

平成19年12月28日
独立行政法人
日本原子力研究開発機構
敦賀本部

新型転換炉「ふげん」原子炉補助建屋のコンクリートに係る
調査結果について

新型転換炉ふげん発電所（以下「ふげん」という。）においては、原子炉補助建屋の構造健全性を確認するために、一般的な耐震診断手法に従って、耐震評価に必要なコンクリート壁から試料を採取し、強度を測定して耐震性の評価を行い、当該建屋に求められる耐震性能を満足していることを確認し公表しました。

その際、一部の壁から低い圧縮強度が得られたことの原因も含め、平成18年度に得られたデータの妥当性・信頼性に係る調査並びにその要因分析を引き続き実施し、得られた結果について、まとまった段階で公表することとしました。

【 8月31日発表済み】

【10月19日発表済み】

このたび、原子炉補助建屋の一部の壁から低い圧縮強度が得られた原因と対策について、平成18年度に得られたデータの妥当性・信頼性に係る調査結果とあわせて、結果をとりまとめ、本日、原子力安全・保安院、福井県、敦賀市に提出しましたのでお知らせいたします。

また、今回の調査結果を踏まえ、平成18年11月7日に提出した廃止措置計画の認可申請書の一部補正及び保安規定の変更認可申請についても併せて提出しました。

以上

【添付資料】

新型転換炉ふげん発電所における原子炉補助建屋のコンクリート強度の低い原因等について

新型転換炉ふげん発電所における 原子炉補助建屋のコンクリート強度の低い原因等について

1. はじめに

独立行政法人日本原子力研究開発機構（以下「原子力機構」という。）は、平成 18 年度に独立行政法人原子力安全基盤機構（JNES）から受託した「平成 18 年度福井県における高経年化調査研究」の一部として、「原子力発電所コンクリート性状に関する研究」を行い、その予備調査として、原子炉補助建屋のコンクリート壁の試料（コア）を採取して、圧縮強度等の諸データを取得した。

その際、一部の供試体の圧縮強度が、建屋コンクリートの設計基準強度を下回る値を示したことから、得られたデータについて、その妥当性や信頼性の調査・検討を行った。具体的には、コアの採取方法や圧縮強度試験方法の適切性に関する検討、材料、施工等の観点からの要因分析等を行ってきた。

一方、上記の分析と並行して、「ふげん」建屋の構造健全性を確認するために、国土交通省が監修した（財）日本建築防災協会の「既存鉄筋コンクリート造建築物の耐震診断基準・同解説」（以下「耐震診断基準」という。）に従って、原子炉補助建屋を代表する壁から第三者機関によるコアの採取、圧縮強度の測定を行い、耐震性の評価を行った。

その結果、原子炉補助建屋について、以下のことが確認された。

- ① 耐震重要度分類 B クラスとしての静的水平地震力により発生する応力と許容値（短期許容せん断応力度）を比較すると、許容値が上回っている（弾性範囲にある）。
- ② 建屋各階の保有水平耐力が、建築基準法に定められた必要保有水平耐力に対して上回っている。

このことから、「ふげん」原子炉補助建屋の耐震性の要件である耐震重要度分類 B クラスの耐震性能を有していることを確認し、その結果を本年 10 月 19 日に原子力安全・保安院へ報告した。その際に、一部の壁で建屋コンクリートの設計基準強度を下回る値が得られたことについて徹底した調査を行い、その原因及び対策等について、原子力安全・保安院への報告が求められた。

このため、更に追加して第三者機関によるコア採取、圧縮強度測定及び化学分析等を行い、平成 18 年度に得られたデータとの比較評価を含めて、強度が低いことの原因究明に係る調査を行った。

今般、その原因究明調査結果と、それに基づく対策についての検討結果を取りまとめた。

2. 平成 18 年度に取得したデータの妥当性・信頼性の確認

「平成 18 年度福井県における高経年化調査研究」において、「ふげん」原子炉補助建屋から採取した合計 34 個のコンクリート供試体の圧縮強度等を測定した結果、そのデータの一部に「ふげん」建屋壁の設計基準強度を下回るものが得られ、かつ、圧縮強度の測定値が広い範囲に分布し、ばらつきが大きかった。このことから、得られたデータについて、その妥当性・信頼性を確認することとし、コア採取方法や圧縮強度試験の実施方法についての確認を行ったが、明確な結論を得ることができなかった。そこで、平成 19 年度に、信頼性の高い第三者機関に依頼して、平成 18 年度のコア採取場所の近傍から再度コアを採取して圧縮強度を測定し、結果を比較することとした。

得られた結果を図 1 に示す。基本的に平成 18 年度のデータと平成 19 年度のデータは、1~2 N/mm² の範囲で一致した。このことから、平成 18 年度の圧縮強度データは妥当なものであると判断し、以後の原因調査に用いることとした。

3. 圧縮強度測定結果のまとめ

圧縮強度の値をまとめるにあたっては、平成 18 年度のデータと平成 19 年度のデータをあわせて検討することとする。

平成 18 年度と平成 19 年度に得られた圧縮強度の値をまとめて表 1 ~ 表 3 に示す。

また、壁厚と圧縮強度の関係を図 2 に、壁表面から供試体端面までの距離と圧縮強度の関係を図 3 に示す。

図 2 及び図 3 より、圧縮強度の値は、「ふげん」で測定対象とした壁厚でいうと、400mm 以下と 500mm 以上で特徴が分かれ、壁表面からの深さについては、概ね 200mm を境に差がみられる。したがって、以後は、壁厚については、500mm 以上の壁を「厚壁」、400mm 以下の壁を「薄壁」、厚壁表面からの深さが 200mm 以下の部位を「厚壁表層部」と称して区分する。

原子炉補助建屋における圧縮強度測定結果の傾向をまとめると以下のとおりである。

- ① 厚壁中央部から採取したコアの圧縮強度は、ほとんどが設計基準強度 (22.06N/mm²) を満足した。一方、厚壁表層部の圧縮強度は一部が設計基準強度より小さかった。
- ② 薄壁から採取したコアの圧縮強度は、ほとんどが設計基準強度より小さかった。

