

東京電力株式会社東通原子力発電所
原子炉設置許可申請の概要について

平成22年4月
原子力安全・保安院

目 次

1. 概要	1
(1) 申請者	
(2) 発電所名及び所在地	
(3) 原子炉の型式及び熱出力	
(4) 申請年月日	
(5) 申請の内容	
(6) 工事計画	
(7) 使用する核燃料物質	
(8) 使用済燃料の処分の方法	
2. 立地点の概要	2
(1) 発電所の位置及び地形	
(2) 地盤	
(3) 地震	
(4) 地震随件事象	
(5) 気象	
(6) 水理	
(7) 火山	
(8) 社会環境	
3. 設備の概要	7
(1) 全体配置計画	
(2) 耐震設計	
(3) 設備概要	
(4) 設備の主な特徴	
4. 放射性廃棄物処理	10
(1) 気体廃棄物	
(2) 液体廃棄物	
(3) 固体廃棄物	
5. 平常運転時の線量評価	11
6. 安全評価	12
(1) 運転時の異常な過渡変化の解析	
(2) 事故の解析	
(3) 重大事故及び仮想事故の解析	

1. 概要

東通原子力発電所は、熱出力 3,926MW の原子炉を設置し、平成 23 年 4 月に工事の開始、平成 29 年 3 月に運転開始の計画で建設することとしている。

(1) 申請者

東京電力株式会社

取締役社長 清水 正孝

(2) 発電所名及び所在地

名 称 : 東通原子力発電所

所在地 : 青森県下北郡東通村

(3) 原子炉の型式及び熱出力

型 式 : 濃縮ウラン燃料、軽水減速、軽水冷却、沸騰水型

熱出力 : 3,926MW (電気出力 約 1,385MW)

(4) 申請年月日

平成 18 年 9 月 29 日 (平成 19 年 3 月 29 日、平成 21 年 4 月 7 日、平成 21 年 12 月 16 日及び平成 22 年 4 月 2 日一部補正)

(5) 申請の内容

東通原子力発電所原子炉設置

(6) 工事計画

工事の開始 : 平成 23 年 4 月

燃料装荷 : 平成 28 年 6 月

臨 界 : 平成 28 年 7 月

運 転 開 始 : 平成 29 年 3 月

工事計画を第 1 表に示す。

(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))

(8) 使用済燃料の処分の方法

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。

2. 立地点の概要

(1) 発電所の位置及び地形

東通原子力発電所の敷地は、青森県下北半島の太平洋側のほぼ中央部に位置し、敷地の東側は太平洋に面し、西側は南北に連なる緩やかな丘陵地に接した平坦地に設置している。

敷地の形状は、海岸線を長辺としたほぼ長方形であり、敷地全体の広さは、約450万m²である。

敷地周辺の地形図を第1図に示す。

(2) 地 盤

a. 敷地周辺地域の地質

敷地周辺地域の主な地質は、先第三系、新第三系及び第四系からなり、下位から、先第三系の尻屋層群、新第三系中新統の猿ヶ森層、泊層、鷹架層、蒲野沢層及び目名層、新第三系鮮新統から第四系下部更新統の砂子又層並びにこれらを覆う第四系により構成されたとしている。

敷地周辺の陸域及び海域に関する調査結果から、第2図に示す横浜断層、出戸西方断層、折爪断層、敷地東方沖断層及び恵山沖断層を、耐震設計上考慮する活断層としている。

b. 敷地の地質

敷地の地質は、下位から新第三系中新統の猿ヶ森層、泊層及び蒲野沢層並びにこれらを覆う第四系により構成される。原子炉施設設置地盤は、泊層の礫混じり凝灰岩及び凝灰岩からなるとしている。

敷地には、新第三系中新統に断層が認められるが、これらの断層には少なくとも後期更新世以降の活動はないものと判断するとしている。

c. 原子炉施設設置地盤

原子炉施設基礎の安定性については、地質調査、岩石試験、土質試験、原位置試験等から得られた結果に基づく各種物性値を用いて、慣用法及び有限要素法による動的解析を実施し、支持力、すべり及び沈下に関する安定性を評価している。

その結果、原子炉設置位置の基礎地盤は、原子炉施設に対して十分な支持性能を有するものと判断したとしている。

(3) 地 震

東北地方から北海道地方に発生する地震は、太平洋側沖合の日本海溝から陸地

の方へ傾き下がるプレート境界付近で発生する地震、陸域の浅いところで発生する地震、沈み込んだ海洋プレート内で発生する地震日本海海域の比較的浅いところで発生する地震の4つに大きく分けることができる。敷地からの震央距離が200km程度以内の被害地震の震央分布を第3図に示す。

これらの中で、太平洋側沖合で発生する地震は、発生数が多く、大規模な地震も多い。1968年の十勝沖地震は、敷地に最も影響を与えたと考えられる地震のひとつである。

陸域の浅いところでは、奥羽山脈付近から日本海にかけてM7クラス前半の内陸地殻内地震が発生している。また、沈み込んだ海洋プレート内で発生する海洋プレート内地震については、1993年の釧路沖地震等が知られている。日本海海域の比較的浅いところで発生する日本海東縁部の地震については、敷地への影響は小さい。

これらの地震の発生状況を踏まえ、地震発生様式ごとに敷地に大きな影響を与えると考えられる地震を選定し、このうち検討用地震として三陸沖北部に想定する地震、十勝沖に想定する地震及び横浜断層による地震を選定する。これらの地震について、応答スペクトルに基づく方法及び断層モデルを用いた手法による地震動評価を実施し、震源特性の設定における不確かさを考慮した上で、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」を策定する。

なお、「(2)地盤」の検討結果から敷地近傍に耐震設計上考慮する活断層は存在しないが、敷地周辺の状況等を十分考慮した詳細な調査を実施しても、なお敷地近傍において発生する可能性のある内陸地殻内の地震の全てを事前に評価するとは言い切れないとの観点から、「震源を特定せず策定する地震動」を考慮するとしている。

基準地震動は、「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」について、解放基盤表面上における水平方向及び鉛直方向の地震動としてそれぞれ策定するとしている。

(4) 地震随伴事象

a. 周辺斜面

発電所の敷地は、主として東京湾平均海面（以下「T.P.」という。）約+10.0m～T.P.約+60.0mの数段の平坦な段丘面及び扇状地面からなる台地と、台地を開析する狭小な低地からなっており、耐震設計上重要な機器・配管系を内包する建物・構築物の周辺には、安定性評価の対象となる斜面はないとしている。

b. 津波

敷地における津波による最高水位の予測高は、朔望平均満潮位を考慮すると取水口前面で T.P.+7.6m 程度であるとしている。これに対して、原子炉建屋等の主要施設は T.P.+10.0m の敷地に設置することから、津波の影響を受けるおそれはないとしている。最低水位の予測高は、朔望平均干潮位を考慮すると取水口前面で -5.1m 程度である。これに対して、原子炉補機冷却系に必要な取水ができる設計とするとしている。また、敷地南方からの遡上の予測高は、朔望平均満潮位を考慮すると T.P.+11.2m 程度である。これに対して、敷地南側境界付近に津波水位を上回る防潮堤を設置する等、津波による影響を受けない設計とするとしている。

