

中部電力株式会社浜岡原子力発電所
原子炉設置変更許可申請（5 号原子
炉の増設）の概要

平成 10 年 2 月

目 次

1. 概 要	1
2. 立地点の概要	3
(1) 発電所の位置及び地形	3
(2) 地 盤	3
(3) 地 震	4
(4) 気 象	5
(5) 水 理	5
(6) 社会環境	6
3. 設備の概要	8
(1) 全体配置計画	8
(2) 耐震設計	8
(3) 設備の概要	9
(4) 設備の主要な特徴	12
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. 平常運転時の線量当量評価	17
6. 安全評価	18

1. 概 要

浜岡原子力発電所 5 号炉の増設の計画は、同 4 号炉の南東側に熱出力 3,926MW の原子炉を設置するものであり、平成 11 年 11 月着工、平成 17 年 8 月運転開始の計画で建設することとしている。

(1) 設置者

中部電力株式会社

取締役社長 太田 宏次

(2) 発電所名及び所在地

名 称 : 浜岡原子力発電所

所在地 : 静岡県小笠郡浜岡町佐倉

(3) 申請年月日

平成 9 年 4 月 15 日（一部補正 平成 10 年 2 月 16 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 1,380MW）

基 数 : 1

(5) 工事計画

着 工 : 平成 11 年 11 月（予定）

運転開始 : 平成 17 年 8 月（予定）

(6) 工事に要する資金の額及び調達計画

建設工事費 : 4,350 億円

資金の調達計画 : 開銀資金、自己資金、社債及び一般借入金により調達

(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：約 151 t

(8) 使用済燃料の処分法

国内の再処理事業者で再処理を行うことを原則としている。

(参考)

1号炉	昭和 46 年 3 月	着工（基礎掘削開始）
	昭和 51 年 3 月	運転開始
2号炉	昭和 49 年 3 月	着工（基礎掘削開始）
	昭和 53 年 11 月	運転開始
3号炉	昭和 57 年 11 月	着工（基礎掘削開始）
	昭和 62 年 8 月	運転開始
4号炉	平成 元年 2 月	着工（基礎掘削開始）
	平成 5 年 8 月	運転開始

2. 立地点の概要

(1) 発電所の位置及び地形

浜岡原子力発電所の敷地は、静岡県静岡市から南西方約 45km 及び浜松市から東南東方約 39km の静岡県小笠郡浜岡町佐倉に位置し、敷地から海岸線に沿って東方約 8km の地点には遠州灘と駿河湾に面した御前崎がある。

敷地の形状は、海岸線を底辺としたほぼ台形である。敷地の全体の広さは約 160 万 m^2 であり、敷地の北部には標高 30m 前後の丘陵がある。敷地は遠州灘に面し、海岸付近には直線状の海岸線とほぼ平行に、風によって形成された砂丘が分布している。

発電所位置図を第 1 図に示す。

(2) 地 盤

a. 地 質

敷地周辺の主な地質は、三波川帯に属する結晶片岩類、中生代や新生代の堆積岩類及び第四系から構成されている。

敷地及びその付近の地質は、主として新第三紀の相良層群及びこれらを不整合に覆う第四系から構成されている。原子炉建屋は、同層群相良層の砂岩・泥岩互層を基礎地盤としている。

敷地周辺の陸域には、中央構造線北端部、糸魚川－静岡構造線活断層系、神縄・国府津－松田断層帯等が、また、海域には、駿河トラフ断層等が認められる。

b. 原子炉建屋基礎地盤

基礎地盤の長期の支持力は 14.0N/mm^2 (143kg/cm^2) と評価され、地震時の支持力は 20.6N/mm^2 (210kg/cm^2) と評価されるので、常時の接地圧約 0.6N/mm^2 (約 6kg/cm^2) 及び地震時の最大接地圧約 1.1N/mm^2 (約 11kg/cm^2) に対して十分な安全性を有するとしている。

基礎地盤のすべりに対する安全性については、基礎地盤のすべり抵抗力が約 $4.92 \times 10^9\text{N}$ (約 $5.02 \times 10^5\text{t}$) と評価されるので、地震時に基礎底

面に作用する水平力約 $1.57 \times 10^3 \text{N}$ (約 $1.60 \times 10^5 \text{t}$) に対して十分な安全性を有するとしている。

沈下については、岩盤試験の結果から判断して原子炉建屋に影響を及ぼす沈下は考えられないとしている。

さらに、断層の分布状況等を考慮した安定解析結果によれば、原子炉建屋基礎地盤は、原子炉建屋を支持する上で十分な安全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及び考慮する活断層の分布を第2図に示す。

設計用最強地震の対象となる地震としては、過去の地震のなかから、永長地震(1096年、マグニチュード(M) 8.4、震央距離(Δ)=91km)、明応地震(1498年)、天正17年駿河・遠江^{とちゅうみ}の地震(1589年、M6.7、 Δ =21km)、宝永地震(1707年、M8.4、 Δ =261km)、安政東海地震(1854年、M8.4)、安政2年遠州灘の地震(1855年、M7.3、 Δ =39km)、東南海地震(1944年、M7.9、 Δ =168km)及び想定東海地震(M8.0)を選定している。

また、活断層から想定される地震としては、石花海盆^{せのうみ かいぼん}西縁(南)の断層による地震(M6.6、 Δ =17km)を選定している。

なお、明応地震については、敷地に与える影響としては安政東海地震と同程度と考えられることから、安政東海地震の評価で代表させている。

基準地震動 S_1 は、上記地震を考慮して、最大速度振幅が 43.3cm/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、活断層から神縄・国府津-松田断層帯^{かんじょう・こくふづ}による地震(M8.5、 Δ =127km)を選定している。

また、地震地体構造の見地から南海トラフ沿いの M8.5 の地震を選定している。

さらに、直下地震(M6.5、震源距離(X)=10km)も考慮している。

基準地震動 S_2 は、上記地震を考慮して、最大速度振幅が 53.9cm/s の設計用模擬地震波としている。

なお、想定東海地震、安政東海地震などのように敷地が震源域内に含ま

れるかあるいはその近傍にあると考えられる地震については、断層モデル等に基づいた方法により評価している。

(4) 気 象

発電所付近の気象については、最寄りの気象官署である御前崎測候所及び浜松測候所における長期間の気象資料を調査している。

御前崎測候所の観測資料によれば、年平均風速は 5.0m/s 、年降水量は約 $2,100\text{mm}$ 、最低気温は -5.4°C 、最大瞬間風速は 50.6m/s である。

大気拡散については、敷地内で観測された1年間（1993年11月～1994年10月）の気象資料を使用している。それによると、排気筒高さ付近（標高 106m ）において、最多風向は西であり、その出現頻度は約 20% となっている。また、敷地の地上高さ 10m （標高 20m ）においては、最多風向は東北東及び西北西であり、その出現頻度はそれぞれ約 18% となっている。大気安定度は中立状態 D が約 40% で最も多く、次いで G、B、C、E、F、A の順となっている。

敷地の風配図（1993年11月～1994年10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異常でないことを、敷地内、御前崎測候所及び浜松測候所における過去の資料を用いて確認している。

なお、大気拡散の解析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1年間（1993年11月～1994年10月）の気象資料を用いて風洞実験を行っている。

(5) 水 理

発電所敷地付近の河川としては、敷地の西側境界沿いに新野川があり、また、東側境界より東方約 500m に篠川がある。

発電所前面海域の流向は、四季を通してほぼ海岸に平行な流れが卓越している。

津波については、過去の津波についての文献調査等に基づく検討結果から最高水位は潮望平均満潮位を考慮すると東京湾平均海面（以下「T.P.」

という。) +6.0m 程度であり、最低水位は朔望平均干潮位を考慮すると T.P.-8.8m 程度と推定している。津波に対する安全性は、それぞれ、敷地が T.P.+8.0m に整地されること等及び原子炉機器冷却系に必要な海水が確保される設計とすることから原子炉施設の安全確保に支障はないとしている。