部位ごとの圧縮強度測定結果の値の幅は、以下のとおりである。

- ・ 厚壁中央部 : 20.2~51.1N/mm²
- ・ 表層部 : 14.4~36.4N/mm²(短尺コア*の測定結果を除く)
- ・ 薄壁 : 10.6~25.4N/mm²

*壁厚方向の分布を把握する目的で、100mm の長さに整形した供試体のこと。

4. 一部コンクリートの圧縮強度が低かった原因調査について

原子炉補助建屋の一部のコンクリート強度が低かったことについて、原子炉補助建屋から採取したコンクリートコアを用いて、組織等の詳細分析（コンクリートの調合推定、微細組織構造の測定・観察、中性化深さの測定）を行うとともに、施工に係る調査と聞き取り調査及び壁表面の観察を行った。

4.1 組織等の詳細分析結果

- ① コアから試料を採取し、コンクリートの調合状況を確認するために、「セメント協会法」に基づいて調合推定を行った。その結果、単位セメント量等の調合推定値と圧縮強度との間には相関は見られず、圧縮強度の値が、単位セメント量等の調合推定値に依存していないことが分かった。（図4参照）なお、「セメント協会法」は、その特徴として実際のセメント量よりも低く定量される傾向にあり本結果においても、普通ポルトランドセメントの成分比に基づく単位セメント量の推定値（平均 $217\text{kg}/\text{m}^3$ ）は、調合設計値 $298\text{kg}/\text{m}^3$ に比較して低い値を示した。単位骨材量は、調合設計値の前後に分布していた。
- ② 微細組織構造の測定・観察（細孔径分布測定、走査型電子顕微鏡（SEM）による組織観察、電子線マイクロアナライザ（EPMA）による元素分析、透気係数測定）より、以下のことが分かった。（図5～図9参照）
 - ・ 薄壁及び厚壁表層部（強度が低い箇所）は、粗な組織で水和反応初期のコンクリート組織の様相を示した。
 - ・ 厚壁の中央部（強度が高い箇所）は、密実な組織で水和反応が十分に完了したコンクリート組織の様相を示した。
 - ・ 観察したすべての試料から、フライアッシュ*を確認した。フライアッシュ量の定量はできなかった。
*フライアッシュとは、石炭火力発電所等における微粉炭燃焼ボイラから発生する燃焼ガス中の灰を電気集じん機で採取した石炭灰のことで、コンクリート性能の改善を図るため、セメントに混合して用いられることがある。
- ③ 中性化深さについては、27～150mmであったが、鉄筋の腐食はなかった。

4.2 施工状況等に関する調査結果

(1) 建設工事の体制

「ふげん」の建設工事は、1972年4月末から1978年2月頃にかけて、図10に示す体制で実施した。なお、原子炉補助建屋については、1972年8月から1975年4月頃の施工であった。

工事にあたっては、原子力機構（当時は動力炉・核燃料開発事業団。以下、「原子力機構」という。）が、施工管理会社及び工事施工会社とそれぞれ契約を締結し、以下の役割分担とした。

- ① 原子力機構は、本社に組織された新型転換炉開発本部が設計・契約業務を行うとともに建設工事に係る品質管理を統括し、工事の管理や検査業務は、現地の敦賀建設事務所が実施した。
- ② 施工管理会社は、現地に敦賀工事管理事務所を設置して建設工事全般の施工管理を実施した。
- ③ 工事施工会社は、施工管理会社の管理のもと、建設工事を行った。

(2) 建設工事における品質管理

建設工事の発注に際して、原子力機構は、工事仕様、工事内容、資材、試験・検査等について規定した工事仕様書を作成し、工事施工会社と契約した。また、施工管理会社に対しては、工事仕様書を提示して、それに基づき施工管理要領書を提出させ、その内容を承認して、施工管理業務を委託した。

工事施工会社は、工事計画を施工管理会社へ提出し、承認を受けて工事を施工した。原子力機構は、施工管理会社から報告を受けた。

建設工事においては、原子力機構は、工事施工会社が実施した各種試験検査の結果を、施工管理会社を通して確認した。また、原子力機構は、工事のホールドポイントにおいて、必要な試験検査に立会い、許認可の申請、官庁検査の受検を行うとともに、施工管理会社から提出される工事関係書類の確認、承認を行った。具体的には、コンクリート工事に係る素材メーカーの選定、セメント製造時の材料試験、調合設計、試し練り、コンクリート性状検査、強度試験等への立会い及び結果の承認を行った。

(3) 記録類の調査及び聞き取り調査

- ① 原子炉補助建屋に求められる原子炉設置許可の要件は、耐震性能と放射線遮へい性能であり、これを満足するために、工事計画認可において、材料として普通コンクリートを用いると規定した。
- ② 原子力機構が作成した工事仕様書では、建屋躯体の使用セメントは普通ポルトランドセメントとしていた。なお、「4.1 組織等の詳細分析結果」で観察されたフライアッシュについては、工事仕様書に記述はなかった。
- ③ 原子力機構において、原子炉補助建屋の施工記録は現時点では保存していないが、保存してある原子炉建屋の記録から類推すると、建屋コンクリートについては、普通ポルトランドセメントを前提とした施工管理要領書に従い施工していた。
- ④ 原子力機構は、コンクリートの施工に伴って、自主的な検査として、普通ポルトランドセメントの材料検査成績書を確認していた。「4.1 組織等の詳細分析結果」で観察されたフライアッシュについては、材料検査成績書には記載がなかったが、工事計画認可の要件である普通コンクリートを満足していること及び、「ふげん」建設後の1978年に制定された日本建築学会の指針*によれば、「混和材としてフライアッシュを用い

る場合は、セメントの一部とみなすこと及びその混合率は30%以下とする」旨記載されている。このことから、当時を顧みると、フライアッシュの含有量は、調合推定結果からみてもこの範囲であったと考えられ、フライアッシュが含まれていたことについては、問題ないとしていたものとする。

*日本建築学会「フライアッシュセメントを使用するコンクリートの調合設計・施工指針・同解説」(1978)

