1号炉及び2号炉の体積制御タンクの水素パージによって、希ガスが連続的に水素再結合ガス減衰タンクに貯蔵されていたものとする。
- (4) 体積制御タンク内の1次冷却材中の希ガス濃度は、1%の燃料棒の被覆管に微小欠陥があるものとして評価する。
- (5) 稼働率は80%とする。

(6) 2基のタンクの切換えを考慮し、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する。

(7) 原子炉補助建屋内に放出された希ガスの全量が大気中に放出されるものとする。

(8) 環境に放出された希ガスの大気中の拡散については「気象指針」に従って解析する。

解析結果によれば、大気中に放出される核分裂生成物の量は希ガス約8,000 Ciであり、この大気への放出に伴う敷地及び地役権設定区域境界外で最大のγ線全身被ばく線量は、約0.011 remである。

5.6 主蒸気管破断事故

蒸気発生器とタービンの間の主蒸気管の破断が起き、蒸気が流出することによって、1次冷却材の温度及び圧力が低下し、炉心に反応度が添加される事故を想定している。

A 事故発生の防止のための対策

この事故の発生を防止するため、以下のような対策が講じられることとなっているので、事故発生の可能性は極めて少ないものと認められる。

- (1) 主蒸気管の材料選定、設計、製作及び据付は関連する規格及び基準に準拠して行い、また品質管理を十分行うこととしている。
- (2) 主蒸気系の過圧を防止するため、タービンバイパス系、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁を設けることとしている。

B 事故拡大の防止のための対策

上記の防止対策にもかかわらず、万一、事故が発生したとしても、原子炉トリップとともに非常用炉心冷却設備が作動し、原子炉は確実に停止される。

この事故の過渡状態を緩和するために以下のような対策がとられることとなっている。

- (1) 健全側主蒸気管からの逆流による蒸気の流出を防止するため、主蒸気隔離弁の下流に逆止弁を設けるとともに、主蒸気隔離弁が自動閉止するよう設計することとしている。
- (2) 蒸気発生器内部にフローリストラクタを設け、主蒸気管破断による蒸気流出を制限することとしている。

C 事故解析

解析に当たっては、

- (1) 減速材密度係数が大きく、1次冷却系の冷却による炉心への影響が最も大きいサイクル末期について解析を行う。

- (2) 原子炉の初期条件は高温停止状態とし、反応度停止余裕は原子炉トリップ時に最大の反応度値をもつ制御棒クラスター1本が完全引抜き位置で固着したときの値として、 $1.8\% \Delta K/K$ とする。
- (3) 蒸気発生器とタービンの間の主蒸気管の完全破断を仮定する。なお、本原子炉施設では主蒸気系のフローリストラクタは蒸気発生器出口ノズル部に設けられるので主蒸気管の破断箇所によって事故現象の様相が異なることはない。また外部電源のある場合とない場合を想定する。
- (4) 減速材密度係数及びドップラ係数はそれぞれ減速材密度及び出力の関数として考慮する。
- (5) 蒸気発生器での完全な気水分離が行われるものとする。
という解析条件を設定している。

解析結果によれば、炉心は再臨界となるが、外部電源のある場合の方が厳しく炉心の冷却効果がより大となり再臨界後の熱流束の最大値は定格値の約16%に達する。しかし、高圧注入ポンプの作動により高濃度ほう酸水が注入され、原子炉は再び臨界未満になる。この間、最小 DNBR は約 3.34であり、炉心の損傷はなく十分な冷却が維持される。

原子炉圧力は上昇することはなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

5.7 蒸気発生器伝熱管破損事故

原子炉の出力運転中に蒸気発生器伝熱管の破損により、1次冷却材の漏えいが最大となるよう伝熱管1本の両端完全破断の事故を想定している。

A 事故発生の防止のための対策

この事故を防止するため以下のような対策が講じられることになっているので、事故発生の可能性は極めて少ないものと認められる。

- (1) 蒸気発生器の伝熱管や管板肉盛材には耐食性に優れ、延性に富んだ材料を使用し、設計及び製作は関連する規格及び基準に準拠して行うこととしている。
- (2) 蒸気発生器伝熱管の腐食を少なくするため、水質管理により、使用する水の溶存酸素及び塩素の含有量を抑えることができるよう設計することとしている。
- (3) 1次冷却系の過圧を防止し、伝熱管に過大な差圧が生じないようにするため、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁等の設備を設けることとしている。
- (4) 蒸気発生器ブローダウン水及び復水器真空ポンプの排気の放射能は放射線モニタにより常時監視でき、蒸気発生器伝熱管の漏えいを早期に検出して適切な処置が講じられるよう設計することとしている。

