

<p>タイトル</p>	<p>川内 1 号炉周辺の地下水による劣化影響について</p>								
<p>説 明</p>	<p>1. はじめに  川内 1 号炉のコンクリート構造物うち、外部遮蔽壁、原子格納施設基礎、原子炉補助建屋、タービン建屋、取水構造物の一部は地下に埋設されているため、これらの構造物に対する地下水による経年劣化影響について検討を行った。  コンクリートの強度低下に影響を及ぼすと想定される地下水に起因する経年劣化要因を抽出するとともに、それらが川内 1 号炉の地下埋設部コンクリートにおいて発生し、進展する可能性について評価を行った。</p> <p>2. 経年劣化影響評価  2.1 地下水に起因する経年劣化要因の抽出  地下水に起因するコンクリートの経年劣化要因とその概要を表 1 に示す。</p> <p style="text-align: center;">表 1 地下水の存在下で引き起こされる経年劣化要因</p> <table border="1" data-bbox="408 949 1350 1554"> <thead> <tr> <th data-bbox="408 949 564 1025">経年劣化要因</th> <th data-bbox="564 949 1350 1025">概 要</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="408 1025 564 1234">塩分浸透</td> <td data-bbox="564 1025 1350 1234">コンクリート中に塩化物イオンが浸透して鉄筋位置まで達すると、鉄筋表面の不動態被膜が失われ、鉄筋は、コンクリート中の水分、酸素の作用により腐食し始める。腐食が進行すると酸化生成物による体積膨張からコンクリートにひび割れや剥離が生じ、コンクリート構造物としての健全性が損なわれる可能性がある。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="408 1234 564 1413">アルカリ骨材反応</td> <td data-bbox="564 1234 1350 1413">コンクリート中の反応性シリカを含む骨材と、セメント等に含まれるアルカリ（ナトリウムイオンやカリウムイオン）が、水の存在下で反応してアルカリ珪酸塩を生成し、この膨張作用によりコンクリートにひび割れが生じ、コンクリート構造物としての健全性が損なわれる可能性がある。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="408 1413 564 1554">化学的侵食</td> <td data-bbox="564 1413 1350 1554">水分中の酸や硫酸塩等の塩類とセメント水和物の化学反応により、セメントペーストの溶解（酸）や、コンクリート表層の剥離・剥落（塩類）が生じ、コンクリート構造物としての健全性が損なわれる可能性がある。</td> </tr> </tbody> </table> <p>2.2 地下水に起因するコンクリートの経年劣化評価  コンクリートの経年劣化要因のうち、塩分浸透、アルカリ骨材反応、化学的侵食が川内 1 号炉の地下埋設部コンクリートにおいて発生し、進展する可能性について、川内 1 号炉の環境条件に基づき評価を行った。</p> <p>2.2.1 塩分浸透  川内 1 号炉の対象構造物においては、塩分浸透を生じる可能性があるため、経年劣化に対する評価を実施している。  その結果、各評価部位における鉄筋腐食減量は、運転開始後 60 年経過時点の想定においても、かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点の鉄筋腐食減量を十分に下回っている。</p>	経年劣化要因	概 要	塩分浸透	コンクリート中に塩化物イオンが浸透して鉄筋位置まで達すると、鉄筋表面の不動態被膜が失われ、鉄筋は、コンクリート中の水分、酸素の作用により腐食し始める。腐食が進行すると酸化生成物による体積膨張からコンクリートにひび割れや剥離が生じ、コンクリート構造物としての健全性が損なわれる可能性がある。	アルカリ骨材反応	コンクリート中の反応性シリカを含む骨材と、セメント等に含まれるアルカリ（ナトリウムイオンやカリウムイオン）が、水の存在下で反応してアルカリ珪酸塩を生成し、この膨張作用によりコンクリートにひび割れが生じ、コンクリート構造物としての健全性が損なわれる可能性がある。	化学的侵食	水分中の酸や硫酸塩等の塩類とセメント水和物の化学反応により、セメントペーストの溶解（酸）や、コンクリート表層の剥離・剥落（塩類）が生じ、コンクリート構造物としての健全性が損なわれる可能性がある。
経年劣化要因	概 要								
塩分浸透	コンクリート中に塩化物イオンが浸透して鉄筋位置まで達すると、鉄筋表面の不動態被膜が失われ、鉄筋は、コンクリート中の水分、酸素の作用により腐食し始める。腐食が進行すると酸化生成物による体積膨張からコンクリートにひび割れや剥離が生じ、コンクリート構造物としての健全性が損なわれる可能性がある。								
アルカリ骨材反応	コンクリート中の反応性シリカを含む骨材と、セメント等に含まれるアルカリ（ナトリウムイオンやカリウムイオン）が、水の存在下で反応してアルカリ珪酸塩を生成し、この膨張作用によりコンクリートにひび割れが生じ、コンクリート構造物としての健全性が損なわれる可能性がある。								
化学的侵食	水分中の酸や硫酸塩等の塩類とセメント水和物の化学反応により、セメントペーストの溶解（酸）や、コンクリート表層の剥離・剥落（塩類）が生じ、コンクリート構造物としての健全性が損なわれる可能性がある。								