発電所前面海域の海水温度は、平成4年7月から平成5年6月までの1年間にわたって、3号炉復水器放水口東側約4km、沖合約1kmの調査点において連続観測されており、海面下0.5mにおける月平均水温の最高は9月の25.1℃、最低は2月の14.1℃となっている。

発電所で使用する淡水の日最大所要量は、1号、2号、3号、4号及び5号炉で約2,400m³/日と想定され、そのうち5号炉は約600m³/日と予想している。本発電所で使用する発電用水及び工事中の用水は、新野川の伏流水を使用することとしている。また、生活用水は浜岡町上水道から供給を受けることとしている。

復水器冷却用水等は、発電所前面海域に設ける取水塔から取水することとしている。

(6) 社会環境

- a. 平成2年(1990年)10月に実施された国勢調査結果によれば、人口分布は、発電所を中心とする半径30km以内において約657,150人、半径10km以内では、約63,440人、半径5km以内では約23,980人となっている。発電所から30km以内の方位別人口分布を第4図に示す。
- b. 平成7年(1995年)10月に実施された国勢調査結果によれば、浜岡町並びに隣接する御前崎町及び相良町の就業者数は、約35,700人であり、業種別では、製造業及びサービス業が主要なものとなっている。
- c. 航空関係施設としては、敷地より北東約25kmに航空自衛隊静浜基地静浜飛行場が、西北西約44kmに航空自衛隊浜松基地浜松飛行場がある。なお、北方約20kmに静岡空港が予定されている。

また、敷地の北方に「V17」及び「G597」と呼ばれる航空路があるが、敷地上空はその航空路の中心線から約 9km、保護空域境界から約 2km 離れている。

また、航空機は原子力関係施設上空を飛行することを規制されている。

3. 設備の概要

5号炉原子炉施設は、熱出力 3,926MW（電気出力約 1,380MW）の改良型沸騰水型原子炉である。

(1) 全体配置計画

発電所の全体配置は第 5 図に示すとおりであり、敷地東部の海岸側の 4 号炉の南東側を T.P.+8.0m に敷地造成して、原子炉建屋、タービン建屋、補助建屋、海水熱交換器建屋、排気筒等を設置することとしている。

復水器冷却用水は、発電所前面海域の沖合約 600m に設ける取水塔より取水トンネルを経て、敷地内の取水槽まで導入し、復水器を経て、敷地中央近くに設ける放水口より前面海域に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」に適合するように下記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. 原子炉建屋等の重要な建物・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Asクラスの施設と呼称し、そ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、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。
- g. 原子炉施設の構造計画及び配置計画に際しては、地震の影響が低減されるように考慮する。

(3) 設備の概要

5号炉の主要機器の概要を以下に示す。

a. 原子炉の型式及び熱出力

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。)
--------	-------------------------------

ウラン 235 濃縮度

初装荷炉心平均濃縮度	約 3.4wt%
初装荷燃料集合体平均濃縮度	約 3.7wt%以下
取替燃料集合体平均濃縮度	約 3.7wt%

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

燃料集合体の燃料棒配列	8×8
-------------	-----

燃料棒本数

標準燃料棒 66

部分長燃料棒 8

ウォーターロッド本数 2

燃料集合体最高燃焼度 55,000MWd/t

c. 原子炉圧力容器

胴部内径 約 7.1m

全高（内のり） 約 21m

最高使用圧力 8.62MPa[gage](87.9kg/cm²g)

最高使用温度 302℃

d. 制御材駆動設備

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 全ストロークの 60%挿入まで

（全炉心平均） 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 約 3cm/s

e. 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 7,700m³/h（1 台当たり）

f. 原子炉格納容器

形 式	圧力抑制形（鋼製ライナ内張り鉄筋コンクリート造）		
寸 法	ドライウエルヘッド直径	約 10m	
	内 径	約 29m	
	内 高	約 36m	
	上部ドライウエル内高	約 9.0m	
	サブプレッションチェンバ内高	約 19m	
	下部ドライウエル内径	約 11m	
サブプレッションチェンバプール水量	約 3,600m ³		
最高使用圧力	310kPa[gage] (3.16kg/cm ² g)		
最高使用温度	171℃（ドライウエル）		
	104℃（サブプレッションチェンバ）		

g. 蒸気タービン

形 式	くし形 6 流排気復水式（再熱式）
台 数	1
出 力	約 1,380MW
蒸気条件	圧力 6.69MPa[gage] (68.2kg/cm ² g)
	温度 284℃
蒸気流量	約 7,300t/h
	（高圧タービン入口において）

h. 発 電 機

形 式	横軸円筒回転界磁三相交流同期発電機		
容 量	約 1,570,000kVA		
電 圧	約 22kV		
回 転 数	約 1,800rpm		

i. 主要変圧器

容 量	約 1,510,000kVA
電 圧	約 21.5kV/500kV
周 波 数	60Hz

j. 新燃料貯蔵庫

貯蔵能力	全炉心燃料の約 5%相当分
------	---------------

k. 使用済燃料貯蔵設備

貯蔵能力	全炉心燃料の約 420%相当分
------	-----------------

(4) 設備の主要な特徴

5号炉の主要な特徴を以下に示す。

a. プラント出力

燃料集合体を872体装荷することにより熱出力の増加を図るとともに、大型の 52 インチ翼タービンの採用等による熱効率の改善を行うことにより、電気出力は、約 1,380MW とするとしている。

b. 9×9 燃料

初装荷燃料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。9×9燃料は高燃焼度化のため、燃料集合体平均濃縮度を高めている。また、核特性、熱的余裕等の改善のため、9行9列の燃料棒配列、部分長燃料棒及び2本の太径ウォータロッドの採用、ヘリウム加圧量増加等の設計改良を行っている。

燃料集合体の基本仕様を第1表に、燃料集合体の構造概要を第6図に示す。

c. 原子炉压力容器

原子炉压力容器については、燃料集合体872体を装荷するスペース及

び原子炉冷却材再循環ポンプ（原子炉内蔵方式）10 台を取り付けるスペースを考慮して、内径は約 7.1m としている。高さは、気水分離器の短縮等により 1,100MW 級の BWR-5 より約 1m 縮小されており、約 21m としている。

原子炉圧力容器内部構造概要図を第 7 図に示す。

d. 制御棒駆動機構

制御棒駆動機構については、通常操作時は電動駆動で、スクラム時は BWR-5 と同様水圧駆動で行う改良型制御棒駆動機構（改良型 CRD）を採用することとしている。

改良型制御棒駆動機構は、制御棒多数本の同時操作（ギャングモード操作）によりプラント起動時間が短縮できること等の特徴を有している。

制御棒駆動機構の構造概要を第 8 図に示す。

e. 原子炉冷却材再循環ポンプ

原子炉冷却材再循環系については、BWR-5 では、2 台の外部ループ型再循環ポンプで構成されているのに対して、原子炉圧力容器内に 10 台の原子炉冷却材再循環ポンプを内蔵しており、原子炉圧力容器内で直接冷却材に駆動力を与える原子炉冷却材内蔵型再循環ポンプ（RIP）を採用することとしている。

原子炉冷却材内蔵型再循環ポンプは、外部再循環配管が無くなるため、原子炉格納容器がコンパクト化できること、原子炉冷却材喪失時に炉心露出しないこと等の様々な利点を得られている。