B 事故拡大の防止のための対策

上記のような防止対策にもかかわらず、万一、事故が発生した場合には、以下のような対策が講じられることとなっている。

- (1) 1次冷却系の圧力が低下すれば原子炉を自動停止するよう原子炉保護系を設けることとしている。
- (2) 破損口からの1次冷却材流出については、非常用炉心冷却設備の作動により冷却材を補給し、炉心の冷却能力が維持できる設計とすることとしている。

- (3) 破損側蒸気発生器を隔離できるよう、中央制御室から操作可能な主蒸気隔離弁を設けることとしている。
- (4) 破損側蒸気発生器 2 次側への 1 次冷却材の過大な流出を防止するため、加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁により 1 次冷却系の圧力を早期に下げられるようにすることとしている。

C 事故解析

(a) 炉心冷却能力の評価

事故時における炉心冷却能力を評価するため、次の解析条件が用いられている。

- (1) 初期条件は漏えい量が大きくなるように、原子炉出力、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定格出力の 102 % の値、定常運転時の最高温度（定格温度 + 2.2 °C）及び最高圧力（定格圧力 + 2.1 kg/cm²）とする。DNBR の評価においては、初期圧力は最低圧力（定格圧力 - 2.1 kg/cm²）とする。
- (2) 蒸気発生器伝熱管は、1 本が瞬時に両端完全破断を起こすものとする。
- (3) 外部電源はないものとする。外部電源がある場合はタービンバイパス系が利用でき、蒸気発生器からの蒸気の大部分は復水器に回収されること、及び 1 次冷却材ポンプが作動していることから外部電源がない場合の方がより厳しくなる。
- (4) 1 次冷却系及び 2 次冷却系への注水はそれぞれ高圧注入ポンプ 2 台及び補助給水ポンプ 3 台中 2 台の作動によるものとする。
- (5) 事故終結のための運転員操作は、操作に要する時間を考慮して評価する。

解析結果によれば、事故の経過は以下のとおりである。

原子炉は事故発生の約 4 分後に、「原子炉圧力低原子炉トリップ」信

号で自動停止し、引き続くタービントリップに伴い、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁が作動する。その後、1次冷却系が減圧し、「原子炉圧力低と加圧器水位低の一致」信号によって、非常用炉心冷却設備が作動し、ほう酸水が炉心に注入される。さらに、補助給水系が作動し、1次冷却系の冷却が進み、運転員操作により事故発生後約24分に健全側の主蒸気逃がし弁を開いて1次冷却系の除熱を促進させ、事故発生後約30分に加圧器逃がし弁を開くことにより、1次冷却系圧力を破損側蒸気発生器の2次側圧力まで低下させる。さらに、事故発生後約32分に非常用炉心冷却設備を停止する。

その結果、1次冷却系圧力は事故発生後約35分で2次冷却系圧力まで減圧される。その後は健全側の蒸気発生器の主蒸気逃がし弁により1次冷却系の除熱及び減圧を継続し、事故は收拾される。

解析結果によれば、1次冷却系から2次冷却系へ流出する1次冷却材量は約48 t、大気中へ放出される蒸気量は約13 tである。また、最小DNBRは、約1.45であり、燃料中心温度の上昇もほとんどないので新たな燃料破損が生じることはない。

(b) 核分裂生成物の放出量及び被ばく線量の評価

事故時の核分裂生成物の放出量及び被ばく線量を評価するため、次の解析条件が用いられている。

- (1) 原子炉出力は定格出力の102%で、最高24,000時間連続運転されていたものとする。
- (2) 2次冷却系へ流出する放射エネルギーとしては、次の2通りを仮定する。
 - ① 設計上想定した燃料被覆管欠陥率を用いて計算した通常運転中に1次冷却材中に存在する核分裂生成物の量は、よう素約400 Ci、希ガス約5,600 Ciである。
 - ② ①の損傷燃料被覆管中に存在し、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量は、よう素約 4,000 Ci、希ガス約 56,000 Ci である。