また、定期的な建屋内部からの目視点検の結果、塩分浸透による鉄筋腐食に起因する膨張性のひび割れ等は確認されていない。さらに、コンクリート躯体が直接海水に接触する取水構造物においても、塩分浸透による鉄筋腐食に起因する膨張性のひび割れ等は確認されていない。

したがって、塩分浸透の評価結果、目視点検の結果及び最も厳しい環境条件にある取水構造物の現状を踏まえると、その他の地下埋設部コンクリートにおいても、塩分浸透によるコンクリートの経年劣化が進展し、川内1号炉の供用期間中にコンクリート構造物としての健全性が損なわれる可能性は低いと考えられる。

#### 2.2.2 アルカリ骨材反応

アルカリ骨材反応は、コンクリート中に存在するアルカリ溶液と骨材中に含まれる反応性シリカ鉱物の化学反応である。このとき生成されたアルカリシリカゲルが周囲の水を吸収して膨張するため、コンクリート表面にひび割れが生じ、コンクリート構造物としての健全性が損なわれる可能性がある。

川内1号炉は、運転開始後40年近く経過しており、定期的な建屋内部からの目視点検を実施しているが、アルカリ骨材反応に起因すると判断されるひび割れ等は確認されていない。

また、使用している骨材（粗骨材・細骨材）については、別紙14に示すとおり、1986年にモルタルバー法（ASTM C227:1981）及び1987年にモルタルバー法（JASS5N T-201:1985）による反応性試験を実施しており、その結果、膨張率は「材令6ヶ月で0.1%以下」の判定基準に対し無害と判定されている。

これに加え、特別点検による実体顕微鏡を用いた観察において、コンクリート構造物の健全性に影響を与えるような反応性がないことを確認した。

以上から、アルカリ骨材反応によるコンクリートの経年劣化が生じる可能性は低いと考えられる。

#### 2.2.3 化学的侵食

コンクリートの化学的侵食は、コンクリートが外部からの化学作用によって、セメント硬化体を構成する水和生成物に変質や分解により結合能力を失っていく事象である。化学的侵食はその劣化機構によって、1)セメント水和物との化学反応による溶解、2)セメント水和物との化学反応による膨張に大別される。

##### 1) セメント水和物との化学反応による溶解

コンクリート中のセメント水和物との化学反応により、本来、水に溶解しにくいセメント水和物を可溶性物質に変質させ、コンクリートが多孔質化する、あるいは分解することで骨材の露出や脱落等が生じる。

##### 2) セメント水和物との化学反応による膨張

コンクリート中のセメント水和物との化学反応により、新たな化合物が生成され、膨張する際の膨張圧がコンクリートにひび割れや剥離を生じさせる。

一般的な環境においては、化学的侵食が発生することはほとんどなく、温泉地帯、酸性河川流域、酸性・硫酸塩土壌等に建造された構造物等が化学的侵食の影響を受けるとされている。