原子炉冷却材再循環ポンプの構造概要を第 9 図に示す。

f. 原子炉格納容器

原子炉格納容器については、原子炉建屋と一体化した鉄筋コンクリート造格納容器（RCCV）を採用することとしている。

鉄筋コンクリート造格納容器は、鋼製格納容器に比して形状選択が自由であり、剛性が高いことからサポート支持材に利用でき、また、生体

遮へいの役目も果たし得る等の特徴を有している。

原子炉格納容器の概要を第 10 図に示す。

g. 非常用炉心冷却系

非常用炉心冷却系 (ECCS) は、高圧炉心注水系 2 系統、原子炉隔離冷却系、低圧注水系 3 系統及び自動減圧系から構成される。

ECCS の区分構成を第 11 図に示す。

各系統は、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することとしている。なお、原子炉隔離冷却系は、BWR-5 での冷却材補給系としての機能に加えて、ECCS としての機能も合わせ持つように設計することとしている。さらに、低圧注水ポンプは、BWR-5 と同様に余熱除去ポンプと共用する設計としている。

h. 余熱除去系

余熱除去系は、独立 3 系統の構成であり、各系統がそれぞれポンプと熱交換器を有する設計としている。

i. 原子炉保護系

原子炉保護系は、4 区分で構成し 2 out of 4 論理方式の設計としている。

4. 放射性廃棄物処理

(1) 気体廃棄物

気体廃棄物は、空気抽出器及び起動用空気抽出器からの排ガス、復水器真空ポンプからの排ガス、換気空調設備からの排気、グランド蒸気復水器からの排ガス並びに焼却処理に伴う排ガスである。

空気抽出器及び起動用空気抽出器からの排ガスは、活性炭式希ガスホルドアップ装置により、排ガス中の放射能を減衰させた後、放射性物質の濃度を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。

また、空気抽出器及び起動用空気抽出器からの排ガス以外の排ガス等についても、放射性物質の濃度を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

液体廃棄物は、機器ドレン廃液、床ドレン廃液、化学廃液、洗濯廃液等である。

液体廃棄物は、液体廃棄物処理系において、ろ過等の処理を行い、原則として原子炉等の補給水として再使用することとしている。なお、洗濯廃液等は、放射性物質の濃度が低いことを確認して、環境に放出することとしている。

(3) 固体廃棄物

固体廃棄物は、濃縮廃液、使用済樹脂、雑固体廃棄物、使用済制御棒等の放射化された機器等である。

濃縮廃液は、タンクに集め放射能を減衰させた後、固化材（プラスチック）と混合してドラム缶内に固化することとしている。

使用済樹脂は、その種類と性状に応じてタンク等に貯蔵するか、貯蔵し放射能を減衰させた後、可燃性固体廃棄物焼却炉で焼却し焼却灰はドラム缶に詰めるか、又は固化材（プラスチック）と混合してドラム缶内に固化することとしている。

可燃性雑固体廃棄物は、可燃性雑固体廃棄物焼却炉又は可燃性固体廃棄

物焼却炉で焼却し、焼却灰はドラム缶に詰めることとしている。また、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、放射性物質が飛散しないような措置を講じてドラム缶等に詰めるか、又は固型化材（モルタル）を充填してドラム缶内に固型化することとしている。

固体廃棄物を詰めたドラム缶等は、発電所敷地内の固体廃棄物貯蔵庫（容量 200 個ドラム缶約 42,000 本相当、1 号、2 号、3 号、4 号及び 6 号炉共用、既設）に、また、一部の不燃性雑固体廃棄物は廃棄物減容処理装置建屋内の雑固体廃棄物保管室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、又は廃棄物減容処理装置建屋内のサイトバンカに貯蔵保管することとしている。

5. 平常運転時の線量当量評価

「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」に基づき評価した実効線量当量の最大値は1号炉、2号炉、3号炉、4号炉、5号炉及び廃棄物減容処理装置建屋合計で、年間約40 μ Svであり、「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を下回っている。

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」（以下「安全評価審査指針」という。）に基づき、事故及び重大事故について周辺監視区域境界外における線量を、仮想事故について敷地境界外における線量をそれぞれ評価している。

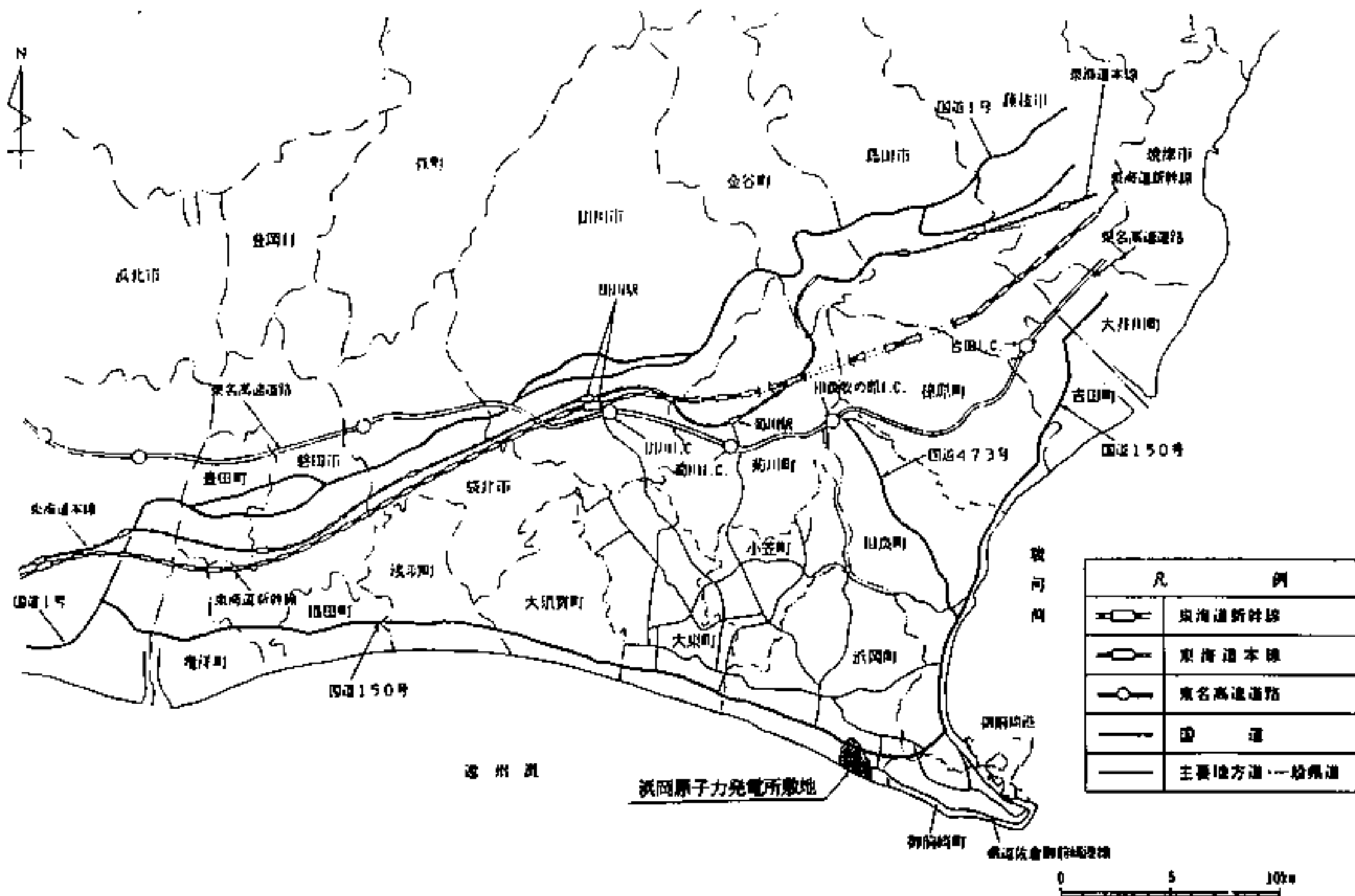
事故については、放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認するため、「放射性気体廃棄物処理施設の破損」、「主蒸気管破断」、「燃料集合体の落下」、「原子炉冷却材喪失」及び「制御棒落下」の評価が行われている。その結果、実効線量当量は「燃料集合体の落下」時の約 $2.7 \times 10^{-1} \text{mSv}$ が最大となっている。これは「安全評価審査指針」に示されている 5mSv を下回り、周辺公衆に与える放射線被ばくのリスクは小さいとしている。