追加放出量は事故発生後の 1 次冷却系の減圧量に比例して 1 次冷却系に放出されるとする。

- (3) この 1 次冷却材内核分裂生成物のうち、蒸気発生器を隔離するまでの間に 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。
- (4) 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。
- (5) 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に放出されるものとする。
- (6) 破損側蒸気発生器隔離後 2 次系弁からの蒸気漏えいにより、よう素が大気に放出されるものとする。隔離時の弁からの蒸気漏えい率は $5 \text{ m}^3/\text{d}$ とし、以後は隔離後 24 時間で直線的に大気圧まで減圧する 2 次冷却系圧力に対応して弁からの蒸気の漏えいがあるものとする。
- (7) 環境に放出された核分裂生成物の大気中の拡散については「気象指針」に従って解析する。

解析結果によれば、大気中に放出される核分裂生成物の量は、希ガス約 6,500 Ci、よう素約 1.1 Ci であり、この大気への放出に伴う敷地及び地役権設定区域境界外で最大の被ばく線量は、 γ 線全身被ばく線量約 0.009 rem、小児甲状腺被ばく線量約 0.073 rem である。

5.8 燃料取扱事故

燃料取替作業中、燃料取扱装置の機械的故障によって、取扱中の燃料集合体を使用済燃料ピットに落下し、燃料集合体の機械的破損を生じる事故を想定している。

A 事故発生の防止のための対策

この事故の発生を防止するため以下のような対策が講じられることとなっているので、事故発生の可能性は極めて少ないものと認められる。

- (1) 使用済燃料ピットクレーンは駆動源の喪失に対し、フェイル・アズ・イズな設計とすることとしている。
- (2) さらに、燃料をつかんでいる間、グリッパが閉じないよう機械的なインターロック装置を設けることとしている。

B 事故拡大の防止のための対策

上記のような防止対策にもかかわらず、万一、燃料が落下した場合には、燃料集合体落下信号により、燃料取扱棟の排気を通常系統から、アニュラス空気浄化設備に切替え、大気に放出される放射性よう素を低減する対策が講じられることとなっている。

C 事故解析

(a) 破損燃料棒の評価及び核分裂生成物の放出量と被ばく線量の評価

破損燃料棒の評価及び破損燃料棒からの核分裂生成物の放出量及び被ばく線量の評価をするため、次の解析条件が用いられている。

- (1) 燃料交換に際し、使用済燃料ピット内で取扱中の燃料集合体1体が落下し、落下した燃料集合体1体の全燃料棒の被覆管が破損するものとする。
- (2) 落下した燃料集合体は24,000時間最大出力で燃焼していたものとする。
- (3) 燃料取替作業は、原子炉停止の100時間後に開始するものとし、こ

の間の放射能の減衰を考える。

- (4) 破損した燃料棒のギャップ内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。
- (5) ピット水中に放出された希ガスは全量がピット水中外に放出されるものとする。
- (6) 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。
- (7) よう素フィルタのよう素除去効率は95%とする。
- (8) 環境に放出された核分裂生成物の拡散については「気象指針」に従って解析する。

解析結果によれば、大気中に放出される核分裂生成物の量は、希ガス約1,200 Ci、よう素約0.82 Ciであり、この大気への放出に伴う敷地及び地役権設定区域境界外での最大の被ばく線量は、 γ 線全身被ばく線量約0.002 rem、小児甲状腺被ばく線量約0.039 remiである。

5.9 制御棒クラスタ飛出し事故

原子炉運転中に制御棒クラスタ駆動装置圧力ハウジングが破損し、クラスタが炉心から飛び出し、急激な反応度添加と厳しい出力増加をきたす事故を想定している。

A 事故発生防止のための対策

この事故の発生を防止するため以下のような対策が講じられることとなっているので、事故発生の可能性は極めて少ないものと認められる。

- (1) 制御棒クラスタ駆動装置圧力ハウジングは十分な強度とじん性を有するステンレス鋼を使用することとしている。
- (2) 制御棒クラスタ駆動装置圧力ハウジングの設計にあたっては原子炉の寿命中の各種の応力等を十分に考慮した厳しい条件を適用することとしている。
- (3) 運転に先だって制御棒クラスタ駆動装置圧力ハウジングの水圧試験を実施し、十分耐圧性の実証されたものを使用することとしている。