- ⑤ ふげん建設時の全ての工事担当者への聞き取り調査は困難であるが、現時点で可能な限りの聞き取り調査を実施した結果、施工管理会社及び工事施工会社では原子力機構が保有している以上の当時の記録は残っていないが、施工管理要領書に従って適正に施工したとのことであった。また、セメント会社、生コン会社とも当時の記録は残っておらず、原因の推定に直接つながる証言は得られなかった。なお、フライアッシュの混合に関する証言は、いずれからもなかった。

(4) 壁表面の観察結果

原因調査に資する目的で、コア採取位置近傍の壁表面の観察を詳細に行った結果、壁の健全性に影響するようなひび割れ等はないものの、壁表面に、気泡の跡や砂すじ等が一部の壁で見られた。

5. 原因の推定

原子炉補助建屋の一部のコンクリート強度が低かったことの原因を調査するために実施した組織等の詳細分析や施工状況等に関する調査結果、壁表面の観察結果から推定される原因について、材料、施工、経年劣化及び、これらを包含する品質管理の観点からまとめると以下のとおりである。

(1) 材料について

- ① コンクリート試料の調合推定結果では、単位骨材量については調合設計値の前後に分布していた。
- ② 単位セメント量については、調合設計値に比較して低い値を示したが、試料の微細組織構造の測定・観察でフライアッシュが確認されたことと厚壁中央部で十分な強度があることを考え合わせると、普通ポルトランドセメントに加えてフライアッシュが含まれており、セメント量は調合設計値を満足していたものと推定した。
- ③ フライアッシュが含まれたコンクリートは、長期強度の増進、水和熱の低減、流動性向上による作業性とポンプ圧送性の改善、などの効果があることから、これらを目的としてフライアッシュを混合した可能性が考えられる。

- ④ フライアッシュが含まれていたことについては、4.2 (3) ④で記述したとおり、問題ないものと判断した。

以上のことから、材料については、問題はなかったと判断する。

(2) 施工について

フライアッシュが含まれるコンクリートを施工する場合は、打設直後から湿潤養生を保つ等の施工上の留意点がある。

微細組織構造の測定・観察結果から、薄壁や厚壁表層部が粗な組織であり、かつ、水和反応の初期の状況にあることが分かった。また、壁表面の詳細な観察において気泡の跡や砂すじ等が見られた。これらのことと、フライアッシュが含まれるコンクリートの施工上の留意点から考えて、薄壁と厚壁表層部において強度が低かった原因は次のとおりであると推定した。

- ① 普通ポルトランドセメントを前提とした型枠存置期間で施工していたため、結果としてフライアッシュが含まれたコンクリートに対して要求されるよりも早く型枠を脱型し、湿潤養生が十分でなかったことにより、表層部からの乾燥が進んだことから、コンクリートの硬化に必要な水分が不足し、強度の増進が阻害された。一方、厚壁中央部においては、打設後、乾燥することなく長期間適度な水が存在していたため、コンクリートの硬化反応が進展して所定の強度が得られた。
- ② フライアッシュが含まれたコンクリートを使用する際は、流動性が増すことから、締め固め過剰とならないような施工上の配慮が必要である。しかし、今回、壁表面の観察結果から、気泡の跡、砂すじ等が観察されたことから、結果的に締め固め過剰となって気泡が型枠面に集積するとともに、水と細骨材が分離し、水が上昇（ブリーディング）した可能性が考えられる。これらのことも、フライアッシュが含まれたコンクリートに対する施工上の留意点が、施工に反映されていなかったことを示唆している。

(3) 経年劣化

中性化深さについては 27～150mm であったものの、鉄筋の腐食はなく、コンクリート強度に直接、影響を与えるものではない。

放射線、熱、機械的振動及び化学的浸食については、当該壁の使用環境条件から、これらの要因によって経年劣化が生じた可能性は考えられない。また「ふげん」の立地場所は凍害危険地域ではないため、凍結・融解によるコンクリート劣化は考え難い。アルカリ骨材反応については、骨材産出地の調査及び今回のコアの観察結果により、考えられない。塩分浸透については、外壁の一部で浸透が確認されたが、塗装以前の影響であること及び錆がないことから、浸透が進行して

いないことを確認した。

以上のことから、経年劣化が強度に影響を与えたものではないと判断する。

(4) 品質管理

原子力機構における現在の品質マネジメントシステムに照らして、建設当時の建屋コンクリート工事の品質管理に関して、PDCA（計画、実行、評価、改善）の各段階に対応させて要因分析を行った結果、以下の要因が抽出された。

① 計画段階（P）

- ・ 建設工事の発注に際して、原子力機構が作成した工事仕様書では、建屋躯体の使用セメントは普通ポルトランドセメントとしていたが、フライアッシュについての記載はなかった。前述したフライアッシュが含まれたコンクリートの施工上の留意事項から考えると、工事仕様書に材料規定の詳細として、フライアッシュについても特筆すべきであったと考える。
- ・ フライアッシュに関する留意事項が記載されていない施工管理要領書を、精査せずに、原子力機構が承認したものと推定する。

② 実行段階（D）

コンクリート工事に係る素材メーカーの選定、セメント製造時の材料試験、調合設計、試し練り、コンクリート性状検査及び強度試験等については、原子力機構が記録の確認と承認を行った。また、原子力機構は、工事のホールドポイントにおいて必要な試験検査に立会いを行っていたものの、現場確認が十分ではなかったと考える。

③ 評価、改善段階（C、A）

壁表面の外観観察において一部の壁で見られた気泡の跡や砂すじ等について施工後の観察が十分でなく、改善すべき事項があったもののそれが抽出できず、施工に反映されなかった。

以上のことから、「ふげん」建設当時の原子力機構の品質管理について、現在の品質管理マネジメントシステムに照らすと、PDCA サイクルが円滑に機能していなかったものと判断する。

6. 原因推定のまとめ

原子炉補助建屋の一部のコンクリート強度が低かったことについての原因の推定結果は、以下のとおりである。

原子炉補助建屋のコンクリートとして、フライアッシュが含まれたコンクリートを使用した。

フライアッシュを含むコンクリートの場合には、型枠の存置期間や、打設直後

からの湿潤養生、打設時の締め固めにおける配慮等の施工上の留意点があるが、普通ポルトランドセメントのみのコンクリートとして施工したため、これらの留意点が反映されなかった。これにより、表層部からの乾燥が進み、コンクリートの硬化に必要な水分が不足したことから、薄壁及び厚壁表層部での強度の増進が阻害された。一方、厚壁中央部においては、打設後、乾燥することなく長期間適度な水が存在していたため、コンクリートの硬化反応が進展して所定の強度が得られたものと推定した。