(5) 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むつ特別地域気象観測所（昭和 10 年 1 月創立）及び八戸特別地域気象観測所（昭和 11 年 7 月創立）における長期間の観測記録を調査している。

むつ特別地域気象観測所の観測記録によれば、年間平均風速は 2.6m/s、年間降水量は約 1,300mm、最低気温は -22.4℃（1984 年 2 月 18 日）、最大瞬間風速は 38.9m/s（1961 年 5 月 29 日）、積雪の深さの月最大値は 170cm（1977 年 2 月 15 日）である。八戸測候所の観測記録によれば、年間平均風速は 3.9m/s、年間降水量は約 1,000mm、最低気温は -15.7℃（1953 年 1 月 3 日）、最大瞬間風速は 41.3m/s（1955 年 2 月 20 日）、積雪の深さの月最大値は 92cm（1977 年 2 月 16 日）である。

大気拡散については、敷地の南西側で観測された 1 年間（2005 年 4 月～2006 年 3 月）の気象資料を使用している。それによると、主排気筒高（標高 69m）における最多風向は西南西であり、出現頻度は約 27% である。また、敷地の地上高 10m（標高 34m）における最多風向は西であり、出現頻度は約 26% である。

なお、大気安定度は中立状態の D 型が約 53% 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（2005 年 4 月～2006 年 3 月）を第 4 図に示す。

また、当該 1 年間の気象資料を安全解析に用いることが妥当であるかどうかを検討するために、敷地内における過去 10 年間の資料を用いて当該観測年の検定を行い妥当性を確認するとともに、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、当該 1 年間の気象資料を用いて風洞実験を行っている。

(6) 水 理

敷地近傍の主要な河川としては、老部川及び小老部川がある。

敷地前面海域の流況は、2001年4月から2002年3月までの流況観測記録（水深2.0m）によると、流向は四季を通して汀線にほぼ平行な流れで北～北北東及び南～南南西が卓越しており、流速は10cm/s～30cm/sが多くなっている。

敷地前面海域の海水温度は、2001年4月から2002年3月までの観測記録（水深0.5m）によると、月平均水温の最高は8月の19.7℃、最低は4月の7.9℃である。

東通原子力発電所で使用する淡水の日最大所要量は、通常運転時では約400m³/日、定検時には約1,500m³/日と予想している。東通原子力発電所で使用する淡水は、敷地周辺の小老部川から取水し、原水槽に導水するとともに、東通村上水道からも供給を受けることとしている。

復水器冷却水及び補機冷却水は、防波堤内側の静穏海域に設ける取水口から取水することとしている。

(7) 火山

敷地周辺の第四紀火山の活動時期、噴出物の種類と分布、敷地との位置関係、敷地及び敷地近傍に分布する主な降下テフラ等から考えて、火山については、原子炉施設の安全性に与える影響について設計上の考慮をする必要はないとしている。

(8) 社会環境

a. 平成17年10月現在の人口分布は、国勢調査報告によれば、発電所から30km以内では約76,000人、10km以内では約4,700人、5km以内では約1,300人となっている。

発電所から30km以内の方位別人口分布図を第5図に示す。

b. 東通村の就業者数は、約3,900人であり、産業別では農業、漁業、建設業、製造業、卸売・小売業及びサービス業が主要なものとなっている。

c. 発電所に近い鉄道路線は、東日本旅客鉄道株式会社大湊線があり、発電所から最寄りの近川駅は発電所の西約10kmにある。

主要な道路は、国道338号及び国道279号等があり、発電所は国道338号及び主要地方道むつ東通線と連絡している。

港湾としては、発電所の西北西約22kmに大湊港、南方約30kmにむつ小川原港がある。

発電所周辺の鉄道及び主要道路を第6図に示す。

d. 航空関係としては、発電所の南方向約56kmの地点に米空軍及び航空自衛隊

三沢基地三沢飛行場並びに三沢空港があり、発電所の西北西約 22km の地点に海上自衛隊大湊飛行場がある。発電所の南約 34km の地点には米空軍の三沢対地訓練区域がある。また、発電所上空に航空路はないが直行経路があり、その中心線は発電所の東方向約 5 km の上空を通過している。

発電所周辺の航空路図を第 7 図に示す。

なお、航空機は、原子力関係施設上空を飛行することが制限されている。

3. 設備の概要

(1) 全体配置計画

発電所の全体配置は第8図に示すとおりであり、原子炉建屋、タービン建屋、廃棄物処理建屋等の原子炉施設は、T.P. +10mの敷地に設置することとしている。

復水器及び補機冷却用に使用する海水は、防波堤の内側に設置する取水口から取水し、南防波堤先端部に設置する放水口から外海に放水することとしている。

(2) 耐震設計

本原子炉施設は、次の方針に基づき耐震設計を行い、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」に適合するように設計することとしている。

- a. 耐震設計上重要な施設は、敷地周辺の地質・地質構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から施設の供用期間中に極めてまれではあるが発生する可能性があり、施設に大きな影響を与えるおそれがあると想定することが適切な地震動による地震力に対して、その安全機能が損なわれないように設計することとしている。
- b. 原子炉施設は、地震により発生する可能性のある環境への放射線による影響の観点からなされる耐震設計上の区分ごとに、適切と考えられる設計用地震力に十分耐えられるように設計することとしている。
- c. 建物・構築物は、耐震設計上の重要度に応じた設計荷重に対して十分な支持性能をもつ地盤に設置することとしている。

(3) 設備概要

a. 原子炉の型式及び熱出力

型 式	濃縮ウラン燃料、軽水減速、軽水冷却、沸騰水型
熱 出 力	3,926MW

b. 燃料体 (第2表参照)

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%

最高燃焼度 55,000MWd/t

最大そう入量 燃料集合体 872体

c. 原子炉压力容器

胴部内径	約 7.1m
胴部肉厚	約 170mm
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

ポンプ台数	10台
ポンプ容量	約 7,700m ³ /h（1台あたり）

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）

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台あたり）
熱交換器基数	3基
除熱能力	約 9.2×10 ³ kW（1基あたり、被冷却水と海水との温度差 27℃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台あたり）