B 事故拡大防止のための対策

上記のような防止対策にもかかわらず、万一、事故が発生した場合には事故の拡大防止を図るため、以下のような対策が講じられることとなっている。

- (1) 制御棒クラスタが飛び出し、原子炉出力が増加すると原子炉は自動停止し炉心損傷を最小限にとどめるとともに、非常用炉心冷却設備により破損口からの1次冷却材の流出を補給し、炉心冷却能力を維持できるように設計することとしている。
- (2) 制御棒クラスタの飛出しにより過大な反応度が添加されないよう設計することとしている。
- (3) 原子炉格納容器は、事故時の圧力上昇に耐えるとともに、十分低い漏えい率を保つよう設計され、原子炉格納容器内に放出されてくる冷却材

及び放射能を閉じこめることとしている。

(4) 事故時に、原子炉格納容器内に放出されてくる放射能の濃度を下げ
るために原子炉格納容器スプレイ設備を設ける。さらに、原子炉格納容
器からアニュラスへ漏えいしてくる放射性物質を除去し、大気に放出さ
れる放射能を低減するためにアニュラス空気浄化設備を設けることとし
ている。

(5) 上記の非常用炉心冷却設備、原子炉格納容器スプレイ設備、アニュラ
ス空気浄化設備は、外部電源喪失時にも機能が果せるよう、ディーゼル
発電機から受電し、運転できるよう設計するとともに、出力運転時にも
その機能が果せることが確認できるよう設計することとしている。

C 事故解析

(a) 炉心冷却能力の評価

事故時における炉心冷却能力を評価するため、次の解析条件が用いら
れている。

(1) 原子炉は、サイクル初期及びサイクル末期に対し、各々高温全出力
及び高温零出力状態で運転しているものとする。

(2) 原子炉の初期条件は、最も厳しい燃料エンタルピを与えるような冷
却材温度、原子炉圧力及び出力分布等を選定するものとする。

(3) 全制御棒クラスタバンクは炉心出力状態に応じて許容される最大そ
う入位置にあり、そのうち、最大反応度値を有する制御棒クラスタ
1本が事故想定上考え得る最大速度で飛び出すとする。

(4) 原子炉圧力の評価においては、制御棒駆動装置圧力ハウジングの破
損による減圧効果は見込まない。

解析結果によれば、まず高温零出力運転の場合には、原子炉は「出力
領域中性子束高（低設定）原子炉トリップ」信号で自動停止する。燃料
ペレット保有エンタルピは中性子束の急激な上昇によって増大するが、

断熱計算によるピーク出力部燃料ペレット保有エンタルピーの最大値は約 $99 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ 、また、非断熱計算による燃料ペレット保有エンタルピーの最大値は約 $118 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ となり、反応度事故における圧力波発生限界値としている $230 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ より低いので炉心は損傷することなく、炉心の冷却能力が失われることはない。さらに、原子炉圧力の最大値は約 $171 \text{ kg/cm}^2\text{G}$ にとどまり最高使用圧力の 1.2 倍より十分低いので原子炉冷却材圧力バウンダリの新たな破損は起こらない。

次に、高温全出力運転の場合には、原子炉は「出力領域中性子束高（高設定）原子炉トリップ」信号で自動停止する。燃料ペレット保有エンタルピーは中性子束の上昇によって増大するが、非断熱計算による燃料ペレット保有エンタルピーの最大値は約 $151 \text{ cal/g} \cdot \text{UO}_2$ となる。したがって炉心は損傷することなく炉心の冷却能力が失われることはない。

原子炉の最高圧力は約 $165 \text{ kg/cm}^2\text{G}$ にとどまり、最高使用圧力の 1.2 倍より十分低いので原子炉冷却材圧力バウンダリの新たな破損は起こらない。

なお、DNBR が 1.30 を下回る燃料棒の割合は約 17% となる。

(b) 核分裂生成物の放出量及び被ばく線量の評価

事故時の核分裂生成物の放出量及び被ばく線量を評価するため、次の解析条件が用いられている。

- (1) 原子炉は定格出力の 102 % で、最高 24,000 時間連続運転されていたものとする。
- (2) (a) 項の炉心冷却能力の評価において DNBR が 1.30 を下回る燃料棒は破損するものとする。
- (3) 事故発生後、原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は破損燃料の燃料ギャップ内蔵量に対して希ガス 100 %、よう素 50 % とする。