そこで、川内1号炉における地下水水質の試験結果に基づき、化学的侵食が発生し、進展する可能性について評価を行った。

(1) 川内1号炉地下水水質試験における地下水採取位置及び試験結果

川内1号炉周辺敷地内(図1)において採取した地下水について実施した地下水水質試験結果を表2に示す。

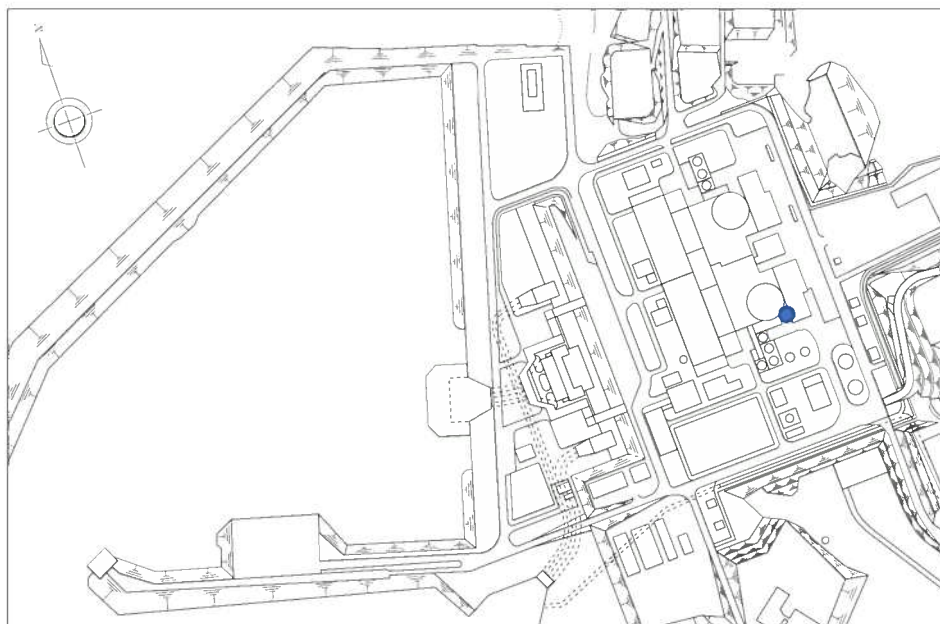


図1 川内1号炉 地下水の採取位置

表2 川内1号炉における地下水の水質試験結果

	pH	アンモニウムイオン (mg/l)	マグネシウムイオン (mg/l)	硫酸イオン (mg/l)	遊離炭酸 (mg/l)
採取位置	8.7	0.03 未満	2.6	24	1 未満

(2) 地下水の水質試験結果の分析

川内1号炉における地下水の水質試験結果（pH、アンモニウムイオン、マグネシウムイオン、硫酸イオン、遊離炭酸）をEN206<sup>1)</sup>の地下水の環境区分と対比した結果は表3に示すとおりであり、全ての項目において、EN206のいずれの環境区分にも該当しないことを確認した。

表3 川内1号炉における試験結果とEN206の環境区分(地下水)の対比

環境区分	XA1	XA2	XA3	環境区分との対比結果
	弱い 化学的侵食	標準的な 化学的侵食	強い 化学的侵食	
pH [-]	$6.5 \geq X \geq 5.5$	$5.5 > X \geq 4.5$	$4.5 > X \geq 4.0$	該当区分なし
アンモニウムイオン [mg/l]	$15 \leq X \leq 30$	$30 < X \leq 60$	$60 < X \leq 100$	該当区分なし
マグネシウムイオン [mg/l]	$300 \leq X \leq 1000$	$1000 < X \leq 3000$	$3000 < X$	該当区分なし
硫酸イオン [mg/l]	$200 \leq X \leq 600$	$600 < X \leq 3000$	$3000 < X \leq 6000$	該当区分なし
遊離炭酸 [mg/l]	$15 \leq X \leq 40$	$40 < X \leq 100$	$100 < X$	該当区分なし

1) BSI, BS EN 206 : Concrete – Specification, performance, production and conformity (2013)

(3) 化学的侵食に関する経年劣化評価

川内1号炉の地下水の水質試験結果に基づき、地下水成分の分析を行った結果、酸や硫酸塩に起因するコンクリートの経年劣化が進展する可能性は低いと考えられる。

また、対象構造物のうち海洋環境の影響を直接受ける取水構造物においては、化学的侵食に特有の劣化兆候は見られない。

したがって、地下水水質の分析や海水由来の侵食性物質に対して最も厳しい環境下にある取水構造物の現状を踏まえると、その他の地下埋設部コンクリートにおいても化学的侵食によるコンクリートの経年劣化が生じる可能性は低いと考えられる。