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（鋼製ライナ内張り鉄筋コンクリート造）
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℃（ドライウエル） 104℃（サプレッションチェンバ）

h. 蒸気タービン

出 力	約1,385MW
蒸 気 流 量	約7,300t/h（高圧タービン入口において）

i. 新燃料貯蔵庫

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) 設備の主な特徴

a. 主蒸気系（主蒸気隔離弁及び逃がし安全弁）の変更

主蒸気隔離弁については、既設ABWRより、主蒸気の圧力損失の低減化及び駆動部の低重心化を行った設計とすることとしている。

逃がし安全弁については、既設ABWRより約16%容量を増加させた設計とすることとしている。

4. 放射性廃棄物処理

(1) 気体廃棄物

気体廃棄物は、その主なものである空気抽出器の排ガスを活性炭式希ガスホールドアップ装置に通し、排ガス中の放射能を十分減衰させた後、放射性物質の濃度を監視しながら主排気筒から放出するとしている。

この他の建物換気等の排ガスについても、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、放射性物質濃度を監視しながら主排気筒から放出するとしている。

(2) 液体廃棄物

液体廃棄物は、液体廃棄物処理系において、ろ過、脱塩等の処理を行い、原則として回収して補給水として再使用するが、試料採取分析を行い、放射性物質の濃度の低いことを確認して放出する場合もあるとしている。

(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としている。

使用済樹脂及び廃スラッジは、その種類と性状に応じて貯蔵槽に貯蔵するか、貯蔵し放射能を減衰させた後、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か、又は雑固体廃棄物焼却設備で焼却し、焼却灰をドラム缶に詰め貯蔵保管するとしている。

雑固体廃棄物のうち、可燃性のものは、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し、焼却灰はドラム缶に詰め貯蔵保管するとしている。不燃性のものは、可能なものは圧縮等により減容し、ドラム缶等に詰め貯蔵保管するか、放射性物質が飛散しないような措置を講じて貯蔵保管するか、固型化材（モルタル）を充填してドラム缶内に固型化して貯蔵保管するとしている。

これらドラム缶に詰めたもの等は、発電所内の固体廃棄物貯蔵設備（2000ドラム缶約8,000本相当）に貯蔵保管するとしている。

使用済制御棒等の放射化された機器等は、使用済燃料貯蔵プールに貯蔵するとしている。

なお、必要に応じて、固体廃棄物は廃棄事業者の廃棄施設へ廃棄するとしている。

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、約 $1.4 \mu\text{Sv/y}$ 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」に示されている線量目標値 ($50 \mu\text{Sv/y}$) を下回っている。

線量計算地点図を第 10 図に示す。

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「給水加熱喪失」において、最大値は約116%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、最大値は約8.44MPa[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、ドライウエル内の水素ガス濃度が約 3.5vol%、ドライウエル内の酸素ガス濃度が約 4.5vol%であり、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 5.0×10^{-2} mSv であり、周辺の公衆に対し、著しい被ばく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

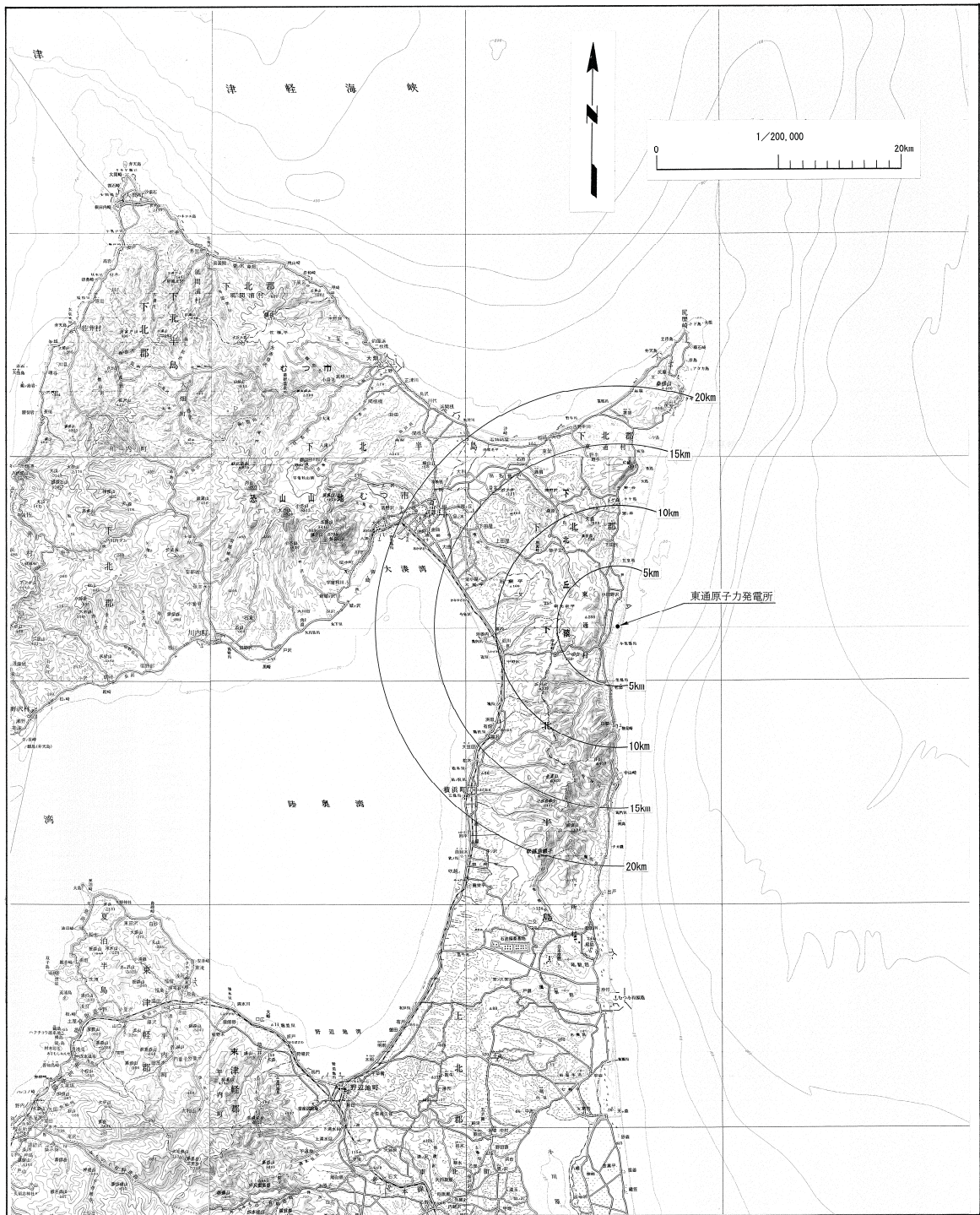
重大事故については、敷地境界外における γ 線による全身に対する線量は、「原子炉冷却材喪失」において最大となり、約 3.0×10^{-5} Sv である。また、小児の甲状腺に対する線量は、「主蒸気管破断」において最大となり、約 5.5×10^{-3} Sv である。

