

中国電力株式会社島根原子力発電所
原子炉設置変更許可申請（1号及び2号
原子炉施設の変更並びに3号原子炉の増
設）の概要

平成 16 年 4 月

目 次

． 3 号原子炉の増設

1． 概 要	1
(1) 設置者	1
(2) 発電所名及び所在地	1
(3) 申請年月日	1
(4) 原子炉の型式、熱出力及び基数	1
(5) 工事計画	1
(6) 工事に要する資金の額及び調達計画	2
(7) 使用する核燃料物質	2
(8) 使用済燃料の処分方法	3
2． 立地点の概要	4
(1) 発電所の位置及び地形	4
(2) 地 盤	4
(3) 地 震	5
(4) 気 象	5
(5) 水 理	6
(6) 社会環境	7
3． 設備の概要	9
(1) 全体配置計画	9
(2) 耐震設計	9
(3) 設備概要	10
(4) 設備の主要な特徴	13
4． 放射性廃棄物処理	15
(1) 気体廃棄物	15
(2) 液体廃棄物	15
(3) 固体廃棄物	15
5． 平常運転時の線量評価	17

6 . 安全評価	18
(1) 運転時の異常な過渡変化の解析	18
(2) 事故の解析	18
(3) 重大事故及び仮想事故の解析	19
. 3 号炉の増設に伴うその他の変更	
1 . 変更の概要	20
(1) 2 号炉復水器冷却水放水口の付け替え	20
(2) 1 号及び 2 号炉の受電系統の変更	20
2 . 工事計画	20
(1) 2 号炉復水器冷却水放水口の付け替え	20
(2) 1 号及び 2 号炉の受電系統の変更	20
3 . 変更の工事に要する資金の額及び調達計画	20

図 表

第 1 表 燃料集合体基本仕様	21
第 1 図 敷地周辺の被害地震の震央分布	22
第 2 図 活断層分布	23
第 3 図 敷地の風配図 (1996 年 1 月 ~ 12 月)	24
第 4 図 発電所から 30km 以内の方位別人口分布 (平成 12 年 10 月現在)	25
第 5 図 発電所周辺の鉄道及び主要道路図	26
第 6 図 発電所一般配置図	27
第 7 図 原子炉压力容器内部構造物概要図	28
第 8 図 燃料集合体構造概要図	29
第 9 図 原子炉冷却材再循環系構成概要図	30
第 10 図 原子炉冷却材再循環ポンプ電源構成概要図	31

第 11 図 制御棒駆動機構構造概要図	32
第 12 図 原子炉格納容器概要図	33
第 13 図 非常用炉心冷却系区分構成	34
第 14 図 2 号炉復水器冷却水放水口概要図	35
第 15 図 1 号及び 2 号炉の受電系統概要図	36

． 3 号原子炉の増設

1． 概 要

島根原子力発電所 3 号炉の増設の計画は、同 2 号炉の北西側に熱出力 3,926MW の原子炉を設置するものである。

(1) 設置者

中国電力株式会社

(2) 発電所名及び所在地

名 称 ： 島根原子力発電所

所在地 ： 島根県八束郡鹿島町大字片^{やつか かしま かたく}句

(3) 申請年月日

平成 12 年 10 月 4 日

(一部補正 平成 15 年 12 月 18 日、平成 16 年 4 月 7 日)

(4) 原子炉の型式、熱出力及び基数

型 式 ： 濃縮ウラン、軽水減速、軽水冷却、沸騰水型

熱出力 ： 3,926MW (電気出力 約 1,373MW)

基 数 ： 1

(5) 工事計画

着 工 ： 平成 17 年 3 月

運転開始： 平成 23 年 3 月

(6) 工事に要する資金の額及び調達計画

建設工事費：4,240 億円

資金の調達計画：日本政策投資銀行からの借入金、自己資金、社債及び
一般借入金により調達

なお、資金調達の実績及び計画は下表に示すとおりとしている。

(単位：億円)

	平成 13 (実績)	14 (実績)	15	16	17	18～22	備考
総工事資金 (うち、島根 3 号建設費)	1,098 (16)	1,088 (60)	877 (101)	1,109 (166)	1,257 (173)	約 11,000 (3,586)	
自己資金	1,953	2,225	2,044	1,949	1,967	約 9,200	
外部資金	-855	-1,137	-1,167	-840	-710	約 1,800	
社債発行額	(1,500)	(600)	(400)	(250)	(300)	(約 4,800)	
社債手取額	-991	-752	-673	-751	-1	約 1,800	
その他借入金 ^(注) (うち、島根 3 号分政策投資銀行)	136 (-)	-385 (-)	-494 (-)	-89 (-)	-709 (70)	約 0 (約 970)	
合計	1,098	1,088	877	1,109	1,257	約 11,000	

(注) その他借入金とは、市中銀行、日本政策投資銀行等からの借入金である。

(7) 使用する核燃料物質

種類：二酸化ウラン焼結ペレット（一部ガドリニアを含む。）

炉心全ウラン量：初装荷炉心 約 150t（9×9 燃料（A 型））

取替炉心 約 151t（9×9 燃料（A 型））

約 149t（9×9 燃料（B 型））

なお、島根原子力発電所の運転に要する核燃料物質については、3 号炉の初装荷用ウラン精鉱を含めた全累積所要量が、平成 19 年度約 10,482stU₃O₈と予想されている。この所要量は、海外ウラン資源開発株式会社等との間に締結した長期購入契約によって確保されている 10,386stU₃O₈のウラン精鉱、今後の購入契約により調達するウラン精鉱及び使用済燃料の再処理により回収される減損ウランを引き当てる予定としており、それ以降の所要量については今後の購入契約等により調達予定で

あるとしている。

また、天然 UF₆ への転換に関しては、仏国コムレックス社 (Société pour la Conversion de l'Uranium en Métal et Hexafluorure) 等との間で締結した転換役務契約及び今後の追加契約により確保する予定であるとしている。

さらに、島根原子力発電所の所要濃縮役務については、米国 USEC 社 (United States Enrichment Corporation) 等との間で締結した濃縮役務契約及び今後の濃縮役務契約によって、島根原子力発電所用燃料の所要成型加工役務については、今後、国内事業者から調達する予定であるとしている。

(8) 使用済燃料の処分方法

使用済燃料は、国内の再処理事業者において再処理を行うことを原則とし、再処理されるまでの間、適切に貯蔵・管理するとしている。

再処理の委託先の確定は、燃料の炉内装荷前までに行い、政府の確認を受けることとするとしている。

ただし、燃料の炉内装荷前までに使用済燃料の貯蔵・管理について政府の確認を受けた場合、再処理の委託先については、搬出前までに政府の確認を受けることとするとしている。

海外において、再処理を行う場合には、これによって得られるプルトニウムは国内に持ち帰ることとするとしている。

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

(参考)

1 号炉	昭和	45 年	2 月	着工 (基礎掘削開始)
	昭和	49 年	3 月	運転開始
2 号炉	昭和	59 年	7 月	着工 (基礎掘削開始)
	平成	元年	2 月	運転開始

2. 立地点の概要

(1) 発電所の位置及び地形

島根原子力発電所の敷地は、島根半島の中央部、日本海側に位置し、島根県八束郡鹿島町に属し、総面積は埋立面積約 7 万 m^2 を含む約 192 万 m^2 である。

敷地に近い主な都市は、松江市（南約 9km）、出雲市（南西約 29km）及び米子市（東約 33km）である。

敷地は、北側を日本海に面し、他の三方を標高 150m 程度の山に囲まれている。敷地の形状は、輪谷湾^{わだに}を中心とした半円状となっている。

(2) 地 盤

a. 地 質

敷地周辺の主な地質は、先新第三系、新第三系及び第四系から構成されとしている。

敷地の地質は、新第三系の成相寺層^{じょうそうじ}及び貫入岩類とこれらを覆う第四系から成り、原子炉建物は、成相寺層の黒色頁岩、凝灰質頁岩、凝灰岩等から成る堆積岩類及び安山岩等から成る貫入岩類を基礎地盤としている。

敷地周辺の活断層として、陸域には 宍道断層^{しんじ}等が、海域には大田沖断層^{おおだ}等が認められるとしている。

b. 原子炉建物基礎地盤

原子炉建物基礎地盤の極限支持力は $13.7\text{N}/\text{mm}^2$ 以上であるが、これに対し原子炉建物の常時の接地圧は約 $0.5\text{N}/\text{mm}^2$ 、地震時の最大接地圧は約 $1.0\text{N}/\text{mm}^2$ であるとしている。

原子炉建物基礎底面のすべりについては、地震時における基礎底面の地盤のすべり抵抗力が約 $9.10 \times 10^9\text{N}$ 以上であるのに対し、基礎底面に作用する水平力は約 $1.40 \times 10^9\text{N}$ であるとしている。

さらに、原子炉建物基礎地盤について、詳細な安定解析を行った結果、原子炉建物基礎地盤は、支持力、すべり、沈下に対して十分な安定性を有するとしている。

(3) 地 震

過去の被害地震の震央分布を第 1 図に、活断層分布を第 2 図に示す。

設計用最強地震の対象となる地震としては、過去の地震のうち 880 年出雲の地震（マグニチュード（ M ）7.4、震央距離（ Δ ）= 23.8km）及び 2000 年鳥取県西部地震（ M 7.3、 Δ = 42.9km）を、活断層から想定される地震として宍道断層（断層長さ 10km）による地震及び大田沖断層による地震（ M 7.6、 Δ = 69.9km）を選定している。

基準地震動 S_1 は、上記地震を考慮して作成した最大速度振幅が 29.7cm/s の設計用模擬地震波としている。

設計用限界地震の対象となる地震としては、活断層及び撓曲から想定される地震として大社衝上断層による地震（ M 7.3、 Δ = 27.9km）、 F - 断層による地震（ M 6.1、 Δ = 9.1km）、 F - 断層による地震（ M 7.1、 Δ = 21.4km）、 F_K - 1 断層による地震（ M 7.0、 Δ = 29.3km）、 K - 6 撓曲から推定される地震（ M 6.5、 Δ = 17.7km）及び K - 7 撓曲から推定される地震（ M 6.4、 Δ = 14.5km）を、地震地体構造上考慮する地震として、海域では大田沖断層の位置に想定される地震（ M 7 3/4、 Δ = 69.9km）及び陸域では 880 年出雲の地震の位置に想定される地震（ M 7 1/2、 Δ = 23.8km）を選定している。