2.3 地下水に起因するコンクリート経年劣化評価に関するまとめ

地下水に起因するコンクリートの経年劣化要因が川内1号炉の地下埋設部コンクリートにおいて発生し、進展する可能性について川内1号炉の環境条件に基づき評価を行った。

表4に示すとおり、各経年劣化要因が川内1号炉の地下埋設部コンクリートにおいて進展する可能性は低いことを確認した。

表4 地下水に起因するコンクリートの経年劣化要因に係る発生及び進展の可能性

経年劣化要因	経年劣化要因のスクリーニング結果		
	発生の可能性	進展の可能性	環境条件・根拠等
塩分浸透	○	×	地下水から塩化物イオンが供給されるため、発生の可能性はあるものの、塩分浸透による鉄筋腐食に起因する膨張性のひび割れ等は、建屋内部からの定期的な目視点検において確認されていない。 また、海水の影響を受ける取水構造物から採取したコアサンプルによって塩分浸透に対して健全性を有していることを確認している。
アルカリ骨材反応	×	×	建屋内部からの定期的な目視点検において、アルカリ骨材反応に起因する膨張性のひび割れ等は確認されていない。 また、コンクリート使用骨材については、モルタルバー法による反応性試験を実施し、有害でないことを確認している。 これに加え、特別点検による実体顕微鏡を用いた観察において、コンクリート構造物の健全性に影響を与えるような反応性がないことを確認している。
化学的侵食	×	×	川内1号炉は土壌や地下水に侵食性物質が多く含まれる温泉地帯や酸性河川流域等の付近には建設されていない。 また、地下水成分の分析の結果、酸や硫酸塩に起因するコンクリート劣化の可能性は低いことを確認している。

タイトル 30 年目高経年化技術評価からの変更点について

説明 30 年目高経年化技術評価 (PLM30) と今回の評価 (PLM40) の評価概要は下表のとおり。

評価項目	PLM40 (60年時点)		PLM30 (60年時点)		主な変更点		
	評価結果	判定値	評価結果	判定値			
高経年化 評価項目	熱	【炉心領域】 約55 (°C) 【燃料直下】 約55 (°C)	65 (°C)	【炉心領域】 約64 (°C) 【燃料直下】 約55 (°C)	PLM40と同じ	・放射線に関する解析条件の精緻化 ・解析モデルの精緻化	
	中性子照射量	約 $5.3 \times 10^{17}$ (n/cm <sup>2</sup> ) <判定値超過⇒耐力評価でOK>	$1.0 \times 10^{18}$ (n/cm <sup>2</sup> )	約 $4.7 \times 10^{17}$ (n/cm <sup>2</sup> )	$1.0 \times 10^{18}$ (n/cm <sup>2</sup> )	PLM40と同じ	・放射線に関する解析条件の精緻化 ・運転時間の変更(至近10年間の運転実績を反映) ・目安値の精緻化反映 <sup>※</sup>
	ガンマ線照射量	約 $1.6 \times 10^{16}$ (rad)	$2.0 \times 10^{16}$ (rad)	約 $2.3 \times 10^{16}$ (rad) <判定値超過⇒耐力評価でOK>	PLM40と同じ	PLM40と同じ	・放射線に関する解析条件の精緻化 ・運転時間の変更(至近10年間の運転実績を反映)
	中性化	【原子炉補助建屋】 ・5.4 (cm) [J/T式]	9 (cm)	【原子炉補助建屋】 ・6.1 (cm) [岸谷式]	PLM40と同じ	PLM40と同じ	・岸谷式にて二酸化炭素濃度による修正を考慮(原子炉補助建屋)
		【取水構造物(気中帯)】 ・1.5 (cm) [J/T式]	9 (cm)	【取水構造物(気中帯)】 ・1.3 (cm) [J/T式]	PLM40と同じ		
	塩分浸透	【取水構造物(気中帯)】 ・ $4.4 (\times 10^{-6})$ (g/cm <sup>2</sup> )	$84 (\times 10^{-6})$ (g/cm <sup>2</sup> )	【取水構造物(気中帯)】 ・ $3.9 (\times 10^{-6})$ (g/cm <sup>2</sup> )	PLM40と同じ	PLM40と同じ	・森永式における干渉帯の飽和濃度を保守的な値に見直し(水中0.62%→気中2.1%)
【取水構造物(干渉帯)】 ・ $15.1 (\times 10^{-6})$ (g/cm <sup>2</sup> )		$88 (\times 10^{-6})$ (g/cm <sup>2</sup> )	【取水構造物(干渉帯)】 ・ $2.9 (\times 10^{-6})$ (g/cm <sup>2</sup> )				
【取水構造物(海中帯)】 ・ $2.1 (\times 10^{-6})$ (g/cm <sup>2</sup> )		$86 (\times 10^{-6})$ (g/cm <sup>2</sup> )	【取水構造物(海中帯)】 ・ $2.0 (\times 10^{-6})$ (g/cm <sup>2</sup> )				
運転能力低下	<中性子過剰> 【炉心領域】 約56 (°C)	88 (°C)	<中性子過剰> 【炉心領域】 約64 (°C)	PLM40と同じ	PLM40と同じ	・「高経年化」の「熱」と同	
	<ガンマ線過剰> 【炉心領域】 約56 (°C)	177 (°C)	<ガンマ線過剰> 【炉心領域】 約64 (°C)				