重大事故及び仮想事故については、周辺公衆との離隔が妥当であることを確認するため、「原子炉冷却材喪失」及び「主蒸気管破断」の評価を行っている。線量の最大値は下表に示すとおり、「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」に示されているめやす線量を下回っている。

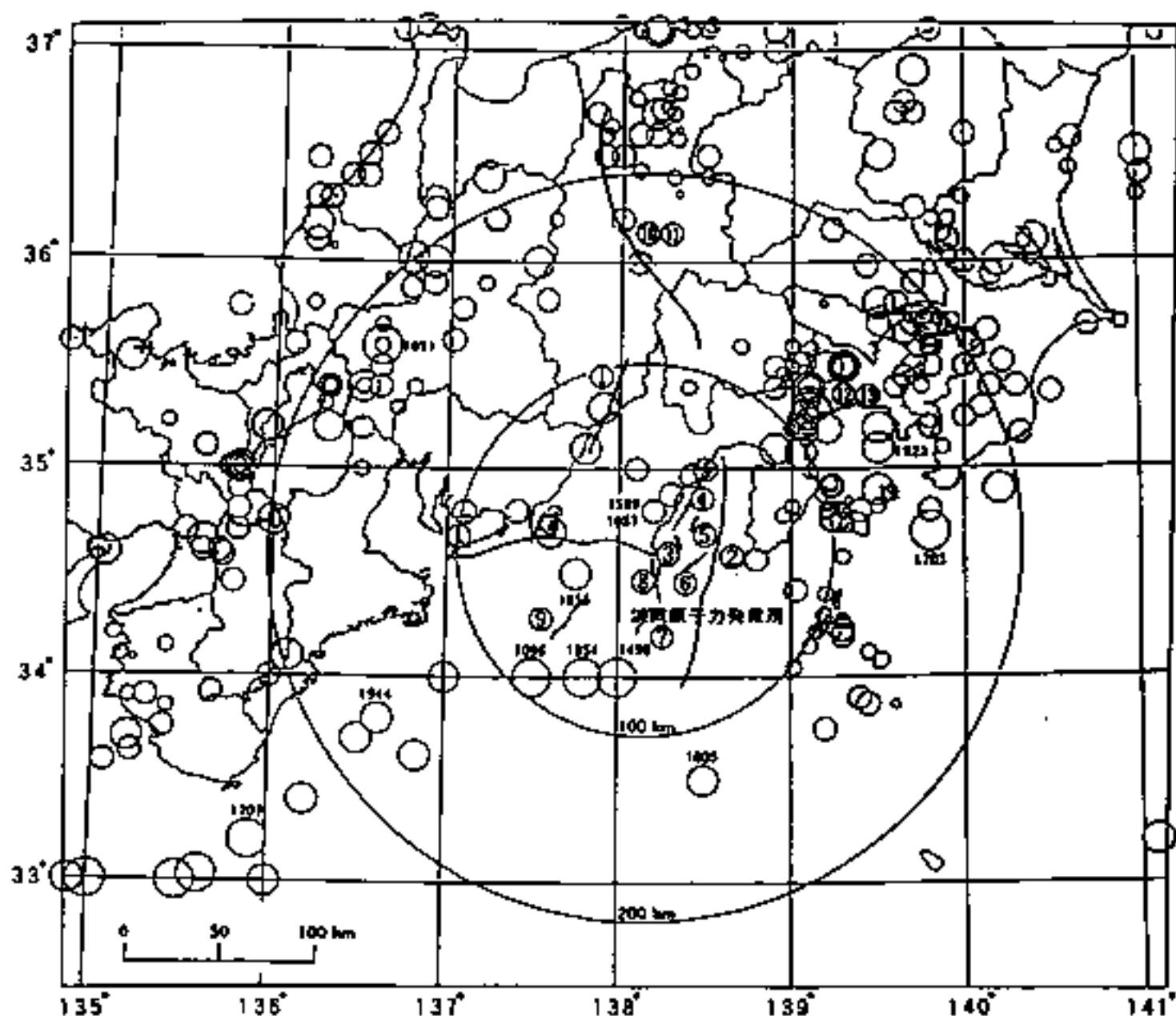
		原子炉冷却材喪失	主蒸気管破断	「原子炉立地審査指針」のめやす線量
重大事故	小児甲状腺に対する線量 (Sv)	約 1.5×10^{-4}	約 6.0×10^{-3}	1.5
	γ 線による全身に対する線量 (Sv)	約 6.2×10^{-4}	約 3.4×10^{-3}	0.25
仮想事故	成人甲状腺に対する線量 (Sv)	約 3.6×10^{-3}	約 1.4×10^{-2}	3
	γ 線による全身に対する線量 (Sv)	約 1.3×10^{-2}	約 8.9×10^{-3}	0.25
	全身線量の積算値 (1995年の人口による) (万人 Sv)	約 2.3×10^{-1}	約 6.1×10^{-1}	2 (参考値)
	全身線量の積算値 (2045年の人口による) (万人 Sv)	約 2.1×10^{-1}	約 5.5×10^{-1}	

第1表 燃料集合体基本仕様

項 目	9×9 燃料	高燃焼度 8×8 燃料
1. 燃料集合体		
燃料棒配列	9×9	8×8
燃料棒本数	標準燃料棒 66 部分長燃料棒 8	60
平均濃縮度(wt%)	初装荷燃料 タイプⅠ 約 2.2 } (平均 タイプⅡ 約 3.7 } 約 3.4)	初装荷燃料 タイプⅠ 約 1.2 } タイプⅡ 約 2.5 } (平均 タイプⅢ 約 3.5 } 約 2.6)
最高燃焼度(MWd/t)	取替燃料 約 3.7 55,000	取替燃料 約 3.5 50,000
2. 燃料棒		
外 径(mm)	約 11.2	約 12.3
燃料被覆管肉厚(mm)	約 0.71	約 0.86
燃料被覆管材質	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)
ペレット材	二酸化ウラン焼結ペレット (一部ガドリニアを含む。)	二酸化ウラン焼結ペレット (一部ガドリニアを含む。)
ペレット直径(mm)	約 9.6	約 10.4
ペレット密度(%T.D.)	約 97	約 97
ペレット燃料被覆管間隙 (mm)	約 0.20	約 0.20
ヘリウム加圧量(MPa)	約 1.0	約 0.5
3. ウォータロッド		
本 数	2	1
外 径(mm)	約 24.9	約 34.0
材 料	ジルカロイ-2	ジルカロイ-2
4. スペーサ	第6図参照	
5. タイプレート		



第1図 発電所敷地付近地図



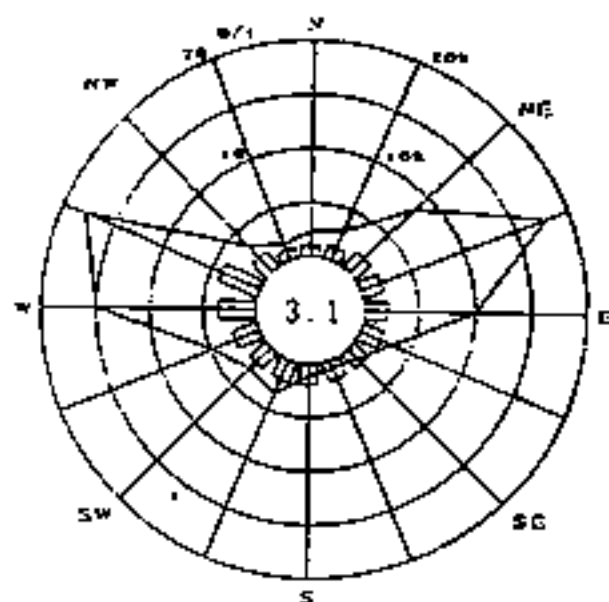
(数字は地震の年号)