基準地震動 S_2 は、上記地震及び直下地震（ M 6.5、震源距離 10km）を考慮して作成した最大速度振幅が 37.0cm/s 及び 53.3cm/s の設計用模擬地震波としている。

(4) 気 象

発電所付近の一般気象については、最寄りの気象官署である松江地方気象台、米子測候所及び鳥取地方気象台における長期間の観測資料を調査している。これらの資料によれば、この地方における降水量は年間 1,800 ~ 1,900mm 程度であり、気温の年平均値は約 15 である。また、この地方は海洋に面しているため気温の日変化は比較的小さくなっている。

大気中における放射性物質の拡散については、敷地内で観測された 1 年間（1996 年 1 月 ~ 1996 年 12 月）の気象資料を使用している。それによる

と、3号炉排気筒及び1号炉タービン建物排気筒高さ付近（標高65m）並びに敷地の地上高20m（標高28.5m）における最多風向は共に南南東で、出現頻度は各々約11%及び約22%であり、1号及び2号炉排気筒高さ付近（標高130m）においては、大きな風向の片寄りは現れていない。大気安定度は中立状態Dが約49%で最も多く、次いでG、B、C、F、E、Aの順となっている。敷地の風配図(1996年1月～1996年12月)を第3図に示す。

また、当該1年間の気象状態が長期間の気象状態と比較して特に異常でないことを、敷地内における過去の資料を用いて確認するとともに、大気拡散の計算に使用する放出源の有効高さを求めるため、敷地内で観測された当該1年間の気象資料を用いて風洞実験を行っている。

平常運転時の大気拡散の解析に用いるため、放射性物質の放出形態として連続放出及び間欠放出を考慮し、風向別大気安定度別風速逆数の総和及び平均を計算している。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に用いるため、放出源の有効高さ、実効放出継続時間、着目地点を考慮して相対濃度（ C/Q ）及び相対線量（ D/Q ）を計算している。

(5) 水 理

敷地を流れる河川はなく、近傍の河川としては、^{さだ}佐陀川がある。

敷地前面海域の海域流況は、^た手結と^く潜戸鼻を結ぶ線の外側の海域（湾外）は流速 20cm/s 未満の北東流が、内側の海域（湾内）は汀線に沿った流速 10cm/s 未満の北東流及び南西流が卓越している。

津波については、1983 年日本海中部地震津波及び 1993 年北海道南西沖地震津波等の過去の津波に関する文献調査、並びに過去の津波や敷地周辺海域の活断層から想定される津波及び日本海東縁部に想定される地震に伴う津波に関する数値シミュレーション等に基づいて検討が行われている。その結果、津波により想定される最高水位は朔望平均満潮位を考慮すると、湾内東端部では地形の影響等により局所的に T.P. + 8.7m 程度となるが、3号炉施設前面護岸及び輪谷湾内の護岸では概ね T.P. + 5m ～ + 7m の範囲である。水位上昇に対しては原子炉建物等の主要施設が T.P. + 8.5m の敷地に設置されること、及び湾内東端部周辺には T.P. + 9.4m のパラペット

が設置されていることから原子炉施設の安全性が津波によって影響を受けることはないとしている。また、想定される最低水位については朔望平均干潮位を考慮すると、輪谷湾内の 3 号炉取水口付近で T.P. - 3.7m 程度であるが、水位低下に対しては原子炉補機冷却系に必要な取水は確保される設計としていることから、原子炉施設の安全性が津波によって影響を受けることはないとしている。なお、原子炉補機冷却系のポンプが設置されるエリアは、壁や水密扉で仕切ること等により海水の浸入を防止する構造とするとしている。

敷地前面海域の海面下 0.5m の月平均水温の最高は 28.6 （8 月）、最低は 12.3 （2 月）である。

発電所用水は、敷地内に設置している貯水槽に渓流水を集め取水し、復水器冷却水は、輪谷湾に設ける取水口より深層取水するとしている。

(6) 社会環境

a. 平成 12 年 10 月現在の人口分布は、国勢調査結果によれば発電所から半径 30km 以内において約 443,500 人、半径 10km 以内では約 76,800 人、半径 5km 以内では約 10,000 人となっている。（第 4 図参照）

b. 平成 12 年の国勢調査によると、鹿島町の就業者数は約 4,400 人であって、そのうち農林水産業就業者が約 14%、製造業、建設業等就業者が約 27%、残り約 59%がサービス業、卸売・小売業、飲食店等に従事している。

c. 発電所に近い鉄道路線は、西日本旅客鉄道株式会社山陰本線及び一畑電気鉄道株式会社北松江線がある。

主要な道路は、中国横断自動車道尾道松江線、山陰道、国道 431 号線等があり、県道松江鹿島美保関線が発電所敷地内（敷地境界付近の尾根沿い）を通っている。最寄りの港湾としては、発電所から南西方向約 3km に恵曇港がある。

第 5 図に発電所周辺の鉄道及び主要道路図を示す。

d. 航空関係としては、発電所の南西方向約 17km に出雲空港及び東南東方向約 23km に米子空港がある。また、発電所上空には、航空路等があ

り、それぞれの中心線は発電所の北方向約 1km ないし南東方向約 7km の上空を通っている。

3. 設備の概要

(1) 全体配置計画

発電所の全体配置は第 6 図に示すとおりである。敷地は 2 号炉の北西側を海岸から標高 8.5m に整地造成して、原子炉建物、タービン建物、制御室建物、廃棄物処理建物及びサービス建物を設置することとしている。排気筒は、原子炉建物の屋上に設置することとしている。

復水器冷却水は、輪谷湾に設ける取水口から取水し、発電所敷地前面の沖合約 100m の海底に設ける放水口から放水することとしている。

(2) 耐震設計

原子炉施設の耐震設計は、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」に適合するように以下の項目に従って行い、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原子炉施設に十分な耐震性をもたせることとしている。

- a. 建物・構築物は、原則として剛構造とする。
- b. 原子炉建物等の重要な建物・構築物は、原則として岩盤に支持させる。
- c. 原子炉施設の耐震設計上の重要度を、地震により発生する可能性のある放射線による環境への影響の観点から A クラス、B クラス及び C クラスに分類し、それぞれ重要度に応じた耐震設計を行う。
- d. 前項の A、B 及び C クラスの施設は、各々の重要度に応じた層せん断力係数に基づく地震力に対して耐えられる設計とする。
- e. A クラスの施設は、基準地震動 S_1 に基づいた動的解析から求められる地震力に対して耐えられる設計とする。

A クラスの施設のうち特に重要な施設を A_s クラスの施設と呼称し、これらの施設については、基準地震動 S_2 に基づいた動的解析から求められる地震力に対しても、その安全機能が保持できる設計とする。

また、B クラスの機器・配管系についても共振するおそれのあるものについては、動的解析を行う。

- f. A クラスの施設については、水平地震力と同時に、かつ不利な方向に鉛直地震力が作用するものとする。

(3) 設備概要

3号炉の主要機器の概要を以下に示す。

a. 原子炉型式及び熱出力

型 式	濃縮ウラン、軽水減速、軽水冷却、沸騰水型
熱出力	3,926MW

b. 燃 料 体

燃料材の種類	二酸化ウラン焼結ペレット (一部ガドリニアを含む。) 9×9 燃料 (A 型) (初装荷、取替) 9×9 燃料 (B 型) (取替)
--------	---

ウラン 235 濃縮度

初装荷炉心平均濃縮度	約 3.5wt%
------------	----------

初装荷燃料集合体平均濃縮度	約 4.1wt% 以下
---------------	-------------

取替燃料集合体平均濃縮度	約 3.8wt%
--------------	----------

被覆材の種類	ジルカロイ - 2 (ジルコニウム内張)
--------	-------------------------

燃料集合体における燃料棒配列	9×9
----------------	-----

燃料集合体当たりの燃料棒本数

9×9 燃料 (A 型)	
--------------	--

標準燃料棒	66
-------	----

部分長燃料棒	8
--------	---

9×9 燃料 (B 型)	72
--------------	----

燃料集合体当たりのウォータロッド本数又は

ウォータチャンネル本数

9×9 燃料 (A 型)	2
--------------	---

9×9 燃料 (B 型)	1
--------------	---

燃料集合体最高燃焼度	55,000MWd/t
------------	-------------

c. 原子炉压力容器

胴 部 内 径	約 7.1m
---------	--------

全 高 (内 の り)	約 21m
---------------	-------

最高使用圧力	8.62MPa〔gage〕
最高使用温度	302

d. 原子炉冷却材再循環系

方 式	原子炉内蔵方式
ポンプ台数	10 台
ポンプ容量	約 7,700m ³ /h (1 台当たり)

e. 制御材駆動設備 (制御棒駆動系)

個 数	205 (制御棒駆動機構)	
	103 (水圧制御ユニット)	
駆動方式	通常駆動時	電動駆動
	スクラム時	水圧駆動
スクラム挿入時間 (全炉心平均)		
全ストロークの 60% 挿入まで		
1.44 秒以下 (定格圧力時)		
全ストロークの 100% 挿入まで		
2.80 秒以下 (定格圧力時)		
通常時駆動速度	28 ± 5mm/s	

f. 非常用冷却設備

低圧注水系

残留熱除去系を低圧注水モードとして運転するものである。

残留熱除去系

ポンプ台数	3 台
ポンプ容量	約 950m ³ /h (1 台当たり)
熱交換器基数	3 基
除 熱 能 力	約 8.2 × 10 ³ kW (1 基当たり、被冷却水と海水との温度差 22 において)

高圧炉心注水系

ポンプ台数	2 台
ポンプ容量	約 180m ³ /h ~ 約 730m ³ /h (1 台当たり)