原子炉設置者である原子力機構が担うべき品質管理の観点から検討した結果、以下の要因が摘出され、原子力機構の当時の品質管理が十分に機能していなかったものと判断する。

- ・ 工事仕様書でフライアッシュについての特記事項を記載しなかったことから、普通ポルトランドセメントのみを前提とした施工管理要領書となり、その要領書を原子力機構が精査せずに承認して、工事を実施した。
- ・ 原子力機構は、工事のホールドポイントにおいて必要な試験検査に立会いを行っていたものの、現場確認が十分ではなかった。
- ・ 壁表面の外観観察において一部の壁で見られた気泡の跡や砂すじ等について施工後の観察が十分でなく、改善すべき事項があったもののそれが抽出できず、施工に反映されなかった。

7. 対策

(1) 品質保証の充実

原子力機構においては、現在、理事長をトップとして、安全を達成・維持・向上させるために、PDCA サイクルを円滑に運用することによって継続的な改善を図るよう、品質マネジメントシステムを構築している。

今回のコンクリートの問題を教訓とし、コンクリート工事を含めた施設等の建設については、今後とも品質マネジメントシステムの、より一層の改善を図っていく。

なお、コンクリート工事等に係る規格・指針類については、今後とも最新の情報を適切に工事仕様書等に反映し、工事施工における品質管理を充実させていく。

(2) 廃止措置に向けた対策

「ふげん」は、既に原子炉の運転を終了し、現在廃止措置の準備段階にある。現状では新たな建物を建設する予定はなく、今後、施設・設備の解体を行っていくこととなるが、廃止措置に係る工事を実施するにあたっては、品質マネジメントシステムのもと、以下の対策を保安規定や管理要領等に明記し、確実に計画・実施し、フォローしていく。

- ① 解体撤去工事等を実施する際は、必要な安全措置を講じる等、コンクリート強度を考慮した工事方法を計画し、実施する。
- ② 廃止措置期間においても各建屋の巡視及び点検等を継続して実施する。

以上

表 1 平成 18 年度の高経年化研究における圧縮強度試験結果

(NR: 記録なし)

壁の位置		壁厚 (mm)	圧縮強度 (N/mm ²)	供試体の 壁表面から の位置 (mm)	備考	
地下2階	非常用電気室側	400	18.7	17		
			18.8	10		
			18.8	17		
			18.5	NR		
	階段室側		17.9	21		
			17.9	19		
			19.4	22		
	貫通		18.9	NR		
			16.9	90		
	非常用電気室側		1000	27.4	264	
29.8		322				
14.4		71				
29.3		311				
地下1階	常用電気室側	400	11.9	23		
			11.1	15		
			10.9	32		
			12.1	NR		
	階段室側		10.6	20		
			14.0	20		
			13.3	21		
	貫通		12.8	NR		
			12.4	66		
			12.8	89		
常用電気室側	1500	24.4	310			
		23.4	315			
		25.5	314			
地上3階	外壁北面	250	16.5	34		
			15.5	20		
			13.4	38		
			13.3	NR		
	外壁南面		500	20.9	1	
				29.3	19	
				34.3	34	
	36.6	NR				

設計基準強度：22.06N/mm²

表2 建屋構造健全性評価のための圧縮強度試験結果（平成19年9月実施）

壁の位置		壁厚 (mm)	圧縮強度 (N/mm ²)	供試体の 壁表面から の位置 (mm)	備考
地下2階	非常用電気室側	1000	34.0	150	
			36.4	150	
			34.2	150	
	給水加熱器室	1400	35.0	600	
			39.7	600	
40.7			600		
地下1階	放射性廃棄物処理室及び 貯蔵タンク室 (遮へい壁)	1000	20.2	400	
			30.5	400	
			26.4	400	
	常用電気室側	1500	25.8	635	
			31.8	640	
30.2			640		
地上1階	常用エアロック通路	400	15.3	96	
			12.9	95	
			25.4	90	
	タービンフロア側壁 【吹き抜け】(地上1階部分)	800	32.0	205	
			43.1	270	
			51.1	260	
	放射性廃棄物処理室及び 貯蔵タンク室 (遮へい壁)	1000	27.9	400	
26.9			400		
27.3			400		
地上2階	原子炉補機室 (蓄圧器近傍の壁)	400	19.2	80	
			18.3	60	
			19.4	70	
	タービンフロア側壁 【吹き抜け】(地上2階部分)	750	25.9	180	
			27.7	180	
23.4			180		
地上3階	ホット計器修理室	250	14.1	25	
			12.2	27	
			12.4	25	
	外壁南面	500	25.7	65	
			21.3	60	
			30.9	95	
		1100	45.2	445	
		41.8	445		
		38.2	445		

設計基準強度：22.06N/mm²

表3 平成18年度の高経年化研究における圧縮試験強度の信頼性確認および要因分析のための圧縮強度試験結果（平成19年10月実施）

壁の位置		壁厚 (mm)	圧縮強度 (N/mm ²)	供試体の 壁表面から の位置 (mm)	備考
地下2階	非常用電気室側	400	20.7	20	
			19.0	20	
			19.1	20	
		1000	17.5	70	
			30.6	300	
地下1階	常用電気室側	400	12.2	20	
			13.3	20	
			13.0	20	
	放射性廃棄物処理室及び 貯蔵タンク室 (遮へい壁)	1000	18.8	150	
			24.4	150	
			20.3	150	
	常用電気室側	1500	23.0	310	
			28.5	310	
			26.3	310	
			14.7	100	
			22.2	350	
			13.4	50	
			15.6	150	壁表面の深さ50mm から長さ100mm毎 に採取した短尺コア
20.1			250		
20.9	350				
地上1階	放射性廃棄物処理室及び 貯蔵タンク室 (遮へい壁)	1000	25.2	150	
			24.7	150	
			20.8	150	
地上3階	外壁北面	250	15.5	20	
			16.9	20	
			17.0	20	