西暦	被害地震の名称	番号	活断層の名称
1096年	永長地震	①	中央構造線北端部
1498年	明応地震	②	駿河トラフ断層
1589年	天正17年駿河遠江の地震	③	石花海海盆西縁(南)の断層
1605年	慶長地震	④	石花海海盆西縁(北)の断層
1703年	元禄地震	⑤	石花海海盆東縁の断層
1707年	宝永地震	⑥	石花海海盆南縁の断層
1854年	安政東海地震	⑦	御前崎地南縁の断層
1855年	安政2年遠州灘の地震	⑧	御前崎南方海域の断層
1857年	安政4年駿河の地震	⑨	天竜海底谷に沿う断層
1891年	濃尾地震	⑩	糸魚川-静岡構造線活断層系 (M8.25)
1923年	関東大地震	⑪	糸魚川-静岡構造線活断層系 (M8.5)
1944年	東南海地震	⑫	神縄・国府津-松田断層帯 (M8.0)
		⑬	神縄・国府津-松田断層帯 (M8.5)

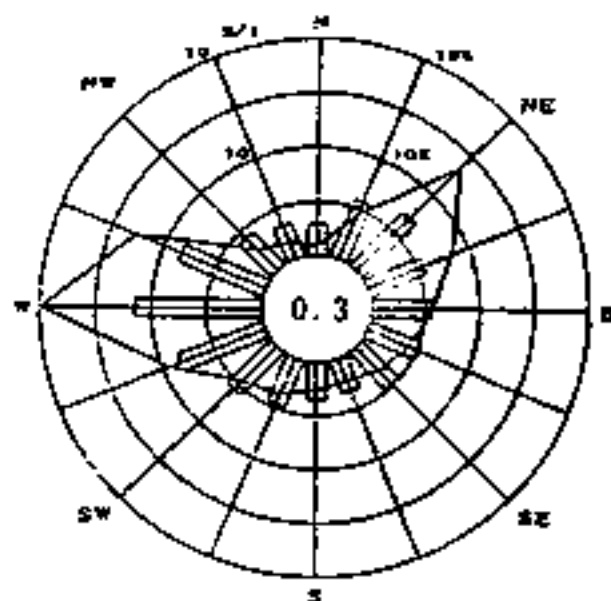
第2図 敷地周辺における被害地震の震央分布及び考慮する活断層分布

標高 20 m
(地上高 10 m)

標高 106 m
(地上高 96 m)

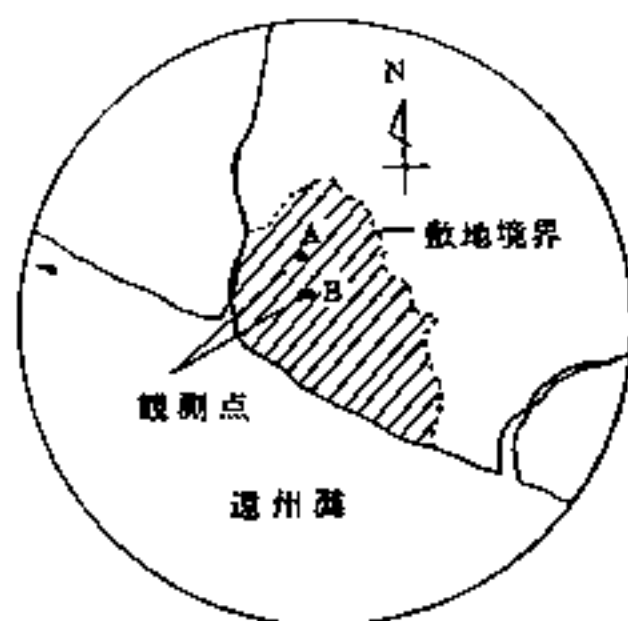


欠測率: 0.0 %



欠測率: 0.0 %

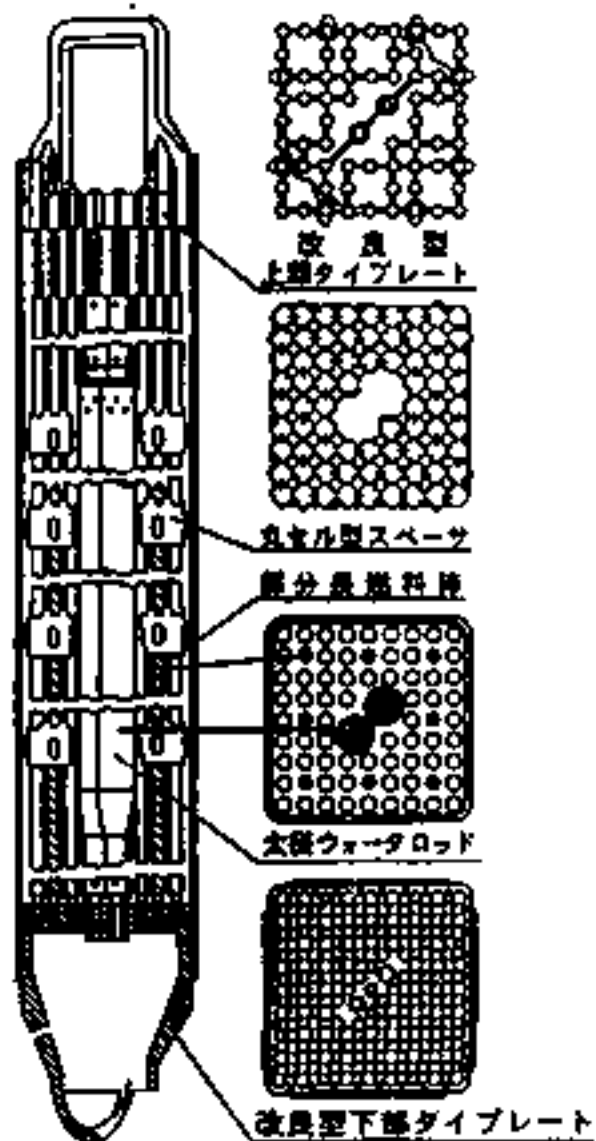
- 注) 1. 風向出現頻度 (%)
2. 平均風速 (m/s)
3. 小円内の数値は静風の頻度 (%)



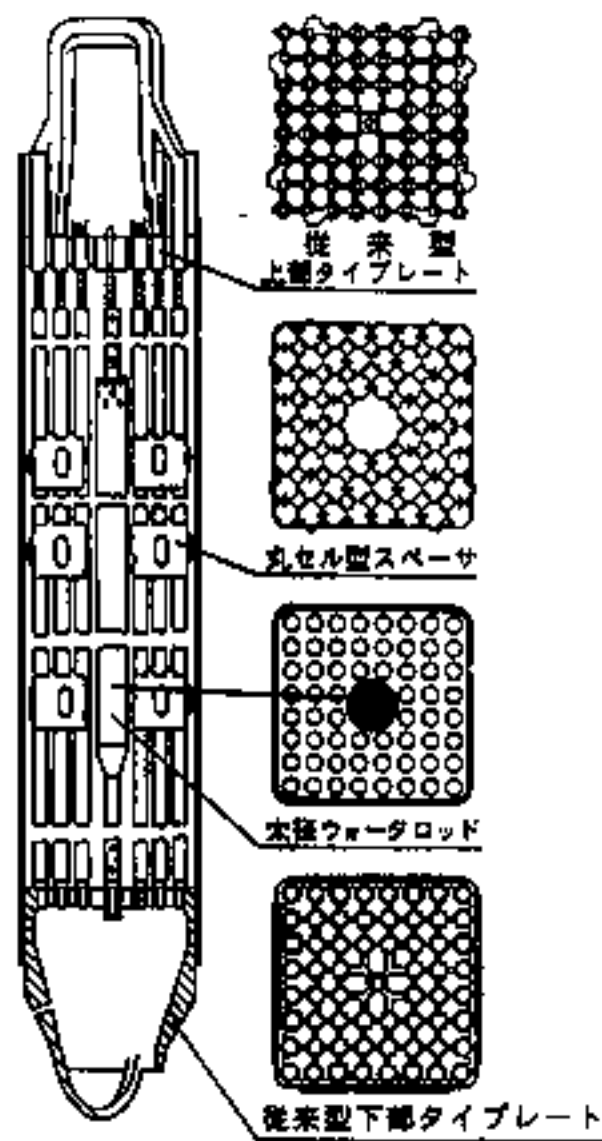
A点 露場
B点 鉄塔

第3図 敷地の風配図(1993年11月~1994年10月)