原子炉隔離時冷却系

ポンプ台数	1 台
ポンプ容量	約 190m ³ /h

自動減圧系

弁個数	7 個（主蒸気系の主蒸気逃がし安全弁と共用）
弁容量	約 450t/h（1 個当たり、7.92MPa〔gage〕において）

g．原子炉格納容器

形 式	圧力抑制形（鉄筋コンクリート造（鋼製ライナを内張り））		
寸 法	ドライウェルヘッド直径	約 10m	
	内 径	約 29m	
	内 高	約 36m	
	上部ドライウェル内高	約 9.0m	
	サブプレッションチェンバ内高	約 19m	
	下部ドライウェル内径	約 11m	
サブプレッションチェンバのプール水量		約 3,600m ³	
最高使用圧力	310kPa〔gage〕		
最高使用温度	171 （ドライウェル）		
	104 （サブプレッションチェンバ）		

h．蒸気タービン

型 式	くし形 6 流排気復水式（再熱式）
出 力	約 1,373MW
蒸気条件	圧力 6.69MPa〔gage〕
	温度 284
蒸気流量	約 7,300t/h（高圧タービン入口において）

i．新燃料貯蔵設備

貯蔵能力	全炉心燃料の約 37%相当分
------	----------------

j．使用済燃料貯蔵設備

貯蔵能力	全炉心燃料の約 430%相当分
------	-----------------

(4) 設備の主要な特徴

3号炉の主要な特徴を以下に示す。

a. プラント出力

湿分分離加熱器、高圧ドレンポンプアップ方式の採用等による熱効率の向上を行い、電気出力は、約 1,373MW としている。

b. 原子炉圧力容器（ABWR 共通）

原子炉圧力容器の形状は、1,100MW 級 BWR-5 に比べ、内径はやや大きく、高さはほぼ同程度となっている。

第 7 図に原子炉圧力容器内部構造の概要を示す。

c. 9×9 燃料（浜岡 5 号炉以降初装荷として採用）

燃料は、初装荷及び取替燃料として、9×9 燃料を採用することとしている。

第 1 表に燃料集合体の基本仕様を、第 8 図に燃料集合体の構造概要を示す。

d. 原子炉冷却材再循環ポンプ

原子炉圧力容器底部に原子炉冷却材再循環ポンプを組み込む原子炉内蔵方式原子炉冷却材再循環ポンプ（以下「インターナルポンプ」という。）を採用することとしている。

第 9 図に原子炉冷却材再循環系の構成概要を示す。

原子炉冷却材再循環ポンプ電源装置には、従来の BWR プラントで実績を有する可変流体継手付きの再循環ポンプ MG セットを採用することとしている。可変流体継手付きの再循環ポンプ MG セットは、2 台設置し、各 MG セットで 5 台のインターナルポンプを駆動することとしている。

第 10 図に原子炉冷却材再循環ポンプ電源構成の概要を示す。

e. 制御棒駆動機構（浜岡 5 号炉と同じ）

制御棒駆動機構については、通常操作時は制御棒位置の微調整が可能な電動駆動方式で、スクラム時は水圧駆動方式の改良型制御棒駆動機構（以下「FMCRD」という。）を採用することとしている。

また、FMCRD には、駆動伝達機構にマグネットカップリングを用い

て軸封部を無くし、駆動電動機に誘導電動機を用いた、新型の FMCRD を採用することとしている。

第 11 図に制御棒駆動機構の構造概要を示す。

f. 原子炉格納容器（ABWR 共通）

原子炉格納容器については、鉄筋コンクリート製原子炉格納容器を採用することとしている。

第 12 図に原子炉格納容器の概要を示す。

g. 主蒸気逃がし安全弁

主蒸気逃がし安全弁（以下、「SRV」という。）については、先行 ABWR より約 16% 容量を増加させた SRV を採用することとしている。

（395t/h×18 弁 460t/h×16 弁）

h. 非常用炉心冷却系（ABWR 共通）

非常用炉心冷却系（以下、「ECCS」という。）は、高圧炉心注水系 2 系統、原子炉隔離時冷却系、自動減圧系及び低圧注水系 3 系統から構成し、物理的に 3 区分された多重性又は多様性及び独立性を有した設計としている。

第 13 図に ECCS の区分構成を示す。

i. 計測制御設備（ABWR 共通）

安全保護系は、「2 out of 4」方式の原子炉緊急停止系作動回路及び工学的安全施設作動回路で構成する設計としている。

4. 放射性廃棄物処理

(1) 気体廃棄物

気体廃棄物については、その主なものである蒸気式空気抽出器及び起動停止用蒸気式空気抽出器の排ガスを活性炭式希ガスホールドアップ塔に通し、排ガス中の放射能を十分減衰させた後、監視しながら排気筒から大気に放出することとしている。

この他の建物換気等の排気についても、フィルタを通すなど排気中の放射性物質の低減を図った後、監視しながら排気筒から大気に放出することとしている。

(2) 液体廃棄物

液体廃棄物については、液体廃棄物処理系において、ろ過等の処理を行い、補給水として再使用することを原則としているが、一部については放射性物質の濃度が低いことを確認して、環境に放出する場合があるとしている。

(3) 固体廃棄物

濃縮廃液は、タンクで放射能を減衰させた後、固化装置で固化材（セメント）と混合してドラム缶内に固化し貯蔵保管することとしている。

原子炉冷却材浄化系及び燃料プール冷却浄化系から発生する使用済樹脂並びに復水浄化系及び低電導度廃液系から発生する廃スラッジは、廃スラッジ貯蔵槽に貯蔵するか、又は貯蔵し放射能を減衰させた後固化装置で固化材（セメント）と混合してドラム缶内に固化し貯蔵保管することとしている。

復水浄化系及び液体廃棄物処理系から発生する使用済樹脂は、使用済樹脂槽に貯蔵し放射能を減衰させた後、雑固体廃棄物焼却設備（1号、2号及び3号炉共用、既設）で焼却するか、固化装置で固化材（セメント）と混合してドラム缶内に固化し貯蔵保管することとしている。焼却灰はドラム缶に詰めて貯蔵保管するか、又は雑固体廃棄物処理設備（1号、2号及び3号炉共用、既設）で熔融した後固型化材（モルタル）を充てんしてドラム

缶内に固型化して貯蔵保管することとしている。

可燃性雑固体廃棄物は、ドラム缶等に詰めて貯蔵保管するか、又は雑固体廃棄物焼却設備で焼却することとしている。焼却灰はドラム缶に詰めて貯蔵保管するか、又は雑固体廃棄物処理設備で溶融した後固型化材（モルタル）を充てんしてドラム缶内に固型化し貯蔵保管することとしている。

不燃性雑固体廃棄物は、可能なものは圧縮等により減容し、ドラム缶等に詰めて貯蔵保管するか、放射性廃棄物が飛散しないような措置を講じて貯蔵保管するか、雑固体廃棄物処理設備で固型化材（モルタル）を充てんしてドラム缶内に固型化し貯蔵保管するか、又は雑固体廃棄物処理設備で溶融した後固型化材（モルタル）を充てんしてドラム缶内に固型化し貯蔵保管することとしている。

上記濃縮廃液等を詰めたドラム缶等は、所要の遮へい設計を行った発電所内の固体廃棄物貯蔵所（容量 200 ・ドラム缶約 45,500 本相当、1 号、2 号及び 3 号炉共用、一部既設）に貯蔵保管することとしている。

使用済制御棒等の放射化された機器等は燃料プールに貯蔵するか、又は固体廃棄物移送容器（1 号、2 号及び 3 号炉共用、既設）を用いてサイトバンカ（1 号、2 号及び 3 号炉共用、既設）に移送し貯蔵保管することとしている。

5. 平常運転時の線量評価

「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」に基づき評価した敷地境界外の実効線量の最大値は、1号、2号及び3号炉合計で約23 μ Sv/年であるとしている。

これは、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」に定める線量目標値（50 μ Sv/年）を下回っている。

なお、本評価に当たって仮定する運転中の炉心燃料からの全希ガス漏えい率（上記「評価指針」でf値として定義される値）は、1～3号炉ともに、先行ABWR等で採用されている 3.7×10^9 Bq/s を設定するとしている。

6. 安全評価

「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」等に基づき、「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」について、「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。）等に基づき、「重大事故」及び「仮想事故」について評価している。

(1) 運転時の異常な過渡変化の解析

最小限界出力比（MCPR）については、これが最も厳しくなる「給水加熱喪失」において、1.07 以上を維持し、許容設計限界値を下回ることはいない。

燃料被覆管の表面熱流束については、これが最も厳しくなる「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」において、約 120%であり、燃料被覆管の 1%平均塑性歪に相当する表面熱流束値を下回っている。

燃料エンタルピについては、「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」において、反応度投入事象には至らず、燃料エンタルピの増加に伴う燃料の破損は生じない。

原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力については、これが最も厳しくなる「負荷の喪失」において、約 8.37MPa [gage] であり、最高使用圧力の 1.1 倍を下回っている。

以上のように、想定した全ての「運転時の異常な過渡変化」に対して、解析結果は判断基準を満足している。

(2) 事故の解析

燃料被覆管温度については、これが最も厳しくなる「原子炉冷却材喪失」において、約 600 であり、判断基準を下回っている。また、破裂の発生する燃料棒はなく、燃料被覆管の酸化層厚みの増加は極めて小さい。したがって、炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能である。

燃料エンタルピについては、「制御棒落下」において、約 746kJ/kgUO₂

であり、制限値を下回っている。

原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力については、これが最も厳しくなる「制御棒落下」において、約 8.54MPa [gage] であり、最高使用圧力の 1.2 倍を下回っている。

原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については、「原子炉冷却材喪失」において、約 250kPa[gage]であり、最高使用圧力を下回っている。

原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度については、「可燃性ガスの発生」において、ドライウェル内の水素ガス濃度が約 3.5vol%、ドライウェル内の酸素ガス濃度が約 4.5vol%であり、いずれも可燃限界を下回っている。

敷地境界外における実効線量については、これが最も厳しくなる「主蒸気管破断」において、約 6.8×10^{-2} mSv であり、周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えるものではない。

以上のように、想定した全ての「事故」に対して、解析結果は判断基準を満足している。

(3) 重大事故及び仮想事故の解析

重大事故については、敷地境界外におけるガンマ線による全身に対する線量は、「原子炉冷却材喪失」において最大となり、約 5.5×10^{-5} Sv である。また、小児の甲状腺に対する線量は、「主蒸気管破断」において最大となり、約 7.0×10^{-3} Sv である。

仮想事故については、敷地境界外におけるガンマ線による全身に対する線量は、「原子炉冷却材喪失」において最大となり、約 2.7×10^{-3} Sv である。また、成人の甲状腺に対する線量は、「原子炉冷却材喪失」において最大となり、約 2.3×10^{-2} Sv である。また、全身線量の積算値は「原子炉冷却材喪失」において最大となり、西暦 2000 年の人口に対して約 1.6×10^{-1} 万人 Sv であり、西暦 2050 年の推定人口に対して約 1.3×10^{-1} 万人 Sv である。