仮想事故については、敷地境界外における γ 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 1.5×10^{-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 1.3×10^{-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 2005 年の人口に対して約 1.1×10^{-1} 万人 Sv であり、西暦 2055 年の人口に対して約 8.9×10^{-2} 万人 Sv である。

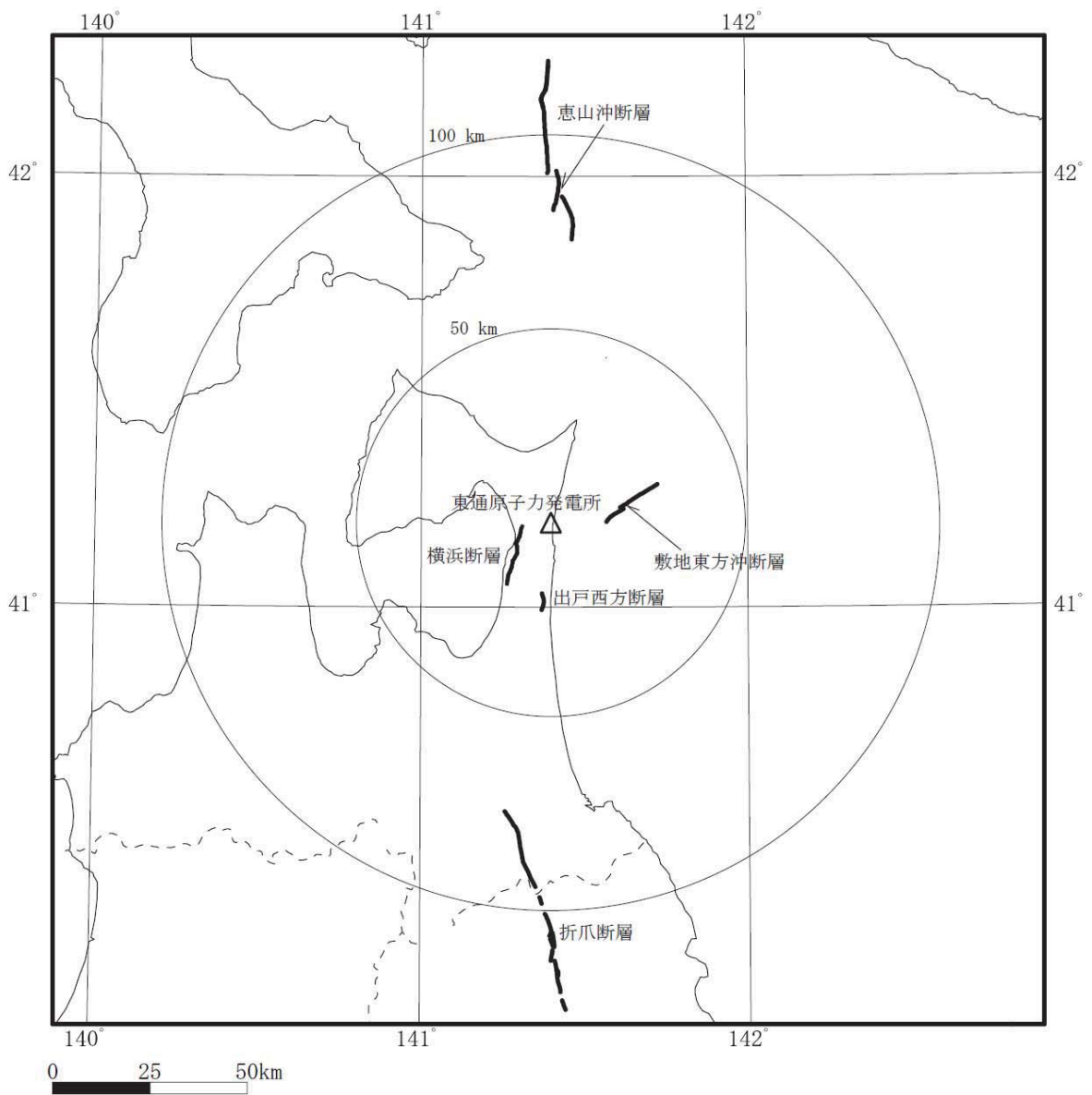
以上のように、甲状腺に対する線量及び全身に対する線量並びに全身線量の積算値は、「原子炉立地審査指針」に示されるめやすを下回っている。