9 × 9 燃料

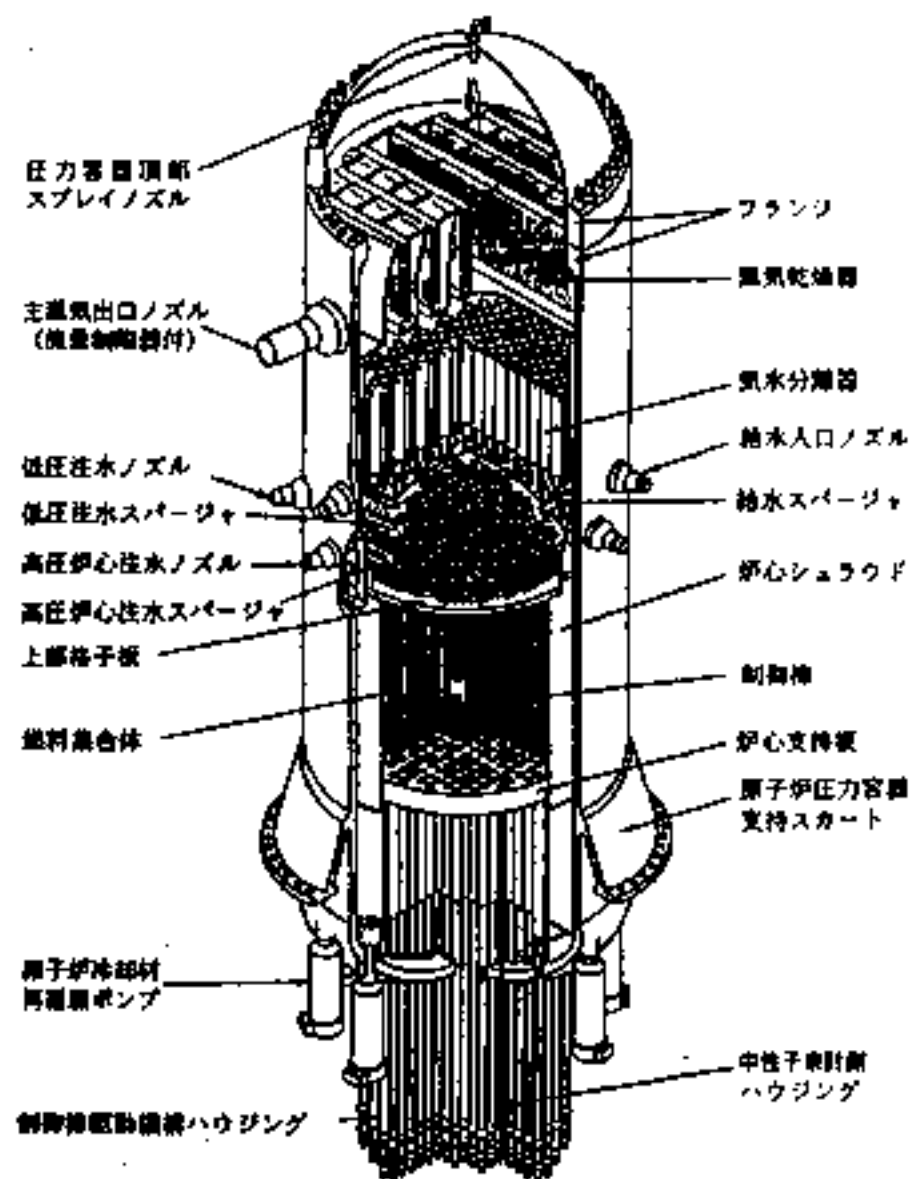


高燃焼度 8 × 8 燃料

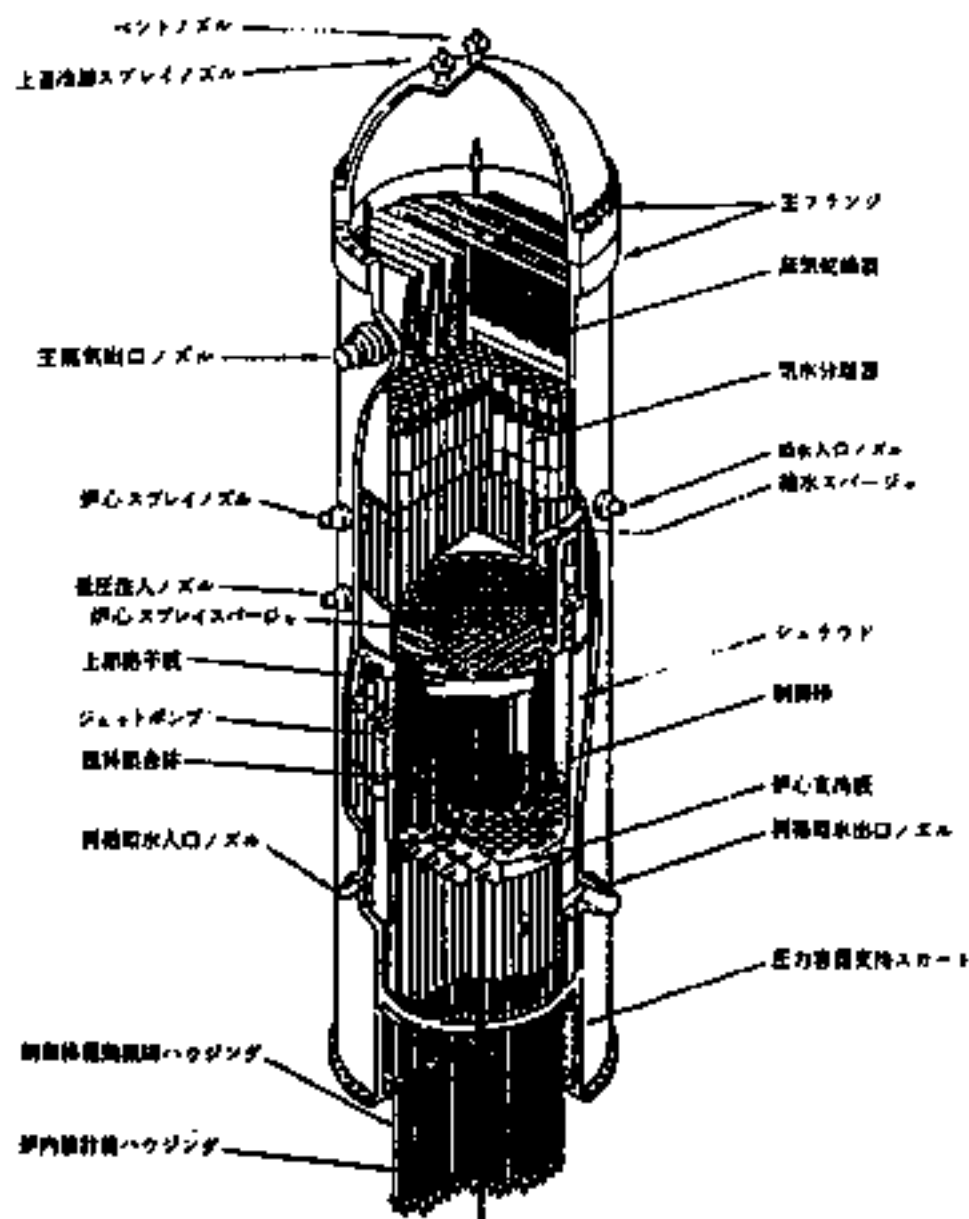