以上のように、甲状腺に対する線量及び全身に対する線量並びに全身線量の積算値は、「原子炉立地審査指針」に示されるめやすを下回っている。

． 3 号炉の増設に伴うその他の変更

1． 変更の概要

(1) 2 号炉復水器冷却水放水口の付け替え

現在宇中湾にある 2 号炉復水器冷却水放水口（表層放水）が 3 号炉増設に伴う敷地造成範囲に含まれるため、発電所敷地前面の沖合約 100m の海底に変更し（水中放水）、放水路を 3 号炉敷地の南側から西側にかけて迂回するルートに変更することとしている。

2 号炉復水器冷却水放水口概要図を第 14 図に示す。

(2) 1 号及び 2 号炉の受電系統の変更

1 号炉ルートを 3 号炉専用の主回線とするため、2 号炉ルート 2 回線の容量を増加し、1 号及び 2 号炉共用とすることとしている。また、1 号炉の予備回線 1 回線を 1 号及び 2 号炉共用とすることとしている。

1 号及び 2 号炉の受電系統概要図を第 15 図に示す。

2． 工事計画

(1) 2 号炉復水器冷却水放水口の付け替え

着 工： 平成 18 年 1 月

竣 工： 平成 18 年 4 月

(2) 1 号及び 2 号炉の受電系統の変更

着 工： 平成 18 年 5 月

竣 工： 平成 18 年 7 月

3． 変更の工事に要する資金の額及び調達計画

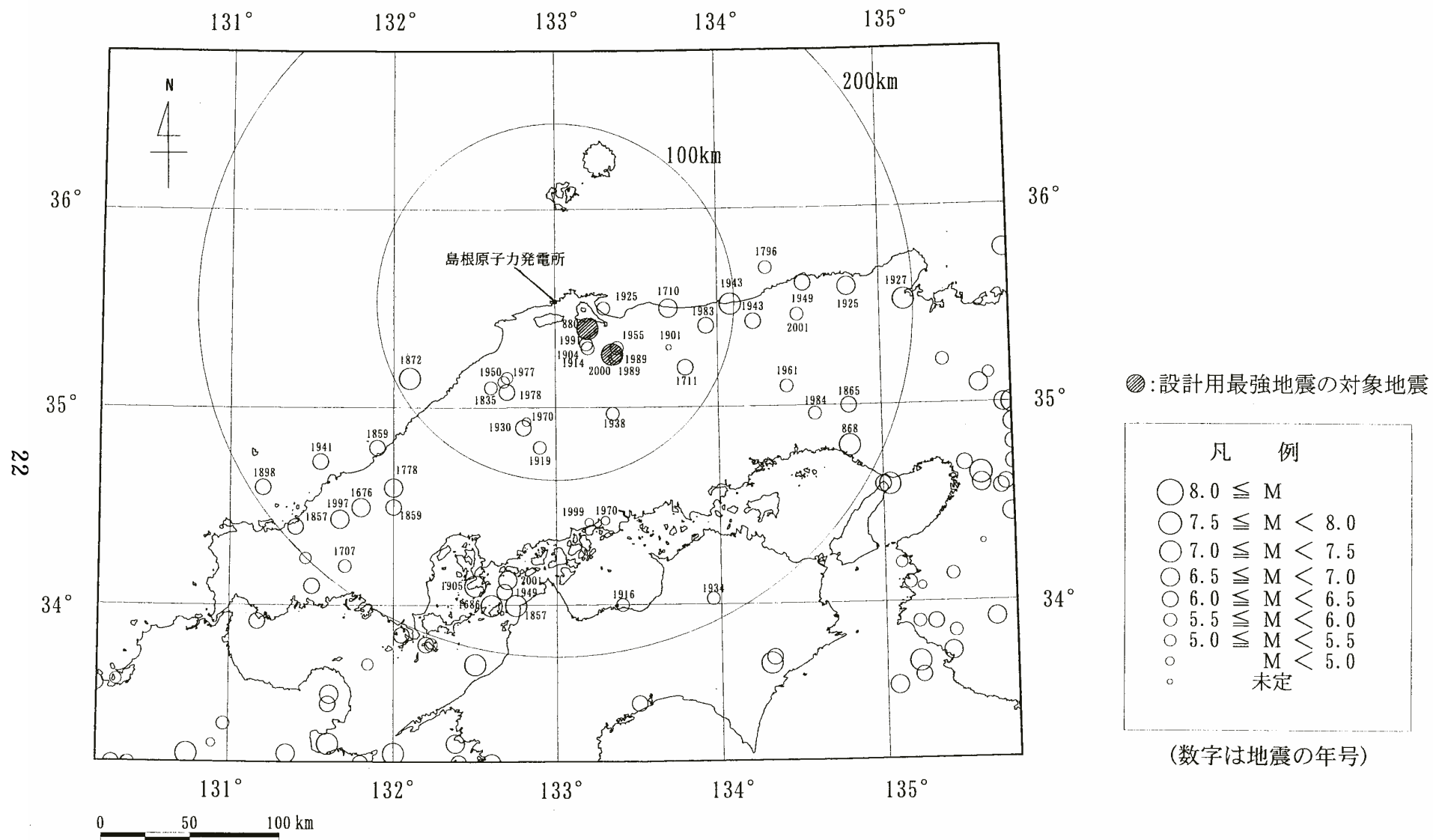
2 号炉復水器冷却水放水口の付け替え工事並びに 1 号及び 2 号炉の受電系統の変更工事に要する資金は合計約 90 億円としている。

また、工事に要する資金は、自己資金及び社債・借入金により調達することとしている。

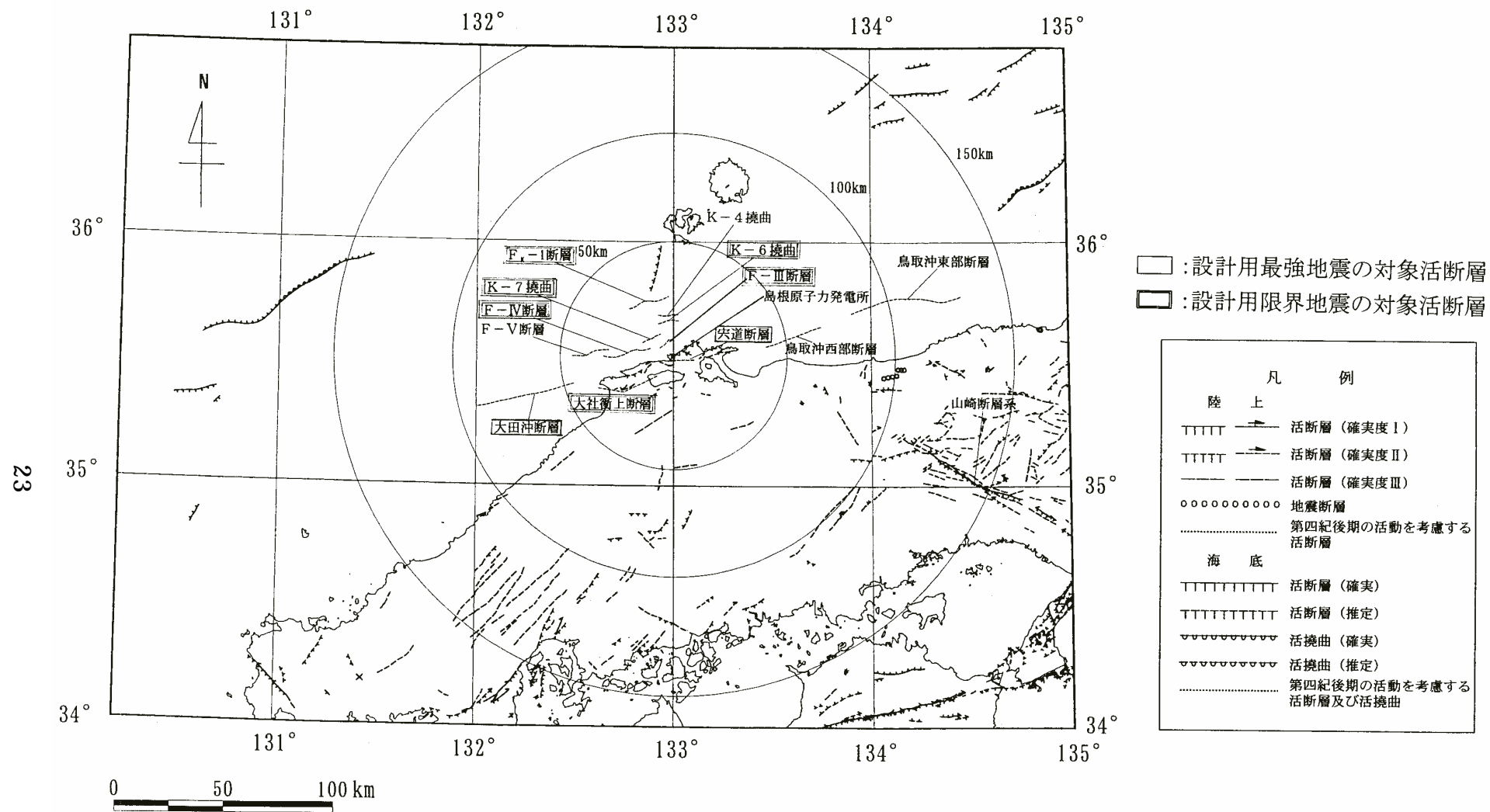
以 上

1 表 燃料集合体基本仕様

項 目	9 × 9 燃料 (A 型)	9 × 9 燃料 (B 型)
1. 燃料集合体		
燃料棒配列	9 × 9	9 × 9
燃料棒本数	標準燃料棒 66 部分長燃料棒 8	72
平均濃縮度 (wt%)	約 3.5	-
初装荷炉心平均濃縮度	タイプ 約 1.5	-
初装荷燃料集合体平均濃縮度	タイプ 約 4.1	
取替燃料集合体平均濃縮度	約 3.8	約 3.8
最高燃焼度 (MWd/t)	55,000	55,000
2. 燃料棒		
燃料被覆管外径 (mm)	約 11.2	約 11.0
燃料被覆管厚さ (mm)	約 0.71	約 0.70
燃料被覆管材料	ジルカロイ - 2 (ジルコニウム内張)	ジルカロイ - 2 (ジルコニウム内張)
ペレット直径 (mm)	約 9.6	約 9.4
ペレット燃料被覆管間隙 (mm)	約 0.20	約 0.20
ペレット密度 (%TD)	約 97	約 97
ヘリウム封入圧 (MPa)	約 1.0	約 1.0
3. ウォータロッド又はウォータチャンネル		
形 状	管 状	角 管
外 径 (mm)	約 24.9	約 38.5
本 数	2	1
4. スペーサ	第 8 図 参照	
5. タイプレート		