設計基準強度：22.06N/mm²

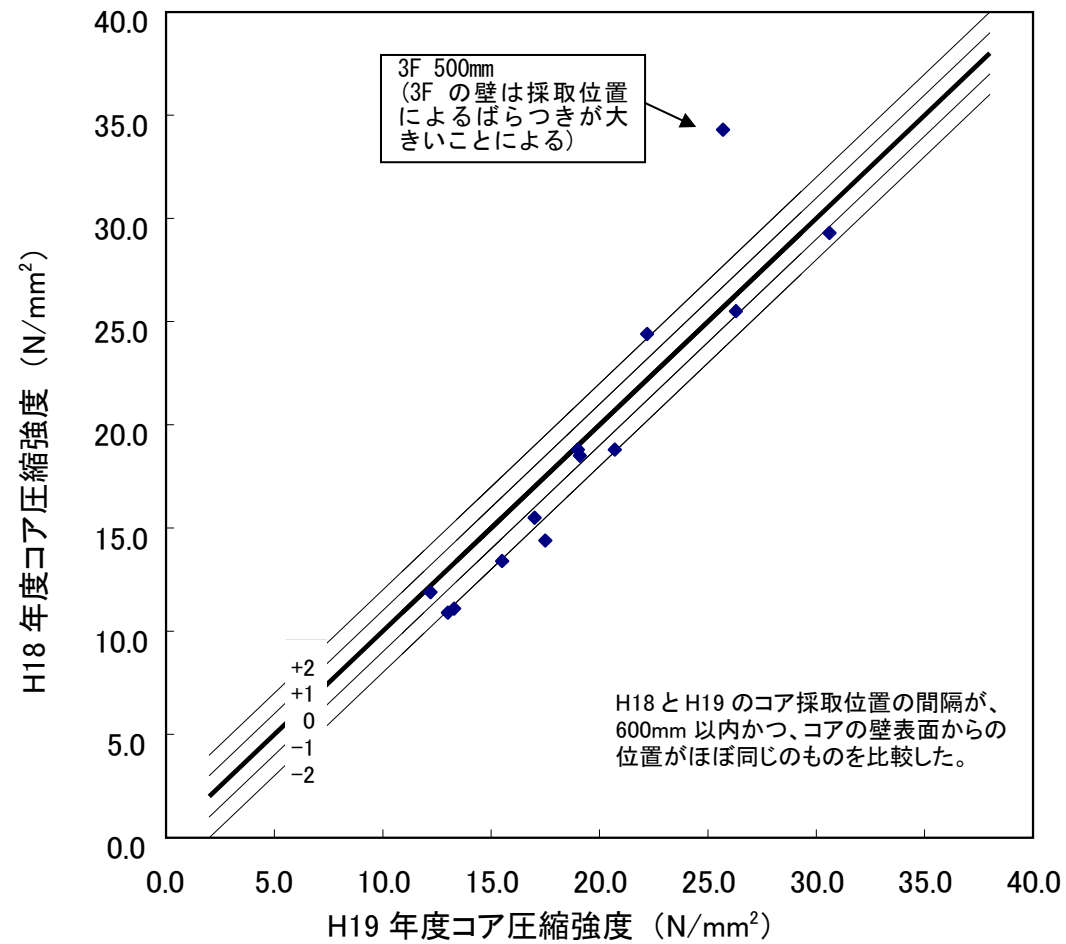


図1 H18年度とH19年度コアの圧縮強度データの比較

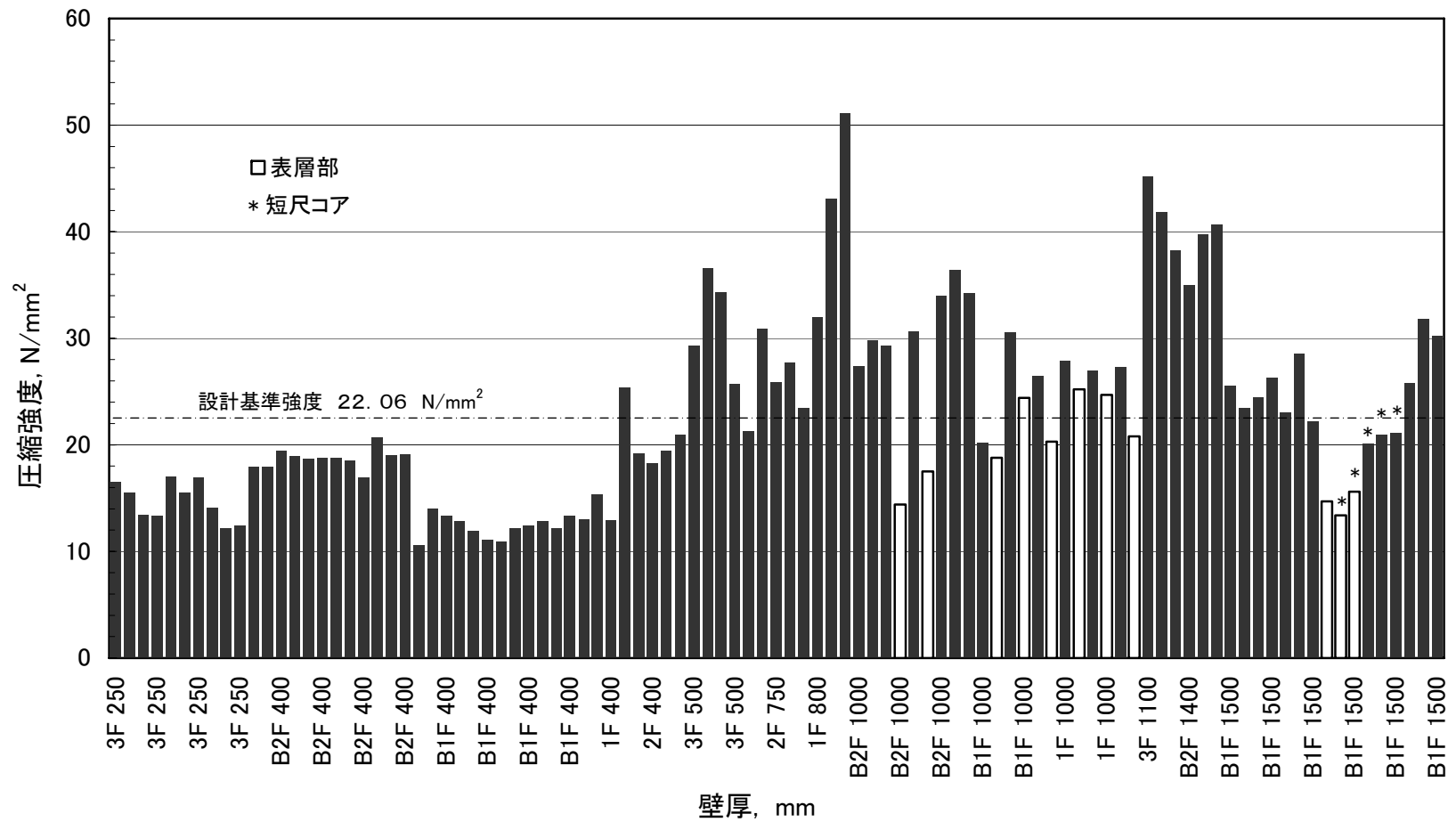


図2 壁厚と圧縮強度の関係