(4) 原子炉格納容器スプレイ設備は操作に要する時間を見込んで事故発生後30分で有効に作用するものとする。

(5) その他の解析条件についてはIV.5.4「1次冷却材喪失事故」C.(c)核分裂生成物の放出量及び被ばく線量の評価に使用されている解析条件と同じとする。

解析結果によれば、大気中に放出される核分裂生成物は、希ガス約420 Ci、よう素約2.2 Ciであり、この大気への放出に伴う被ばく線量並びに原子炉格納容器内に浮遊する核分裂生成物による直接線量及びスカイシャイン線量を合計して敷地及び地役権設定区域境界外で最大となる被ばく線量は、 γ 線全身被ばく線量約0.012 rem、小児甲状腺被ばく線量約0.064 remである。

5.10 評 価

事故として取り上げられている事象については、「安全評価指針」に基づき炉心冷却能力の低下、冷却材喪失、廃棄物処理設備の破損、主蒸気管又は蒸気発生器伝熱管の破損、燃料取扱いに伴う事故、制御棒の飛出し事故のそれぞれに対して結果が厳しくなる事象が選定されており、妥当なものと判断する。

事象の解析に当たって考慮する範囲については、サイクル期間中の炉心燃焼度変化や燃料交換等による炉心構成の変化及び運転中予想される種々の運転モードが考慮されるとともに、工学的安全施設等の作動状況及び運転員の操作の態様も考慮されている。

解析に使用されているモデル及びパラメータについては、それぞれの事象ごとに解析の主要な目的に応じて評価の結果が厳しくなるよう選定されており、また、パラメータに不確定因子が考えられる場合には、十分な安全余裕が見込まれている。解析に当たっては、作動を要求される安全系の機能別に結果を最も厳しくする単一故障が仮定されている。事象の影響を緩和するのに必要な運転員の手動操作のための時間的余裕は適切に見込まれている。また、工学的安全施設の作動が要求される場合には、外部電源の喪失が仮定されている。さらに、各事象の解析に使用されている計算コードは、実験結果等との比較によりその使用の妥当性が確認されている。したがって解析に用いられている条件、手法は妥当なものとする。

以上のように厳しい事象の選定及び条件の仮定の下に解析された結果は、「安全評価指針」に適合するものであり、事故事象によっても炉心の冷却能力が十分確保されるとともに核分裂生成物の放出は、敷地周辺への影響が大きくなるように十分小さく抑えられているので、原子炉施設の安全防護機能の設計は妥当なものと判断する。

6. 立地評価のための想定事故解析

(1) 立地評価のための想定事故（重大事故及び仮想事故）の解析は、「原子炉立地審査指針」に基づき、原子炉の立地条件の適否、すなわち周辺公衆との離隔の確保の妥当性を評価するために行うことが要求される。

申請においては、重大事故として1次冷却材喪失事故及び蒸気発生器伝熱管破損事故が、仮想事故として1次冷却材喪失事故及び蒸気発生器伝熱管破損事故がそれぞれ想定されている。

(2) 審査に当たっては、「原子炉立地審査指針」及び「安全評価指針」に基づき、以下に示す項目を具体的判断基準として、立地評価のための事故解析の評価を行った。

① 原子炉の周囲は、原子炉からある距離の範囲内は非居住区域であること。

「ある距離の範囲」を判断するためのめやすとして、重大事故の場合について次の線量を用いる。

甲状腺（小児）に対して 150 rem

全身 に対して 25 rem

② 原子炉からある距離の範囲内であって、非居住区域の外側は低人口地帯であること。

「ある距離の範囲」を判断するためのめやすとして、仮想事故の場合について次の線量を用いる。

甲状腺（成人）に対して 300 rem

全身 に対して 25 rem

③ 原子炉敷地は、人口密集地帯からある距離だけ離れていること。

「ある距離だけ離れていること」を判断するためのめやすとして、仮想事故の場合における全身被ばく線量の積算値に対して 200 万人 rem を参考とする。

6.1 重大事故の解析

6.1.1 1次冷却材喪失事故

1次冷却材喪失事故のうち、事故の程度が最大となる1次冷却材主配管が瞬時に完全破断する事故を想定しており、事故時の核分裂生成物の放出量と被ばく線量の評価には次の解析条件が用いられている。