第2表 燃料集合体基本仕様

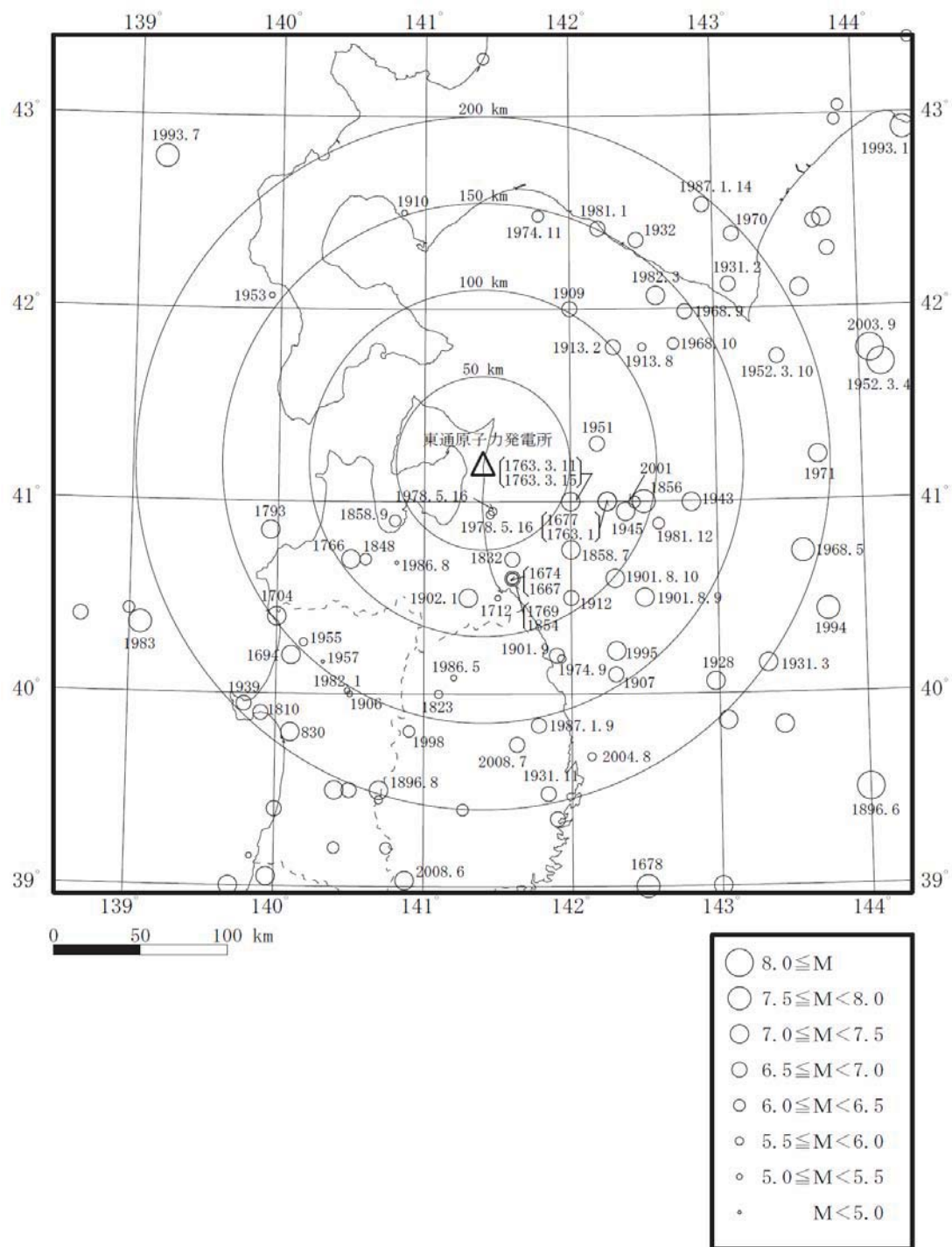
項目	9×9燃料 (A型)	9×9燃料 (B型)
1. 燃料集合体 燃料棒配列 燃料棒本数	9×9 標準燃料棒 66 部分長燃料棒 8	9×9 72
平均濃縮度 (wt%) 初装荷炉心平均濃縮度 初装荷燃料集合体平均濃縮度	約 3.5 タイプⅠ 約 1.5 タイプⅡ 約 4.1	- -
取替燃料集合体平均濃縮度 最高燃焼度 (MWd/t)	約 3.8 55,000	約 3.8 55,000
2. 燃料棒 燃料被覆管外径 (cm) 燃料被覆管厚さ (mm) 燃料被覆管材料	約 1.12 約 0.71 ジルコロイ-2 (ジルコニウム内張)	約 1.10 約 0.70 ジルコロイ-2 (ジルコニウム内張)
ペレット直径 (cm) ペレット燃料被覆管間隙 (mm) ペレット密度 (%TD) ヘリウム封入圧 (MPa)	約 0.96 約 0.20 約 97 約 1.0	約 0.94 約 0.20 約 97 約 1.0
3. ウォータロッド又はウォーターチャンネル 形状 外径 (cm) 本数	管 状 約 2.49 2	角 管 約 3.85 (外幅) 1
4. スペーサ		
5. タイプレート	第9図参照	



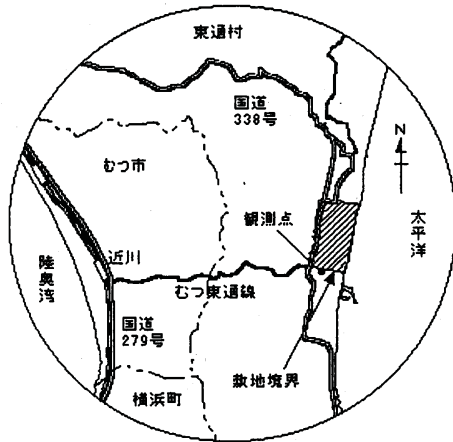
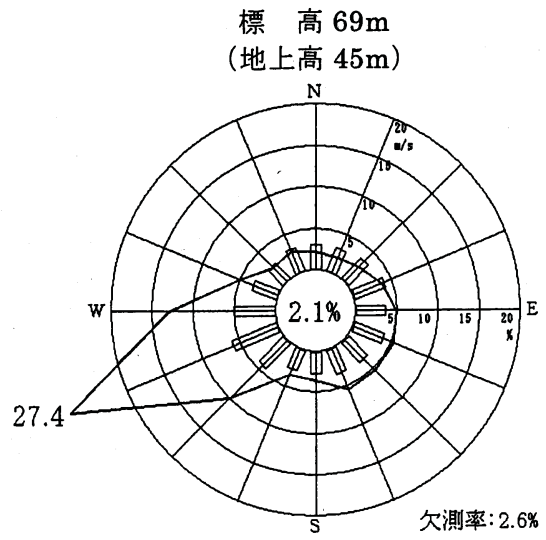
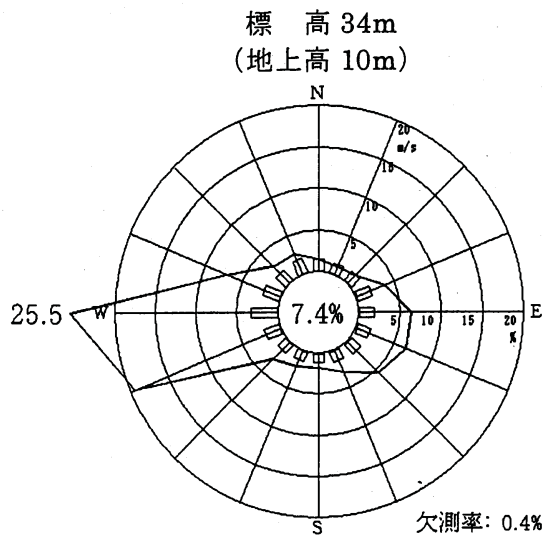
第1図 敷地周辺の地形図