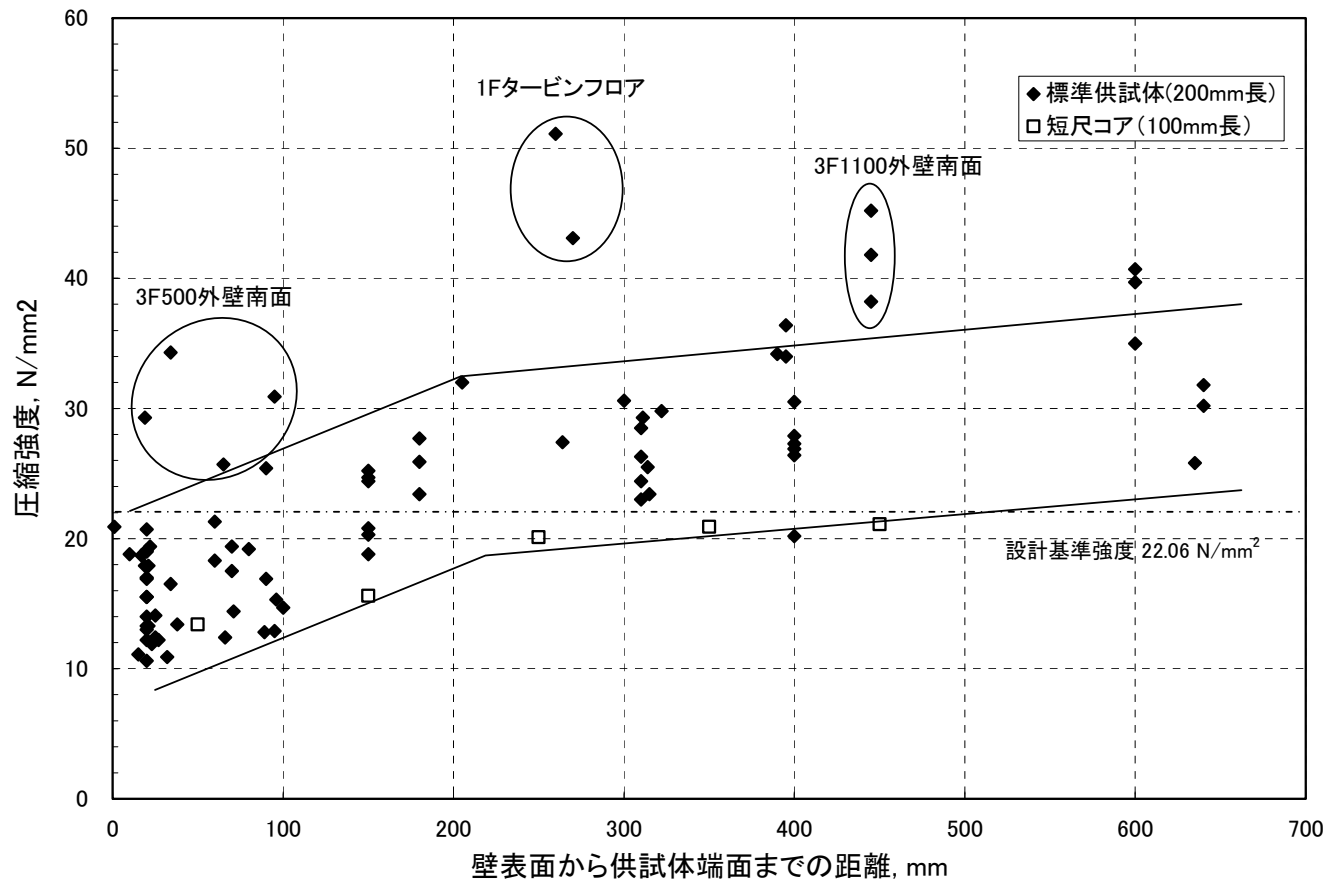


図3 壁表面から供試体端面までの距離と圧縮強度の関係

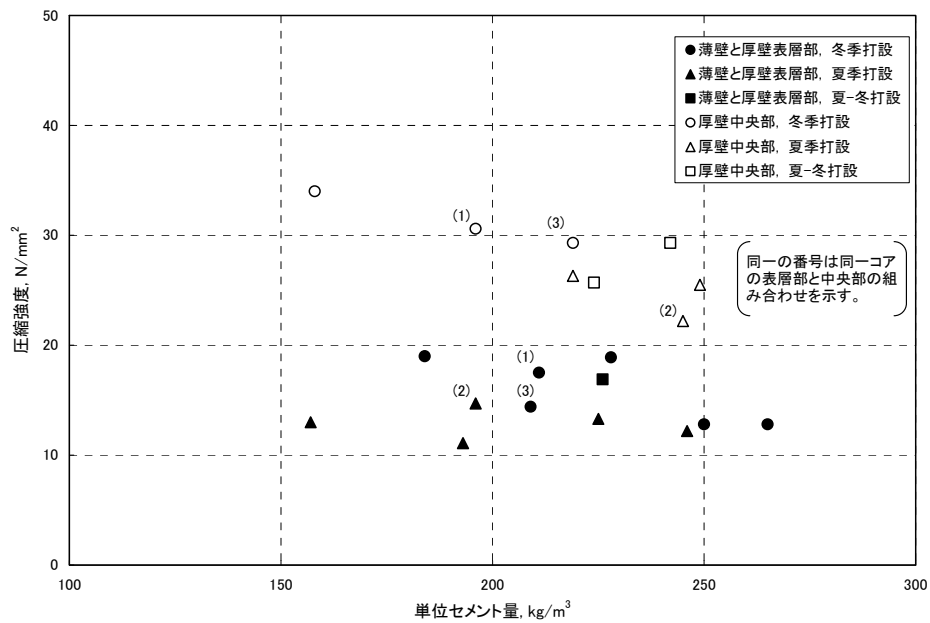


図4 配合推定結果と圧縮強度