第6図 燃料集合体構造図

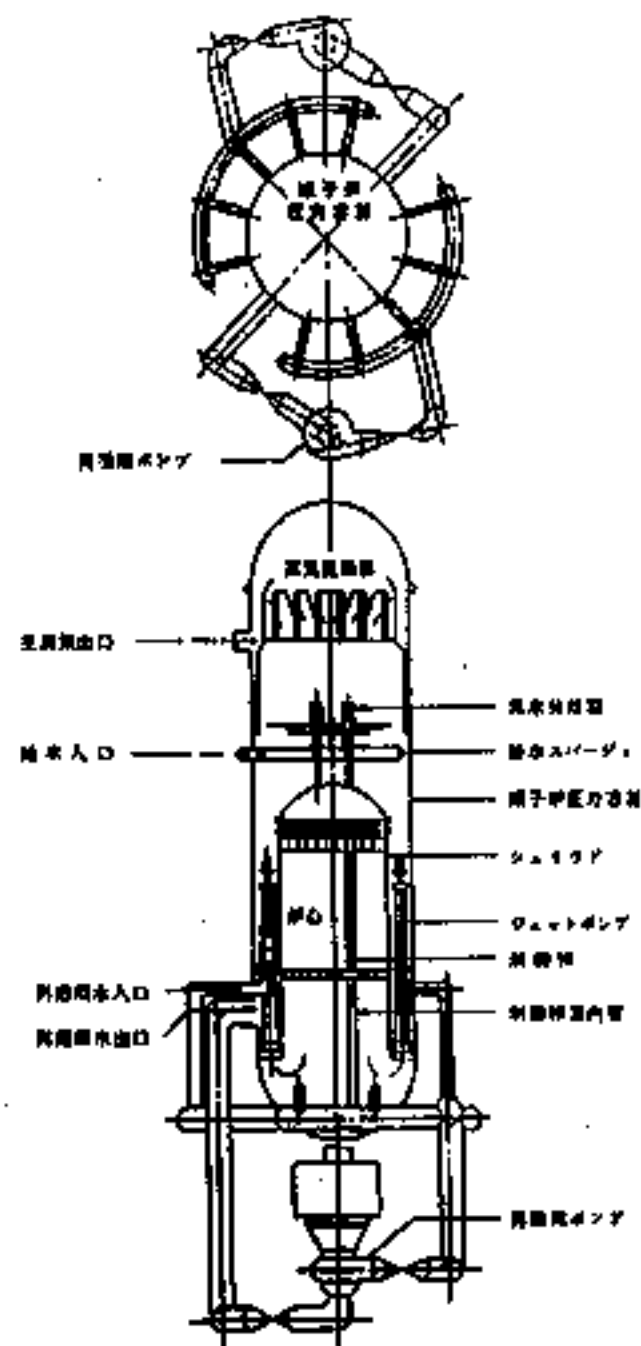
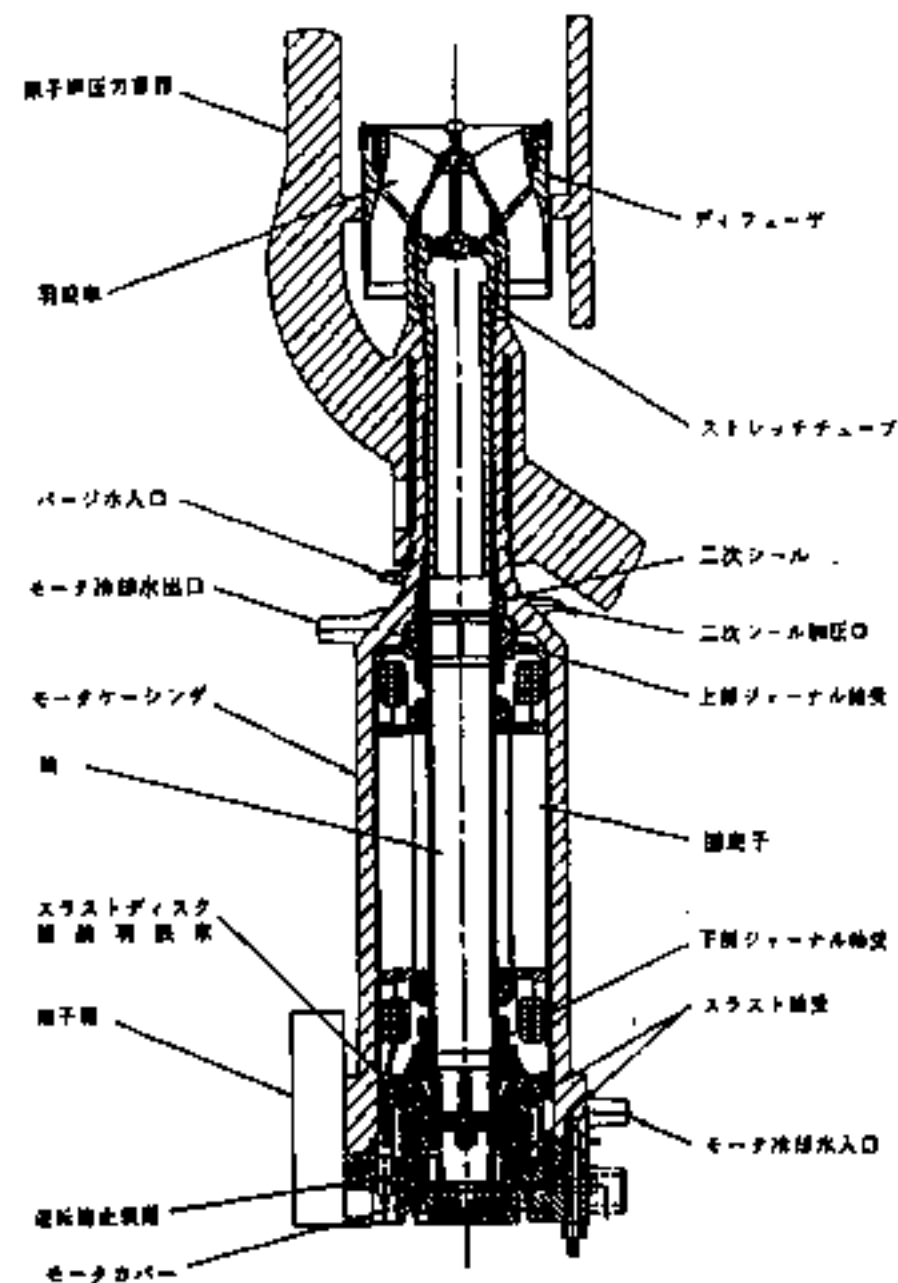
浜 岡 5 号 炉