第2図 耐震設計上考慮する活断層

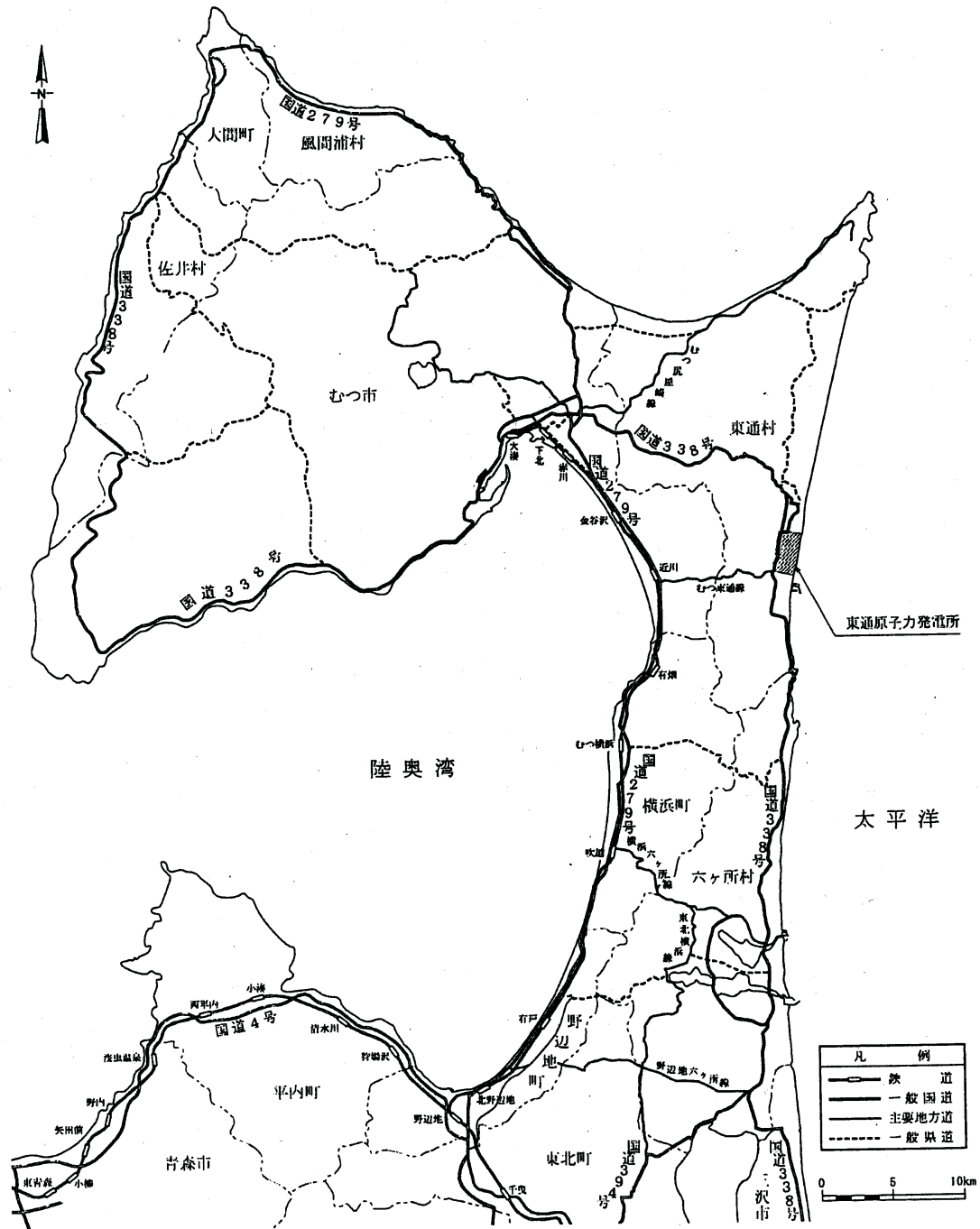


第3図 敷地周辺の被害地震の震央分布

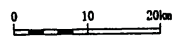
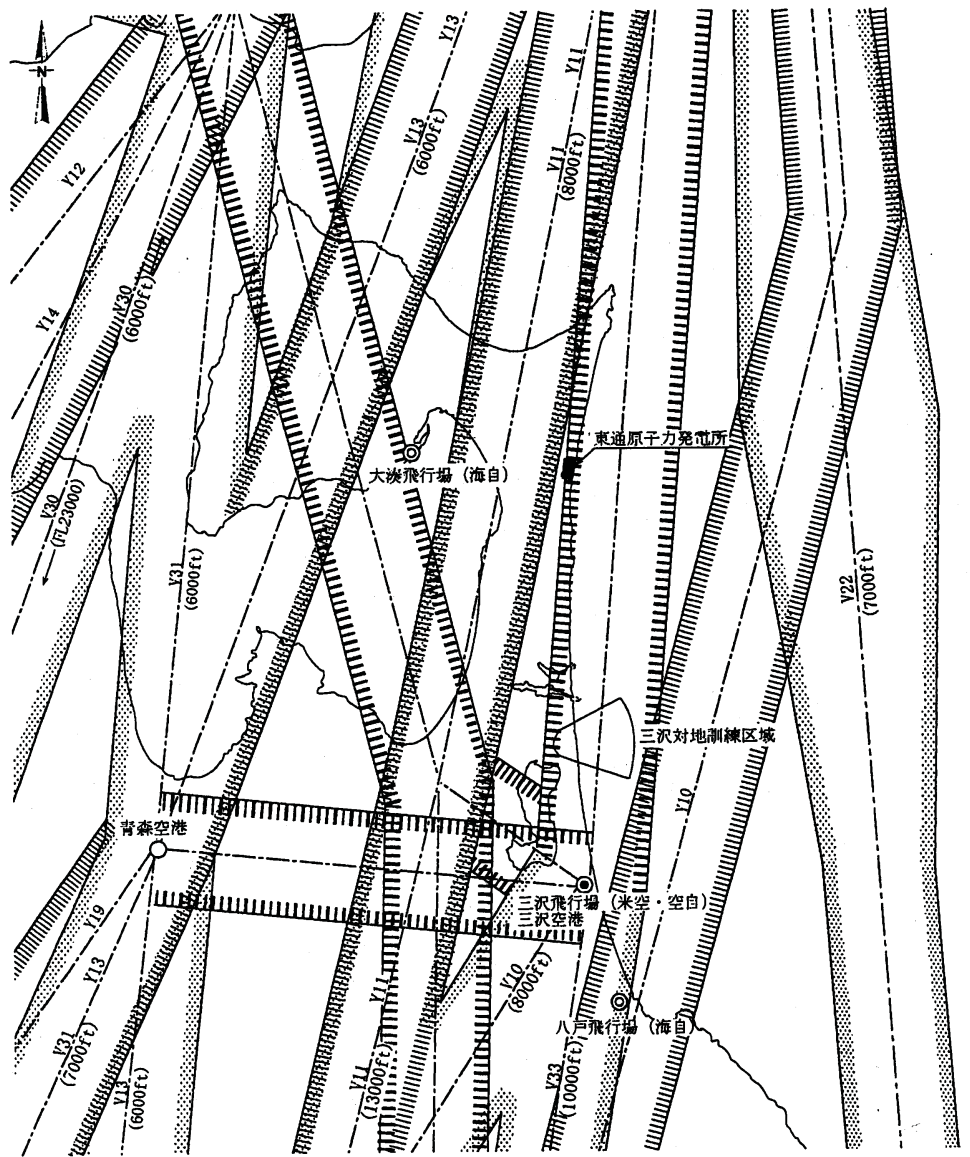


- 注) 1. — 風向出現頻度 (%)
 □ 平均風速 (m/s)
 2. 小円内の数字は静穏の頻度 (%)

第4図 敷地の風配図 (2005年4月~2006年3月)