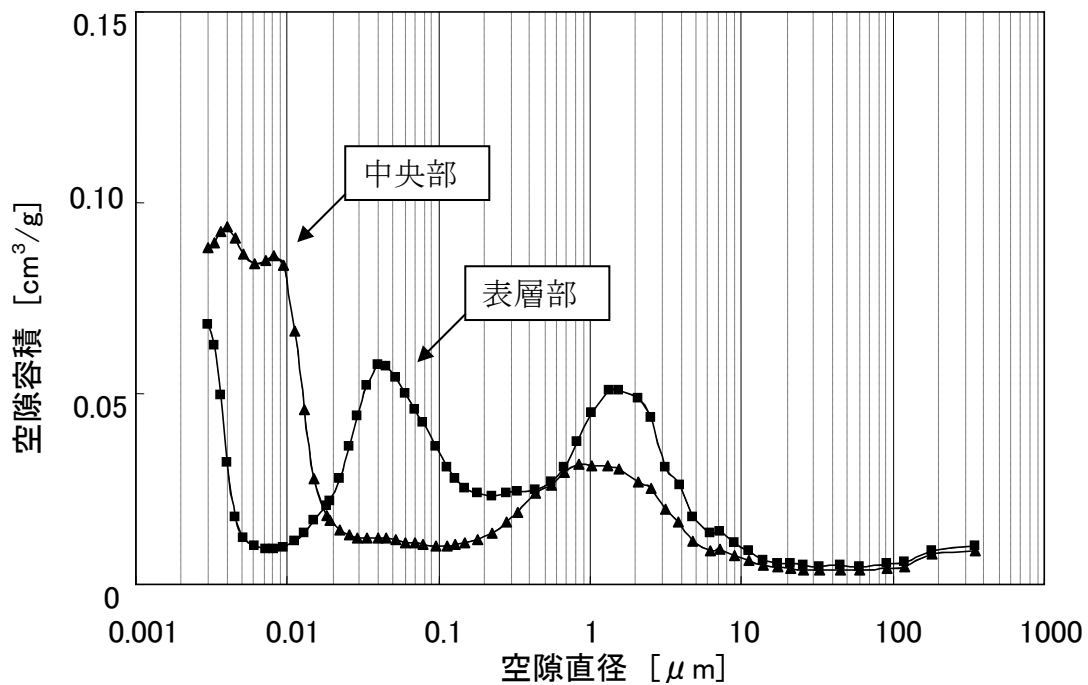
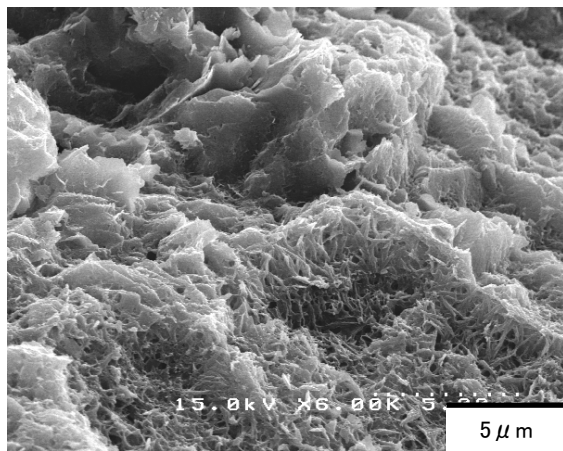
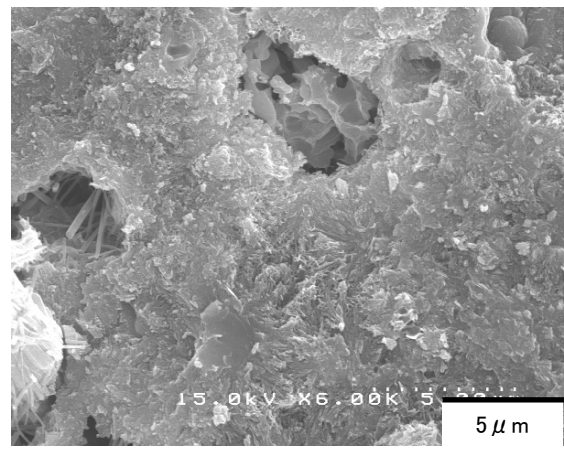


図5 細孔径分布 (地下2階 1000mm の厚壁の表層部および中央部)