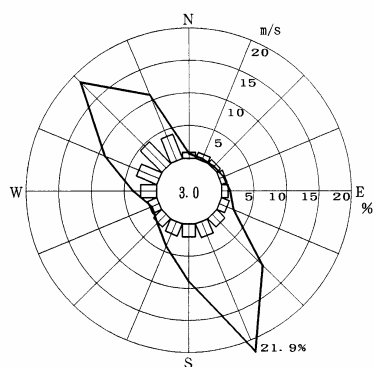
第 1 図 敷地周辺の被害地震の震央分布



第 2 図 活断層分布

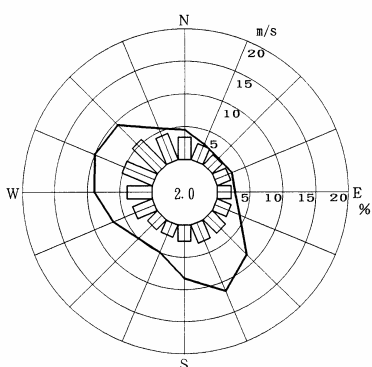
（活断層研究会（1991）「新編 日本の活断層」に一部加筆。）

標 高 28.5 m
(地 上 高 20 m)



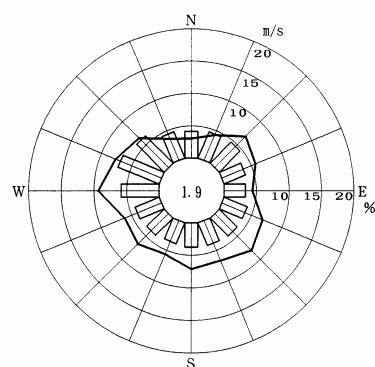
欠測率 : 0.2%

標 高 65 m
(地 上 高 50 m)



欠測率 : 2.8%

標 高 130 m
(地 上 高 115 m)

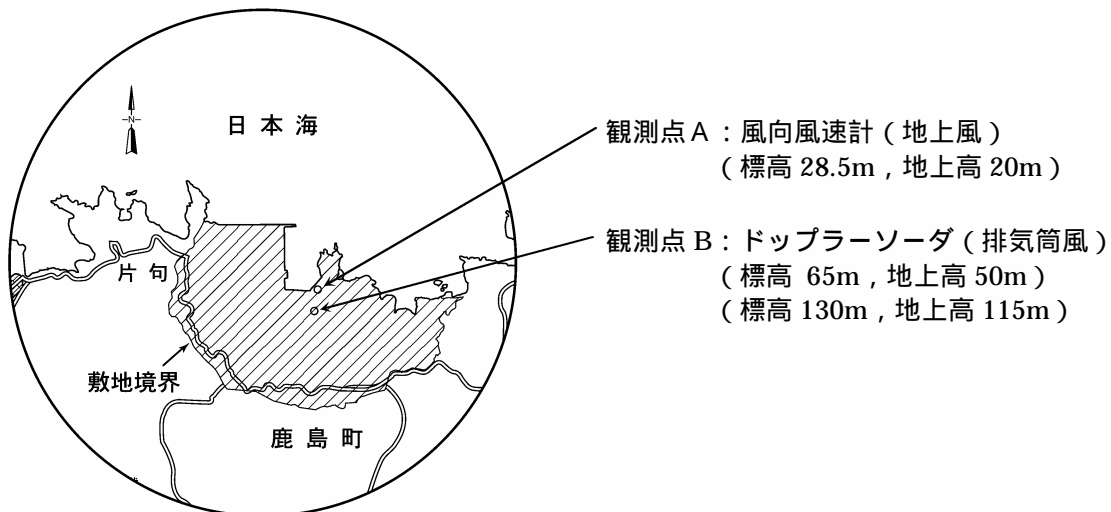


欠測率 : 2.8%

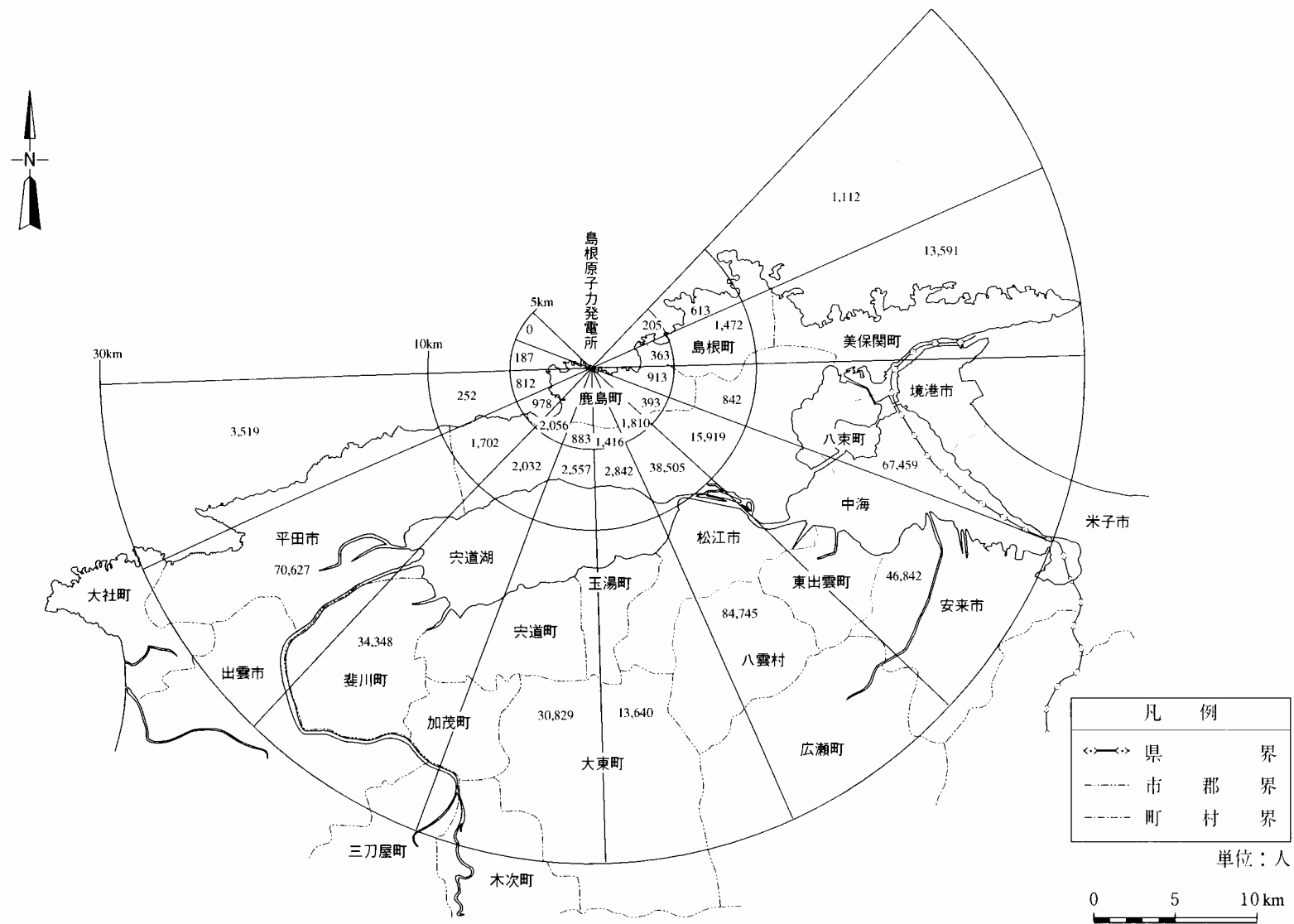
注) 1. — 風向出現頻度 (%)

□ 平均風速 (m/s)

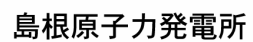
2. 小円内の数字は静穏の頻度 (%)



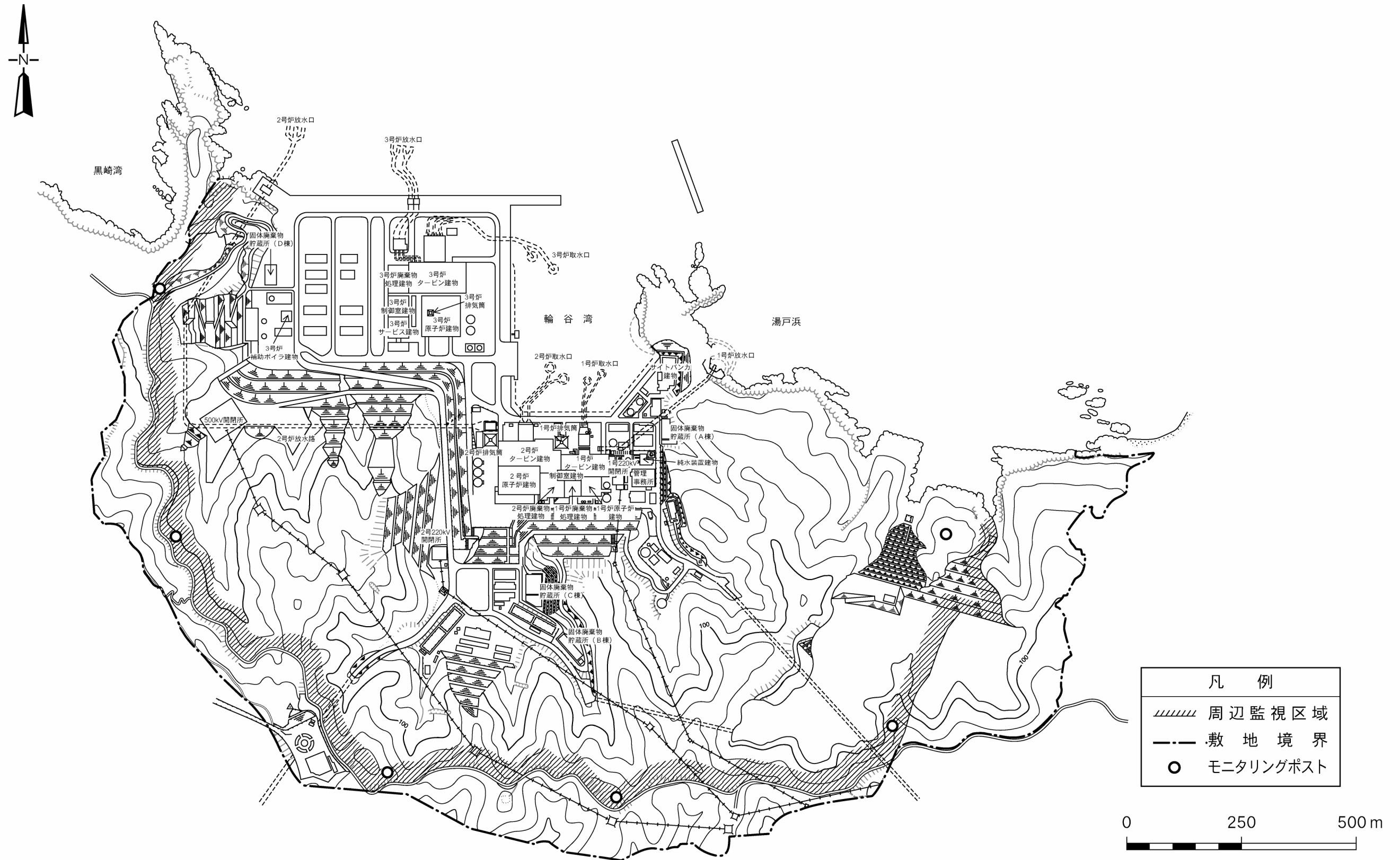
第 3 図 敷地の風配図 (1996 年 1 月 ~ 12 月)