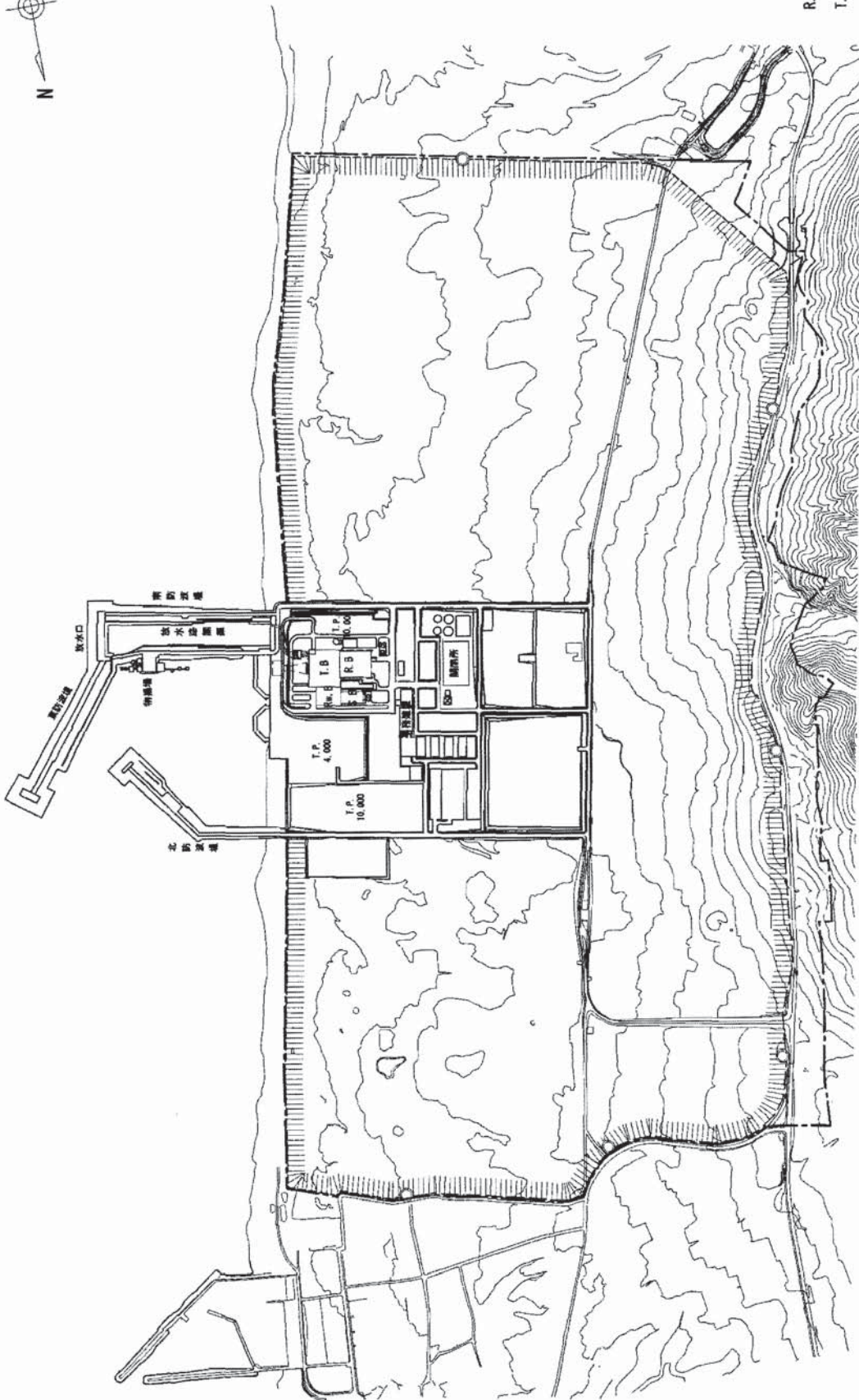


第6図 発電所周辺の鉄道及び主要道路



凡 例	
	航空路
	最低経路高度
	RNAV経路
	直行経路
	制限空域
	航空路等の中心線
	民間飛行場
	軍用飛行場
	共用飛行場

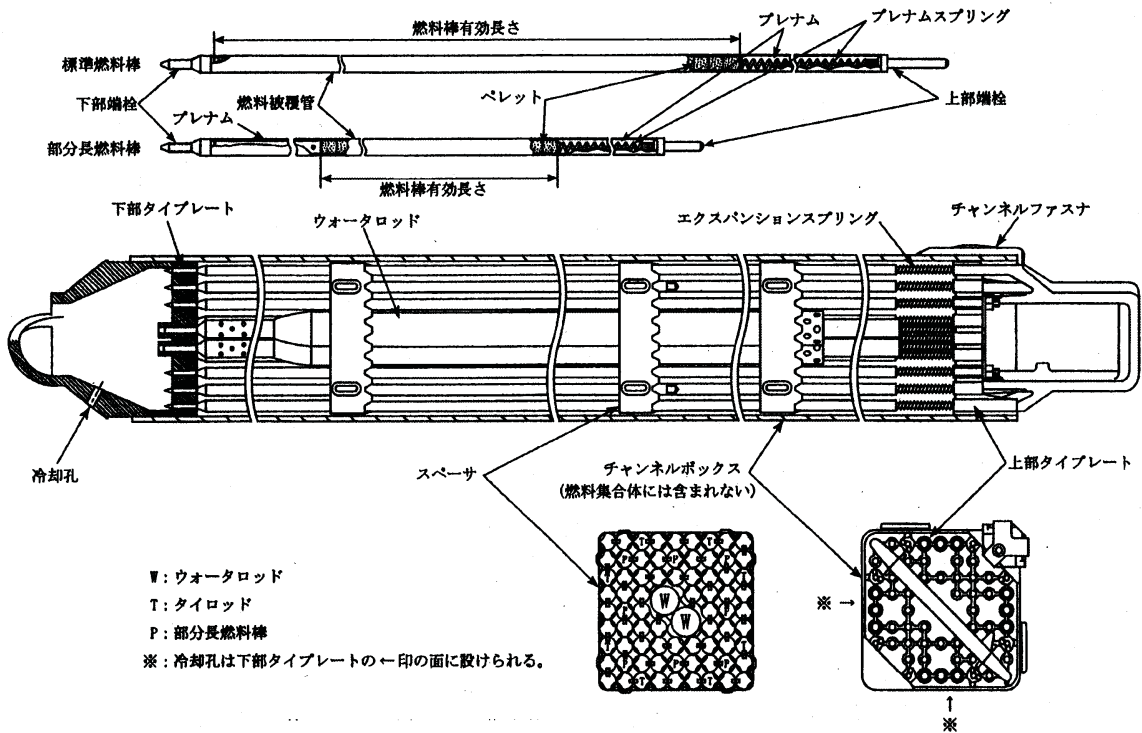
第7図 東通原子力発電所周辺の航空路図



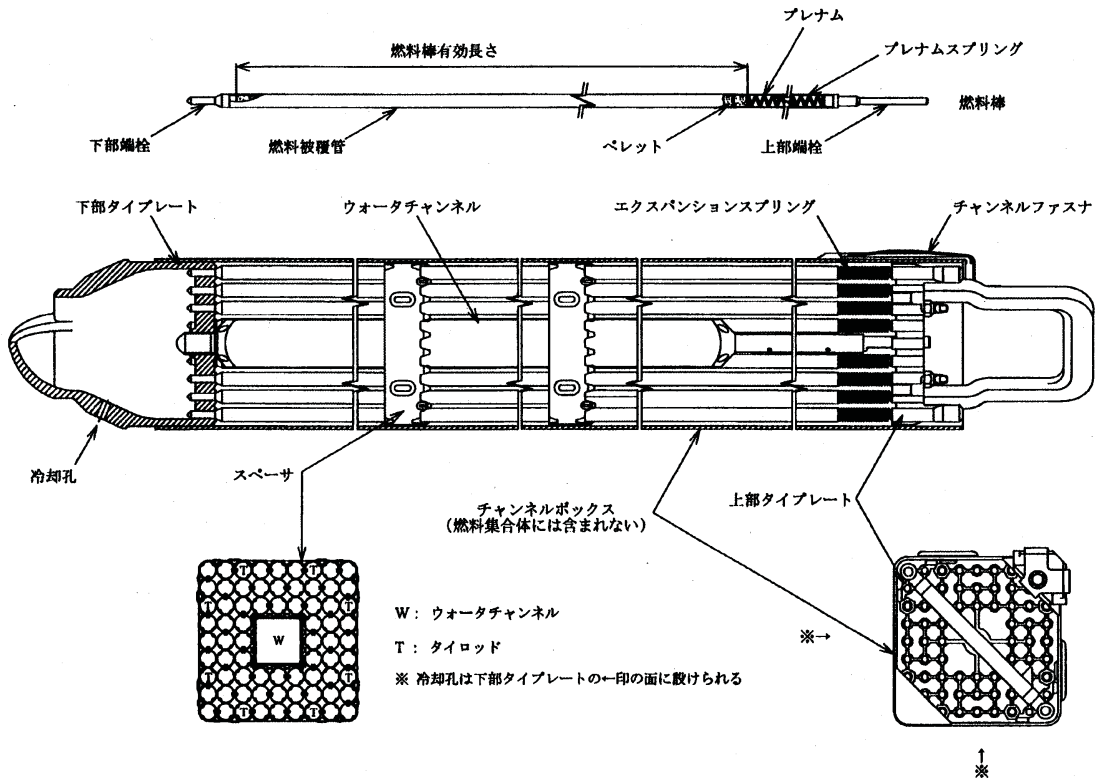