- (1) 原子炉は、定格出力の102%で最高24,000時間連続運転されていたものとする。
- (2) 事故発生後、原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は、炉心内蓄積量に対し希ガス2%、よう素1%の割合とする。
- (3) 原子炉格納容器内に放出されるよう素のうち有機よう素が占める割合は10%とし、残りの90%は無機よう素とする。
- (4) 原子炉格納容器内に放出されるよう素のうち、無機よう素については50%が原子炉格納容器や同容器内の機器等に付着し、漏えいに寄与しないものとする。有機よう素及び希ガスについてはこの効果は考えない。
- (5) 原子炉格納容器スプレイ水による無機よう素の除去効率は、実験に基づいて評価された値に余裕を持った値として、等価半減期を100秒とする。有機よう素及び希ガスについては、この効果は考えない。
- (6) 希ガス及びよう素については、原子炉格納容器からの漏えいを考慮する。漏えい率は、事故発生後24時間は事故時の最大格納容器圧力に対応する漏えい率を下回らない値として0.15%/dとし、24時間以降はこの1/2の0.075%/dとする。
- (7) 原子炉格納容器からの漏えいは、97%がアニュラス部に生じ、残りの3%はアニュラス部以外から生ずるものとする。
- (8) アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタのよう素除去効率は、設計値に余裕を持った値として90%とする。但し、アニュラス部の負圧

達成までの間（事故発生後10分間）はよう素フィルタのよう素除去効果は考慮しないものとする。

また、負圧達成後もアニュラス排気風量の切換えまでは、アニュラス内空気の再循環は考慮しない。

(9) 事故期間中再循環系からは、安全補機室への厳しく見積った漏えい率として $8,000\text{cm}^3/\text{h}$ の漏えいがあるものとする。

(10) 再循環水中の放射エネルギーは事故発生直後、よう素の炉心内蓄積量の1%が溶解したものとする。

(11) 再循環系から安全補機室に漏えいしたよう素の気相への移行率は5%とし、安全補機室でのプレートアウト等によるよう素沈着率を50%とする。

(12) 再循環系が設置される区画の安全補機室空気浄化設備のよう素フィルタのよう素除去効率は設計値に余裕をもった値として90%とする。

(13) 原子炉格納容器内の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、原子炉格納容器からの漏えいによる核分裂生成物の減少効果や原子炉格納容器スプレイ水による除去効果は無視する。

なお、直接線量及びスカイシャイン線量の評価にあたっては原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量の炉心内蓄積量に対する割合は希ガス2%、ハロゲン1%、その他0.02%とする。

(14) 事故の評価期間は原子炉格納容器内圧が原子炉格納容器からの漏えいが無視できる程度に低下するまでの期間として、30日間とする。

(15) 環境に放出された核分裂生成物の拡散については「気象指針」に従って解析する。

解析結果によれば、大気中に放出される核分裂生成物の量は、よう素約28 Ci、希ガス約2,500 Ciであり、この大気への放出に伴う被ばく線量並びに原子炉格納容器内に浮遊する核分裂生成物による直接線量及び

スカイシャイン線量を合計して敷地及び地役権設定区域境界外で最大となる被ばく線量は、小児甲状腺被ばく線量約0.66 rem、 γ 線全身被ばく線量約0.051 remである。

6.1.2 蒸気発生器伝熱管破損事故

原子炉の出力運転中に蒸気発生器伝熱管1本が完全両端破断を起こした事故を想定しており、事故時の核分裂生成物の放出量と被ばく線量の評価には次の解析条件が用いられている。

- (1) 原子炉は、定格出力の102%で最高24,000時間連続運転されていたものとする。
- (2) 2次系へ流出する放射エネルギーとしては次の2通りを仮定する。
 - ① 設計上想定した燃料被覆管欠陥率を用いて計算した通常運転中に1次冷却材中に存在する核分裂生成物の量は、よう素約400 Ci、希ガス約5,600 Ciである。
 - ② ①項の損傷燃料被覆管中に存在し、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量は、よう素約8,000 Ci、希ガス約110,000 Ciである。

追加放出量は事故発生後の1次冷却系の減圧量に比例して1次冷却系に放出されるとする。
- (3) この1次冷却材内核分裂生成物のうち蒸気発生器を隔離するまでの間に、1次冷却系から2次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。
- (4) 2次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。
- (5) 2次系に流出してきたよう素については有機よう素及び無機よう素の割合は有機よう素1%、無機よう素99%とする。有機よう素は全量が大気中に放出され、無機よう素の放出については気液分配係数100で蒸気と共に大気中に放出されるものとする。
- (6) 破損側蒸気発生器隔離後は放射能の大気放出はないと考えられるが、解析上は2次系弁からの蒸気漏えいにより無機よう素が大気へ放出さ