第 4 図 発電所から 30km 以内の方位別人口分布（平成 12 年 10 月現在）

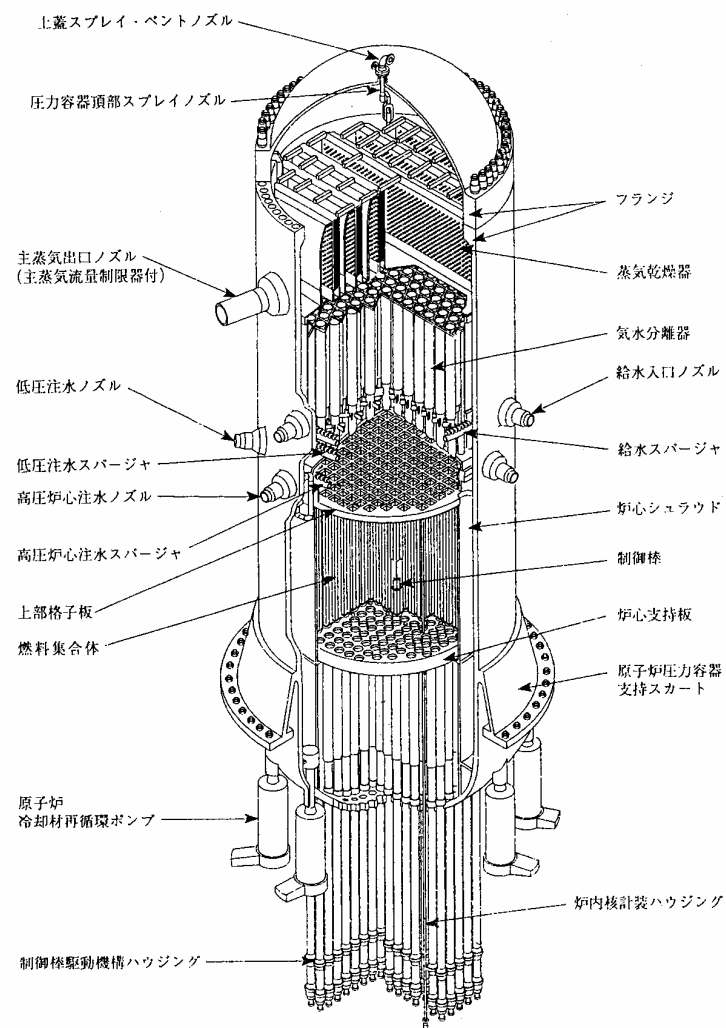


第 5 図 発電所周辺の鉄道及び主要道路図

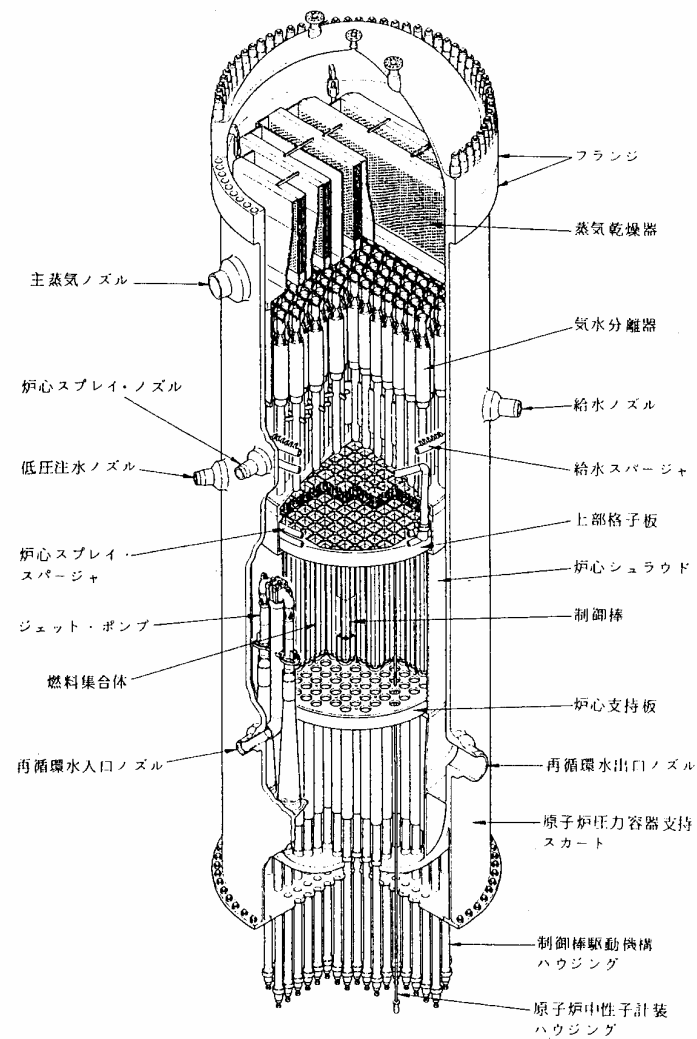


第 6 図 発電所一般配置図

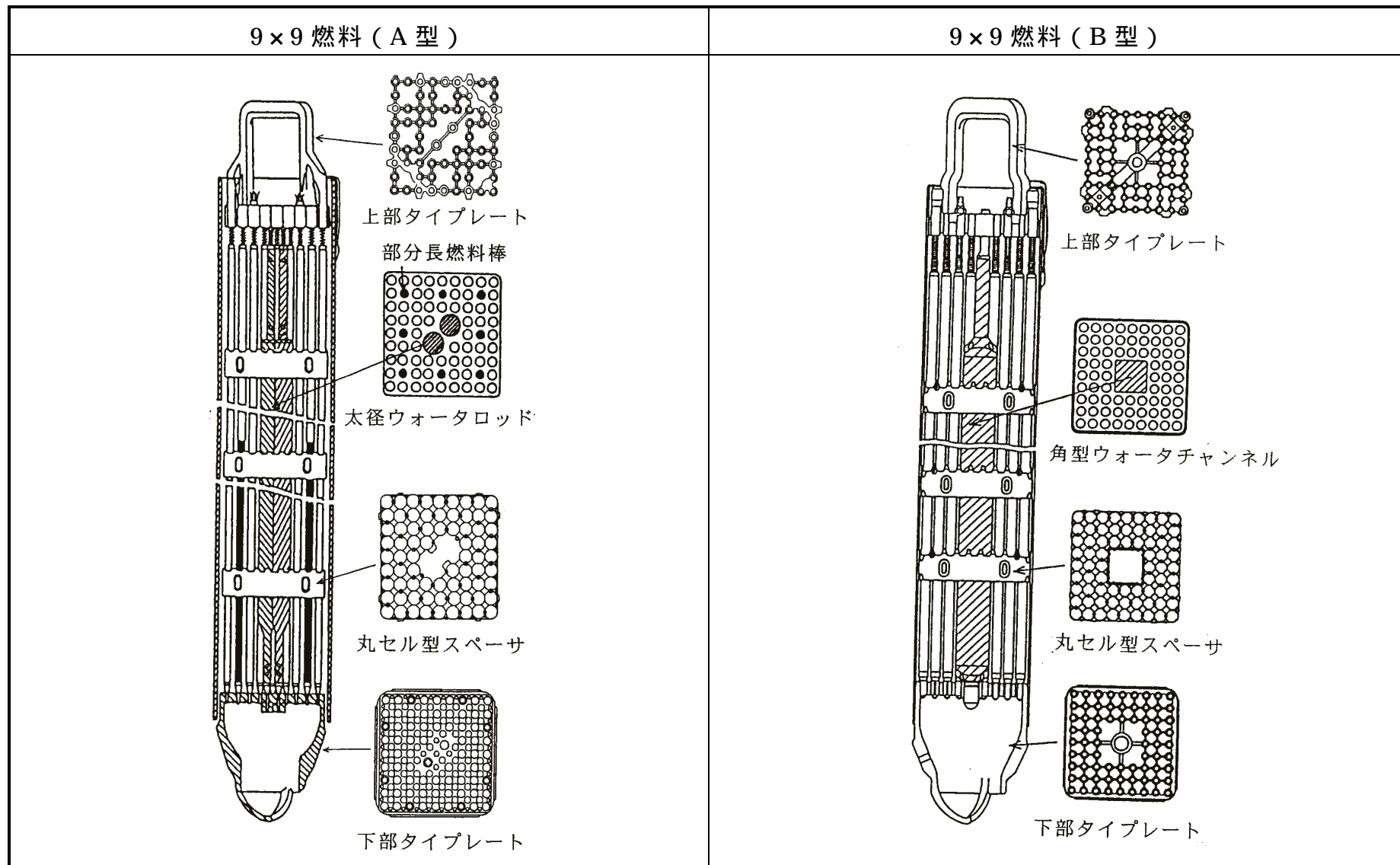
島根 3 号 炉



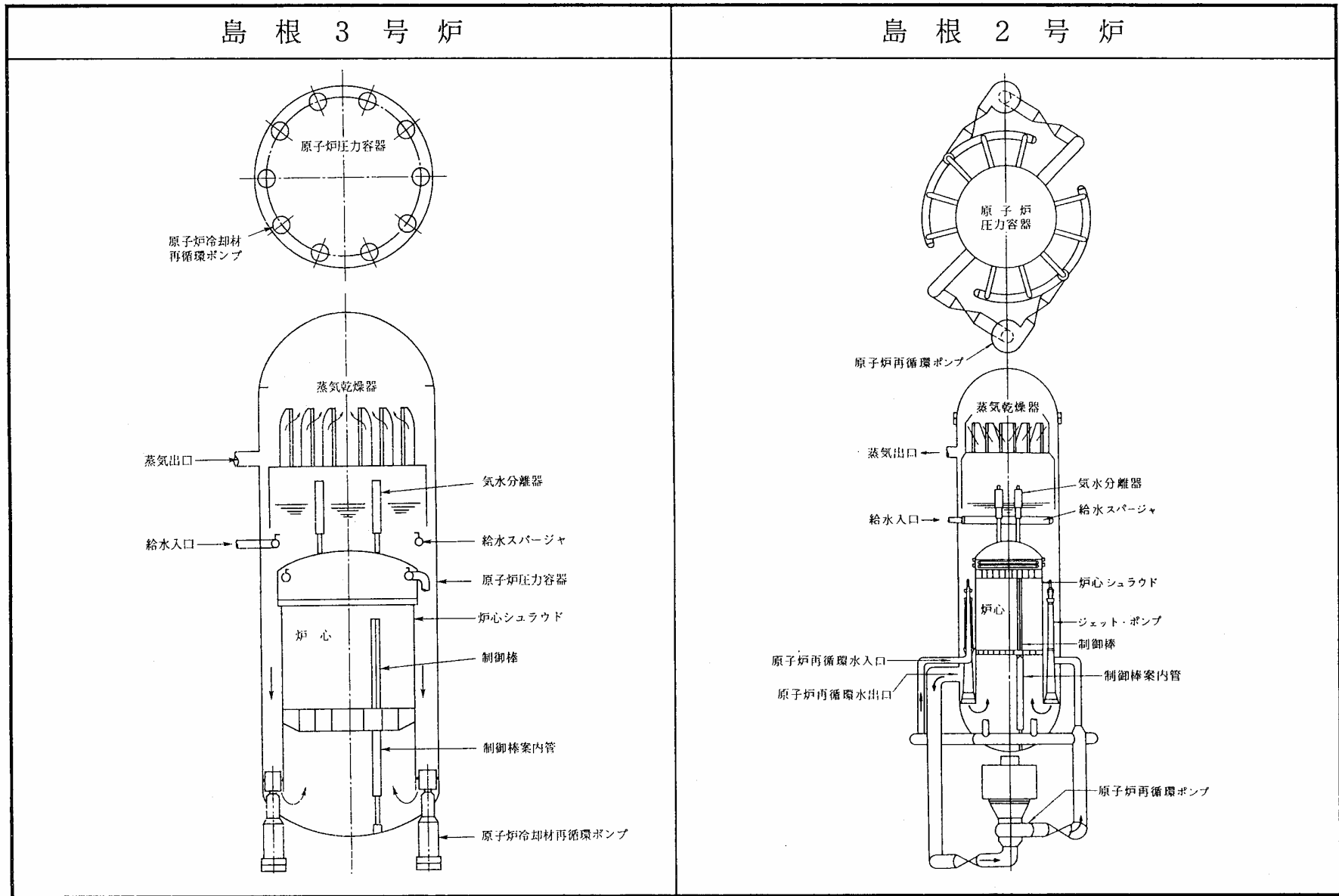
島根 2 号 炉



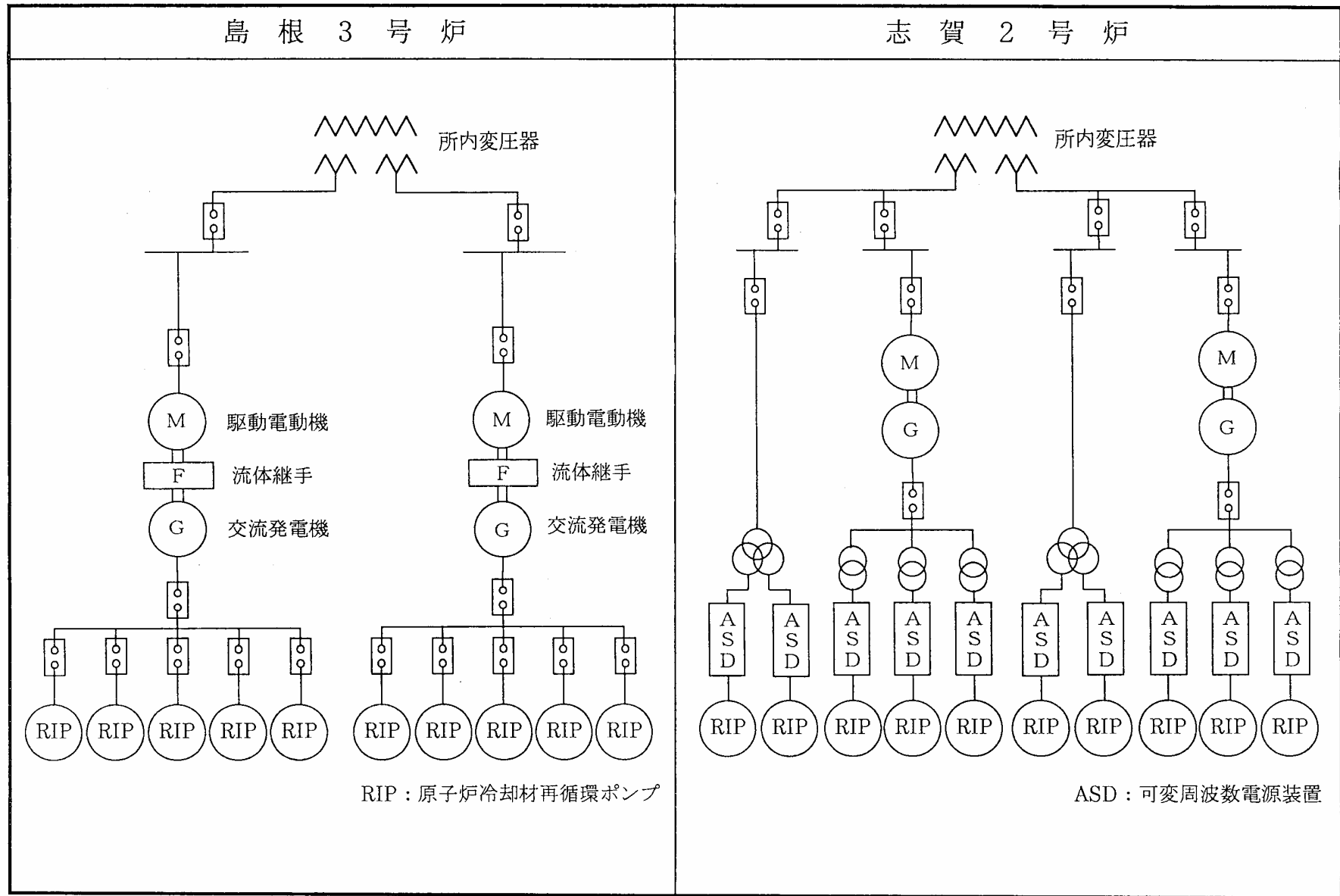
第 7 図 原子炉圧力容器内部構造物概要図



第 8 図 燃料集合体構造概要図

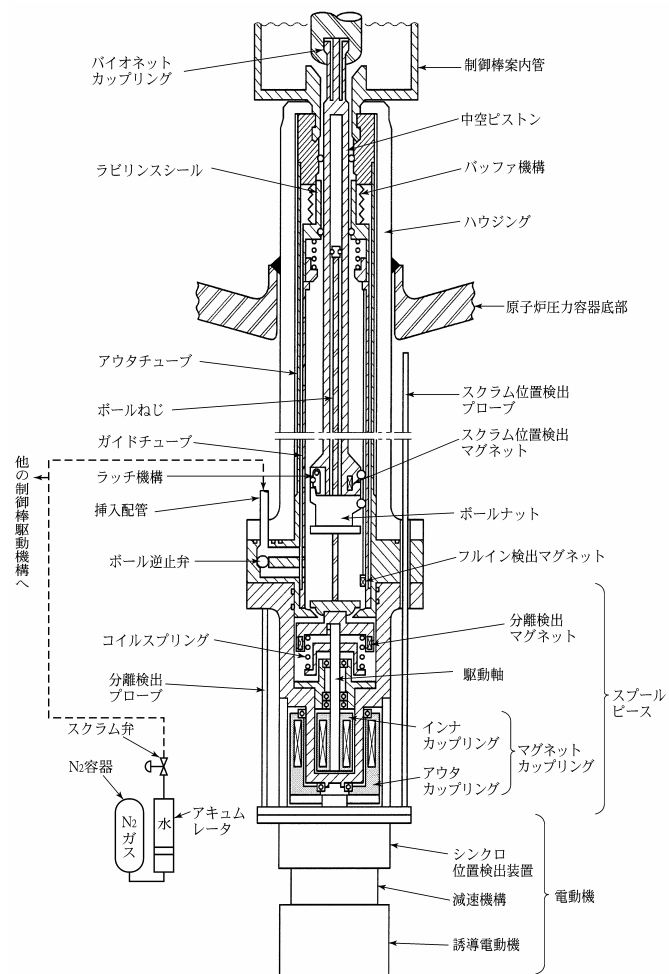