- 凡 例
- R.B 原子炉 建屋
 - T.B タービン 建屋
 - Rw.B 廃棄物処理建屋
 - S.B サービス 建屋
 - モニタリングポスト
 - 周辺監視区域境界
 - - - 敷 地 境 界

第 8 図 全体配置図

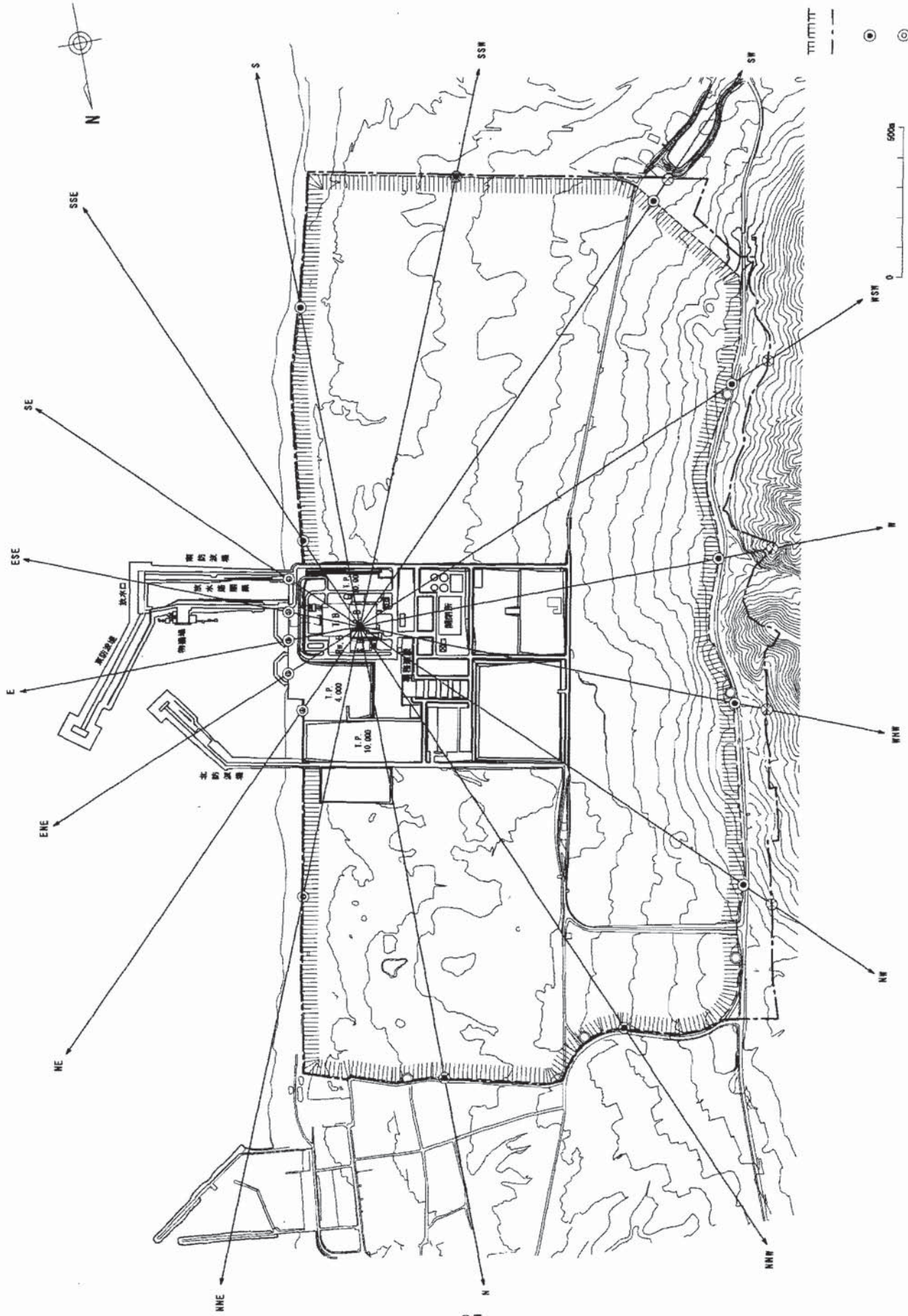
9 × 9 燃料 (A型)



9 × 9 燃料 (B型)



第9図 燃料集合体



第10図 線量計算地点図