れるものとする。隔離時の弁からの蒸気漏えい率は設計値に余裕をみた値として、 $10\text{m}^3/\text{d}$ とし以後は隔離後24時間で直線的に大気圧まで減圧する2次系圧力に対応して弁からの蒸気の漏えいがあるものとする。

(7) 環境に放出された核分裂生成物の拡散については「気象指針」に従って解析する。

解析結果によれば、大気中に放出される核分裂生成物の量は、よう素約11 Ci、希ガス約11,000 Ciであり、この大気への放出に伴う敷地及び地役権設定区域境界外で最大の被ばく線量は、小児甲状腺被ばく線量約0.73 rem、 γ 線全身被ばく線量約0.015 remである。

6.2 仮想事故の解析

6.2.1 1次冷却材喪失事故

核分裂生成物の放出量と被ばく線量の評価には、以下の事項を除き重大事故と同様の解析条件が用いられている。

- (1) 事故発生後、原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量の炉心内蓄積量に対する割合は、希ガス100%、よう素50%とする。
- (2) 再循環水中の放射エネルギーは、事故発生直後、よう素の炉心内蓄積量の50%が溶解したものとする。
- (3) 直接線量及びスカイシャイン線量の評価に当たっては原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量の炉心内蓄積量に対する割合は、希ガス100%、ハロゲン50%、その他1%とする。

解析結果によれば、大気中に放出される核分裂生成物の量は、よう素約1,400 Ci、希ガス約120,000 Ciであり、この大気への放出に伴う被ばく線量並びに原子炉格納容器内に浮遊する核分裂生成物による直接線量及びスカイシャイン線量を合計して敷地及び地役権設定区域境界外で最大となる被ばく線量は、成人甲状腺被ばく線量約8.2 rem、 γ 線全身被ばく線量約2.5 remである。

6.2.2 蒸気発生器伝熱管破損事故

核分裂生成物の放出量と被ばく線量の評価には、以下の事項を除き重大事故と同様の解析条件が用いられている。

(1) 2次系へ流出する放射エネルギーとしては次の2通りを仮定する。

- ① 設計上想定した燃料被覆管欠陥率を用いて計算した通常運転中に1次冷却材中に存在する核分裂生成物の量は、よう素約400 Ci、希ガス約5,600 Ciである。
- ② ①項の損傷燃料被覆管中に存在し、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量は、よう素約8,000 Ci、希ガス約110,000 Ciである。

追加放出量は事故発生後すぐに全量が1次冷却系に放出されるとする。

(2) この1次冷却材内核分裂生成物のうち、蒸気発生器を隔離するまでの間に1次冷却系から2次系へ流出する量はその時流出する1次冷却材量の全保有水量に対する割合と同じ割合とする。

(3) 破損側蒸気発生器隔離後は、2次系弁からの蒸気漏えいにより無機よう素が大気に放出されるものとする。弁からの蒸気漏えい率は設計値に余裕をみた値として $10\text{m}^3/\text{d}$ で30日間続くものとする。漏えい期間中の放射性崩壊は考慮する。

解析結果によれば、大気中に放出される核分裂生成物の量は、よう素約56 Ci、希ガス約50,000 Ciであり、この大気への放出に伴う敷地及び地役権設定区域境界外での最大の被ばく線量は、成人甲状腺被ばく線量約0.93 rem、 γ 線全身被ばく線量約0.065 remである。

6.2.3 全身被ばく線量の積算値

全身被ばく線量の積算値は、仮想事故としての1次冷却材喪失事故及び蒸気発生器伝熱管破損事故について、次の解析条件を用いて解析されている。

(1) 大気中に放出される核分裂生成物の量は6.2.1「1次冷却材喪失事故」及び6.2.2「蒸気発生器伝熱管破損事故」に前述した解析結果の値を用いる。

(2) 拡散条件は風速1.5 m/s、大気安定度F型、水平方向拡散巾30°とする。

(3) 拡散方向は積算値が最大となる方向とする。

(4) 人口は、西暦1980年の人口のほか、将来人口として西暦2030年の推計人口を用いる。

解析結果によれば、全身被ばく線量の積算値は、1次冷却材喪失事故においては、西暦1980年の人口に対して約2.9万人rem、将来人口（推計）に対して約3.5万人rem、蒸気発生器伝熱管破損事故においては、西暦1980年の人口に対して約1.2万人rem、将来人口（推計）に対して約1.4万人remである。