浜 岡 4 号 炉

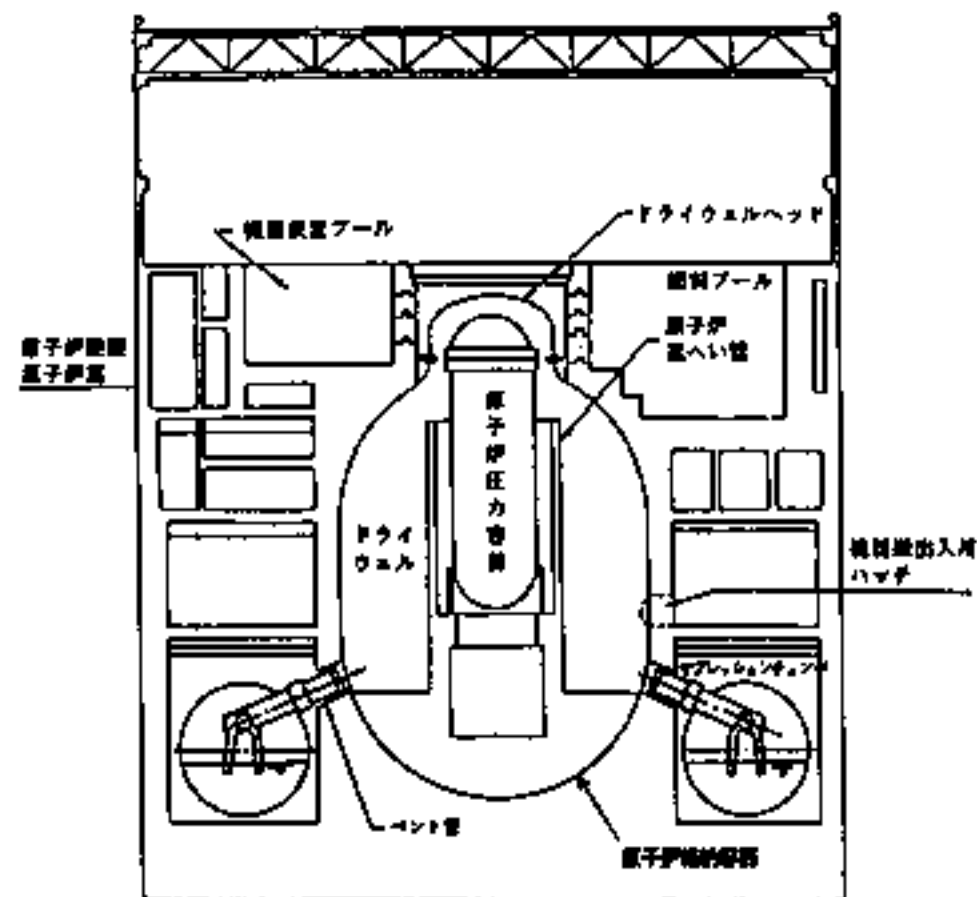
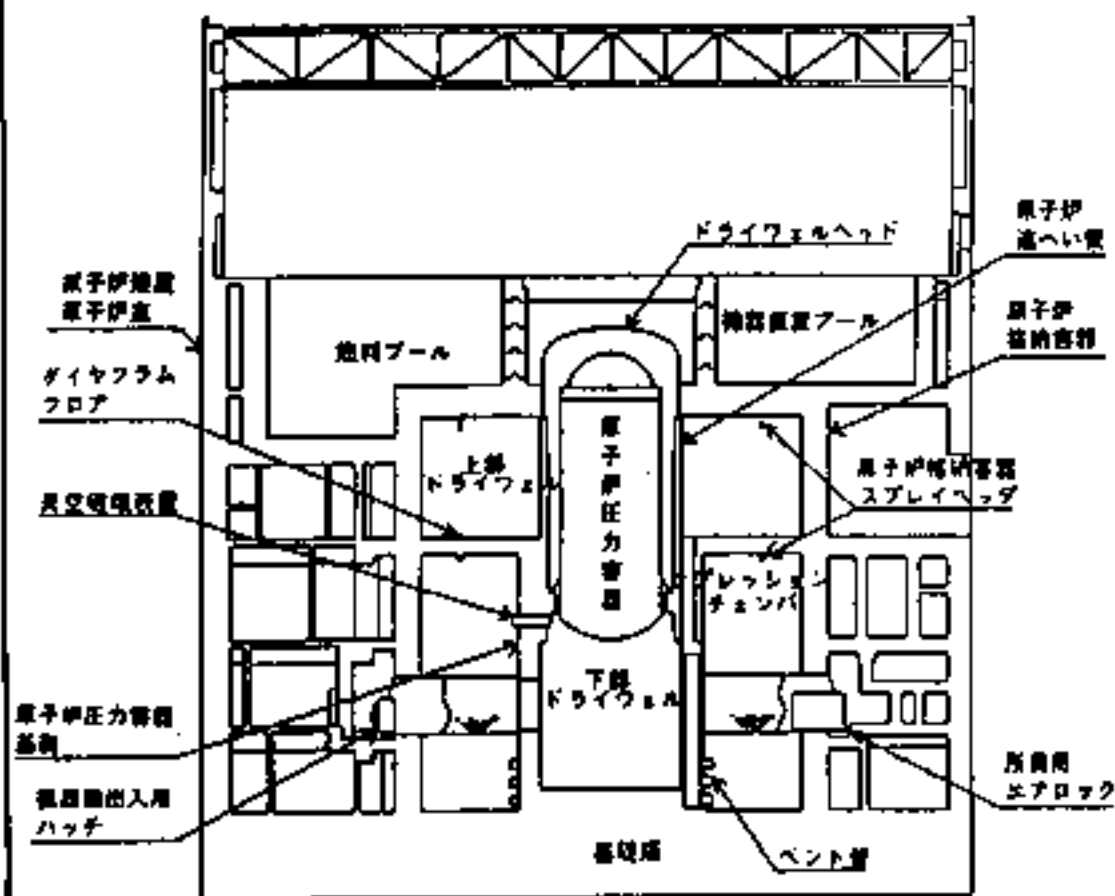


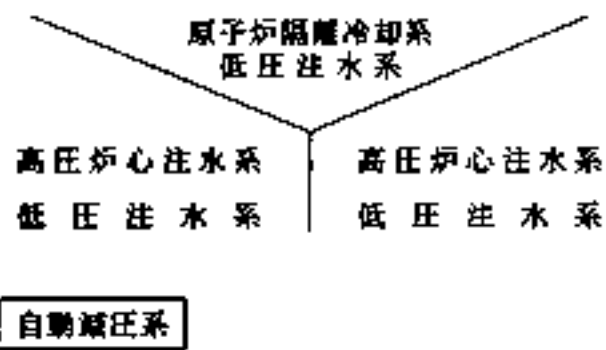
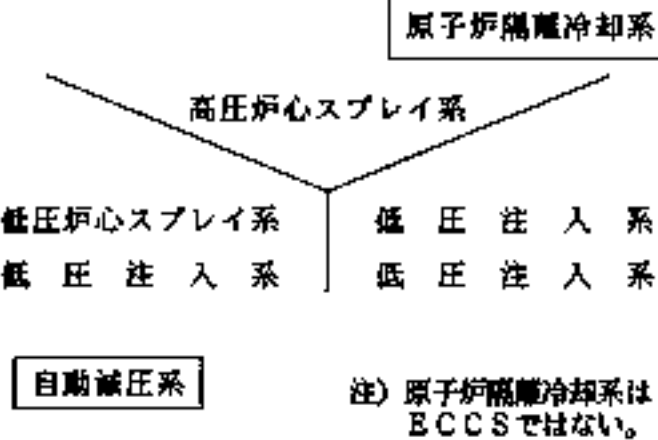
第 7 図 原子炉圧力容器内部構造概要図



浜岡 5 号 炉

浜岡 4 号 炉



		5 号 炉	4 号 炉
系 統 構 成		 原子炉隔離冷却系 低圧注水系 高圧炉心注水系 低圧注水系 高圧炉心注水系 低圧注水系 自動減圧系	 原子炉隔離冷却系 高圧炉心スプレイ系 低圧炉心スプレイ系 低圧注入系 低圧注入系 低圧注入系 自動減圧系 注) 原子炉隔離冷却系は ECCSではない。
ポンプ、 容量、 台数	高圧炉心注水ポンプ (4号炉は高圧炉心 スプレイポンプ)	約180m ³ /h～約730m ³ /h (1台当たり) 約890m～約190m 2 台	約370m ³ /h～約1,580m ³ /h 約870m～約200m 1 台
	低圧注水ポンプ	約 950m ³ /h (1台当たり) 約 130m 3 台	約1,690m ³ /h (1台当たり) 約 90m 3 台
	原子炉隔離冷却ポンプ	約 190m ³ /h 約190m～約900m 1 台	約 140m ³ /h 約185m～約880m 1 台
	低圧炉心スプレイポンプ	な し	約1,440m ³ /h 約 220m 1 台
自動減圧系容量、個数		約380t/h (1個当たり) 8 個	約380t/h (1個当たり) 7 個

第11図 非常用炉心冷却系区分構成