厚壁表層部

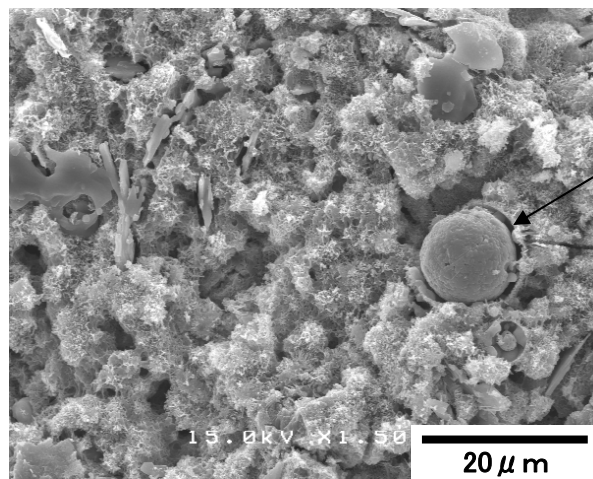
繊維状の粗な水和物が多く見られた。



厚壁中央部

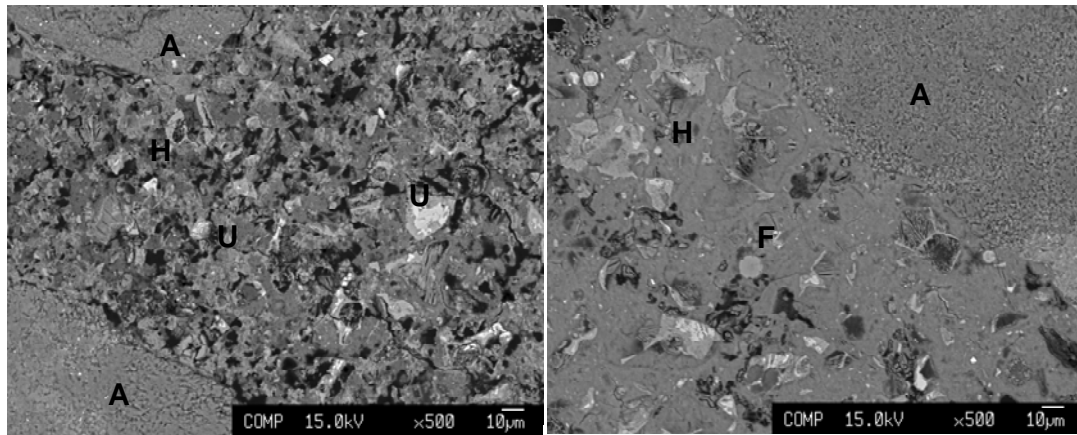
緻密な水和物が多く見られた。

図6 SEM観察（地下2階1000mmの厚壁）



フライアッシュの特徴を有する粒子

図7 フライアッシュの特徴を有する粒子
（地下1階1500mmの厚壁）



厚壁表層部

厚壁中央部

A : 骨材、H : セメント水和物、U : 未水和セメント、F : フライアッシュ

図8 EPMAによる反射電子像（地下2階1000mmの厚壁）

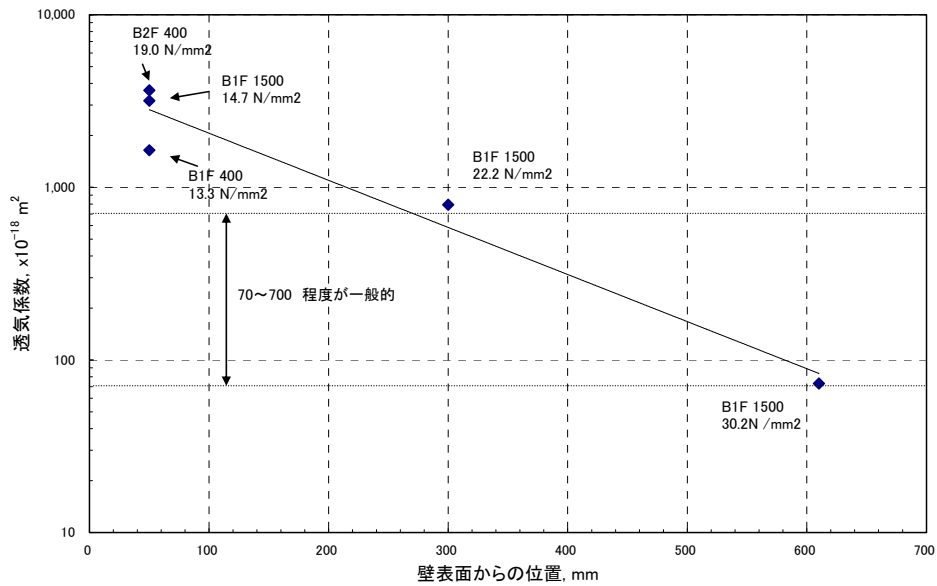


図9 透気係数と供試体の壁表面からの位置

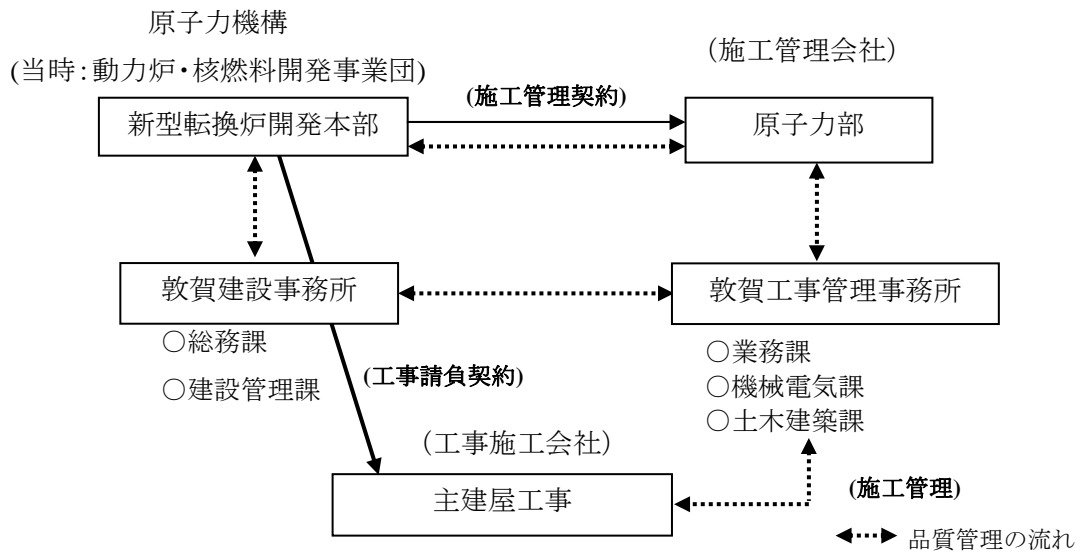


図10 「ふげん」建設工事体制