6.3 評 価

立地評価のための想定事故（重大事故及び仮想事故）の解析は、「原子炉立地審査指針」に基づき、原子炉の立地条件の適否をみるため行われたものである。

重大事故及び仮想事故として想定されている事象は「安全評価指針」に従っており、したがって、これらの事象想定は妥当なものと判断する。

核分裂生成物の放出量及び被ばく線量の評価は、重大事故及び仮想事故の趣旨に照らして、それぞれ十分厳しくなるような解析条件を用いて行われており、「安全評価指針」に適合しているため妥当なものと判断する。

また、以上の解析条件に基づいて解析された核分裂生成物の大気中への放出量、厳しい気象条件等を用いて計算された甲状腺及び全身の被ばく線量並びに全身被ばく線量の積算値は、「原子炉立地審査指針」に示されるめやす線量を十分下回っている。

すなわち、本原子炉の場合、「原子炉立地審査指針」に示されている非居住区域及び低人口地帯であるべき範囲は、いずれも敷地及び地役権設定区域内に包含されるものであり、また、人口密集地帯からも十分離れていると認められるので、周辺公衆との離隔は十分確保されているものと判断する。

したがって、本原子炉の立地条件は、「原子炉立地審査指針」に十分適合しているものと判断する。

V 審査経過

本書は北海道電力株式会社泊発電所の原子炉の設置に関し、同社が提出した「泊発電所（1、2号炉）原子炉設置許可申請書及び同添付書類」（昭和57年6月11日付け申請、昭和58年9月22日付け一部補正）に基づき審査を行った結果をと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（別紙）の専門的意見を求めた。

なお、昭和56年12月9日に開催した、「北海道電力株式会社共和・泊発電所1号機及び2号機の設置に係る公開ヒアリング」における地元意見等のうち本審査に係るものについては、これを参酌した。

別 紙

通商産業省の原子力発電技術顧問会(基本設計)の構成員はつぎのとおりである。

(昭和58年9月現在)

青木利昌	(財)原子力工学試験センター
朝田泰英	東京大学
石田泰一	(財)原子力工学試験センター
石塚信	日本原子力船研究開発事業団
石野栞	東京大学
井滝俊幸	動力炉・核燃料開発事業団
○市川達生	日本原子力研究所
井上晃	東京工業大学
○井上晃次	動力炉・核燃料開発事業団
◎今井和彦	日本原子力研究所
○上田泰司	放射線医学総合研究所
○宇佐美龍夫	東京大学
○大田正次	(財)日本気象協会
岡村弘之	東京大学
◎表俊一郎	九州産業大学
○垣見俊弘	工業技術院地質調査所
○金井清	日本大学
○岸田英明	東京工業大学
木村誠	工業技術院機械技術研究所
工藤和彦	九州大学
黒沢辰雄	(財)電力中央研究所
○黒田和男	工業技術院地質調査所
○神山弘章	(財)電力中央研究所

○	小	林	啓	美	東京工業大学	
○	小	堀	鐸	二	京都大学	
○	近	藤	駿	介	東京大学	
○	斎	藤	孝	基	東京大学	
○	佐	藤	孝	平	工業技術院電子技術総合研究所	
	佐	野	川	好	母	日本原子力研究所
	斯	波	正	諠	日本原子力研究所	
○	嶋		悦	三	東京大学	
○	島	村	昭	治	工業技術院機械技術研究所	
	下	桶	敬	則	財原子力工学試験センター	
	高	嶋		進	財原子力工学試験センター	
	竹	内		元	財電力中央研究所	
○	都	甲	泰	正	(会 長) 東京大学	
○	成	田	正	邦	北海道大学	
○	丹	羽	義	次	京都大学	
	根	本		茂	お茶の水女子大学	
○	林		正	夫	財電力中央研究所	
○	春	山		仁	建設省国土地理院	
	福	田	整	司	動力炉・核燃料開発事業団	
	松	本	元	一	名古屋大学	
◎	三	神		尚	東京工業大学	
○	道	川	太	一	工業技術院電子技術総合研究所	
○	宮	永	一	郎	(会長代理) 日本原子力研究所	
	望	月	恵	一	動力炉・核燃料開発事業団	
	山	西	哲	夫	日本科学技術情報センター	
○	吉	川	宗	治	京都大学	

○ 渡 辺 博 信

(財)電力中央研究所

○ 渡 部 丹

建設省建築研究所

○ 本件安全審査グループ

◎ 同グループ主査