第 9 図 原子炉冷却材再循環系構成概要図

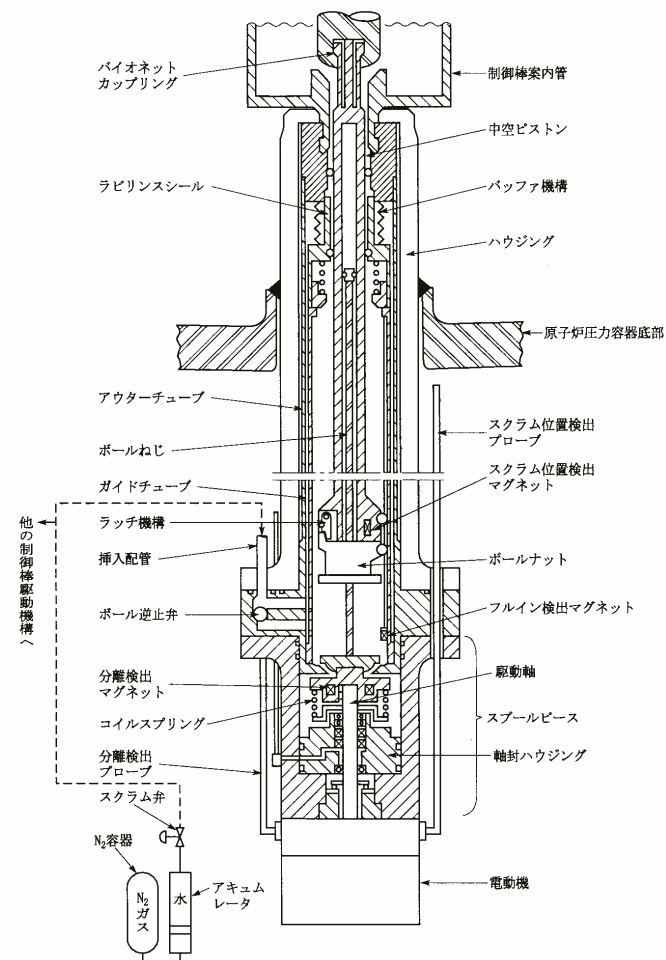


第 10 図 原子炉冷却材再循環ポンプ電源構成概要図

島根 3 号 炉

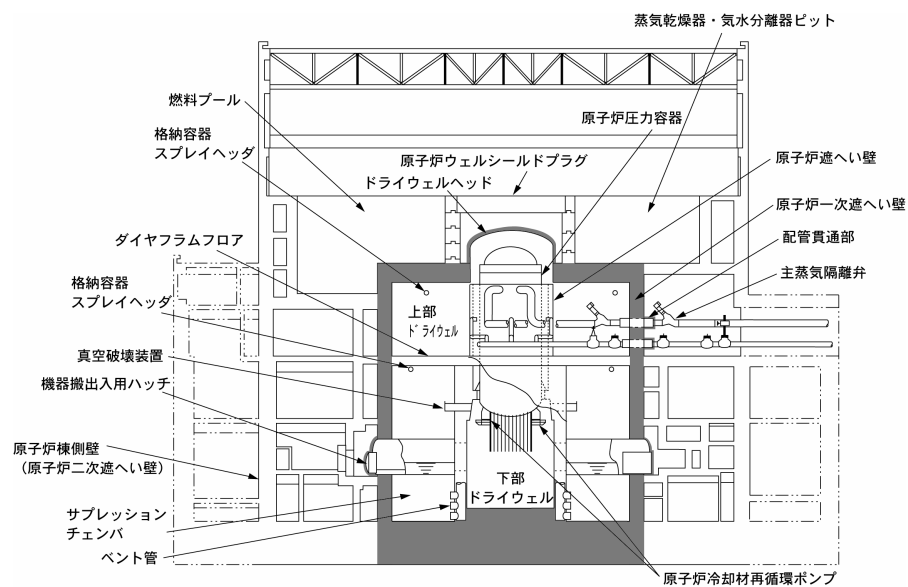


志賀 2 号 炉

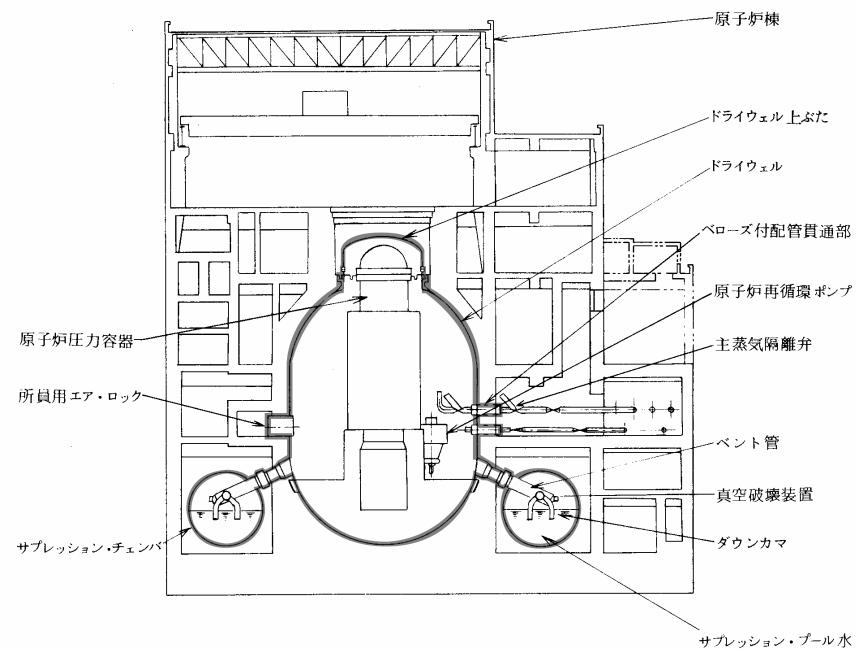


第 11 図 制御棒駆動機構構造概要図

島根 3 号 炉



島根 2 号 炉

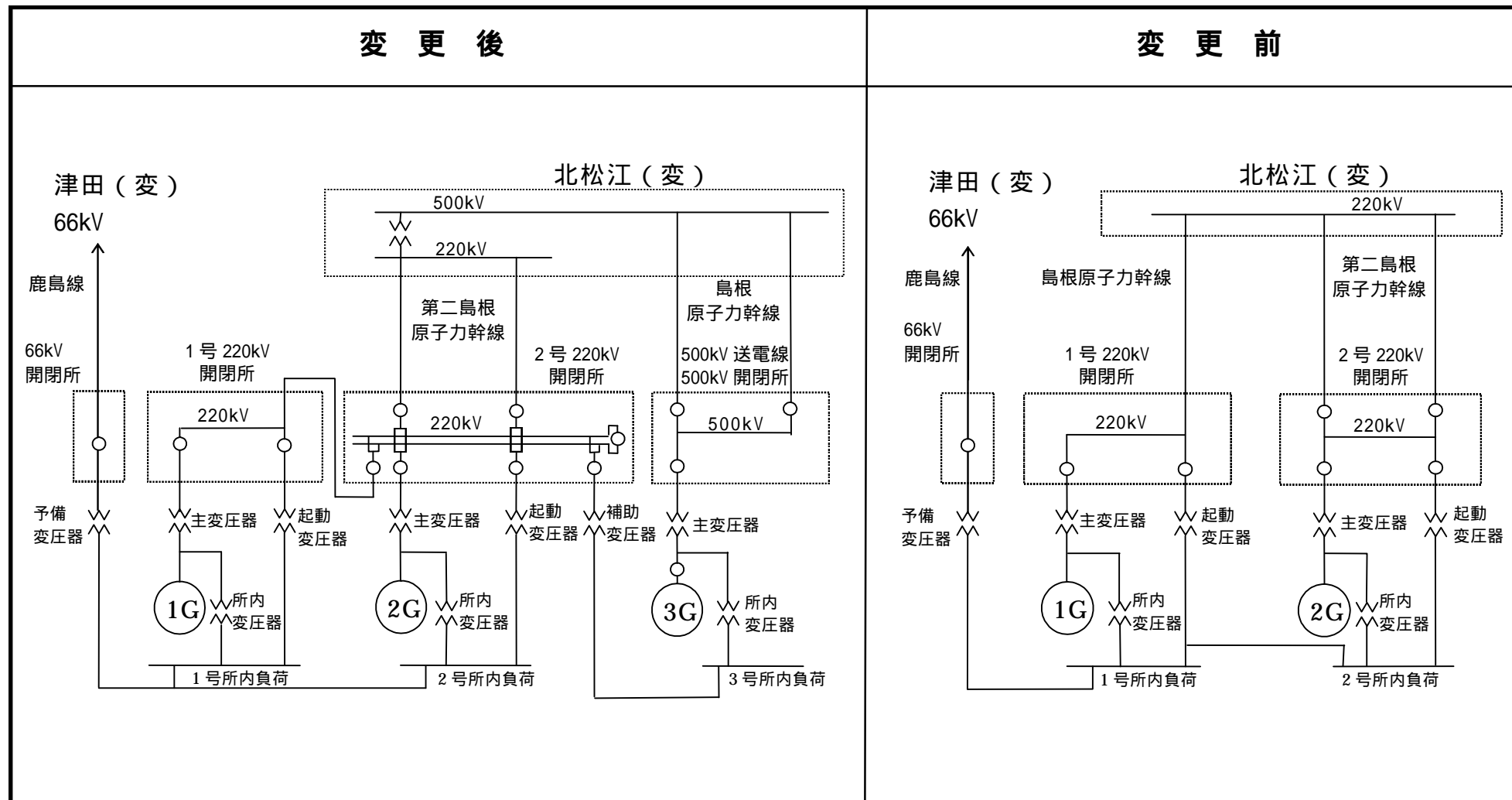


第 12 図 原子炉格納容器概要図

		島根 3 号炉
系 統 構 成		<p>原子炉隔離時冷却系 低 圧 注 水 系</p> <p>高圧炉心注水系 低 圧 注 水 系</p> <p>高圧炉心注水系 低 圧 注 水 系</p> <p>自動減圧系</p>
ポンプの 容 量 全揚程 台 数	高圧炉心注水ポンプ	<p>約 180m³/h~約 730m³/h(1 台当たり)</p> <p>約 890m ~ 約 190m</p> <p>2 台</p>
	原子炉隔離時冷却ポンプ	<p>約 190m³/h</p> <p>約 190m~約 900m</p> <p>1 台</p>
	低圧注水ポンプ	<p>約 950m³/h(1 台当たり)</p> <p>約 130m</p> <p>3 台</p>
自動減圧系容量、個数		<p>約 450t/h(1 個当たり)</p> <p>7 個</p>

第 13 図 非常用炉心冷却系区分構成

第 14 図 2 号炉復水器冷却水放水口概要図



第 15 図 1 号及び 2 号炉の受電系統概要図