※ 444号「中性子照射がコンクリートの強度に及ぼす影響」(NREG-2018-103)

添付 1 30 年目高経年化技術評価 (PLM30) からの変更点の詳細

## 30年目高経年化技術評価 (PLM30) からの変更点の詳細

評価項目	主な変更点
強度低下	<p data-bbox="438 481 470 510">熱</p> <p data-bbox="549 512 727 542">(1) 炉心領域部</p> <p data-bbox="592 551 1347 618">炉心領域部の熱評価における主な変更点は、以下の増要因と減要因があり、結果として PLM30 に比べ温度の評価値が低下</p> <p data-bbox="584 624 1134 654">【増要因】放射線に関する解析条件<sup>※1</sup>の精緻化</p> <ul data-bbox="596 660 1331 728" style="list-style-type: none"> <li data-bbox="596 660 1331 728">○ PLM40 では自己遮蔽因子による補正<sup>※2</sup>を考慮したことで二次ガンマ線によるガンマ発熱が増加し発熱量が増加</li> </ul> <p data-bbox="584 734 948 763">【減要因】解析モデルの精緻化</p> <ul data-bbox="596 770 1347 954" style="list-style-type: none"> <li data-bbox="596 770 1347 954">○ PLM30 での温度分布解析は1次元モデルを用いていたが、PLM40 では2次元モデルを用いており、発熱量が減少 <ul data-bbox="644 853 1347 954" style="list-style-type: none"> <li data-bbox="644 853 1347 954">・1次元モデルでは原子炉容器内の燃料に一番近い位置にてモデル化していたが、2次元モデルでは平面的な燃料配置を考慮することで、より実態に即したモデル化となっている</li> </ul> </li> </ul> <p data-bbox="549 999 916 1028">(2) 原子炉容器サポート直下部</p> <p data-bbox="592 1037 1347 1220">原子炉容器サポート直下部の熱評価における主な変更点も上記(1)と同じであるものの、原子炉容器サポート直下部においては、一次冷却材配管からの伝熱が支配的であり、一次冷却材配管からの伝熱に関わる三次元解析の解析条件に変更はないことから、PLM30 と温度の評価値は同等</p>
中性子照射量	<p data-bbox="544 1301 1326 1368">中性子照射量評価における主な変更点は、以下の増要因と減要因があり、結果として PLM30 に比べ照射量の評価値が増加</p> <p data-bbox="584 1375 1134 1404">【増要因】放射線に関する解析条件<sup>※1</sup>の精緻化</p> <ul data-bbox="596 1411 1347 1700" style="list-style-type: none"> <li data-bbox="596 1411 1347 1478">○ PLM40 では自己遮蔽因子による補正<sup>※2</sup>を考慮したことで中性子束が増加し、中性子照射量が増加</li> <li data-bbox="596 1485 1347 1700">○ PLM30 ではエネルギー群構造が粗く(21群)、目安値のエネルギー範囲である <math>E &gt; 0.1\text{MeV}</math> に最も近い <math>E &gt; 0.11\text{MeV}</math> のエネルギー範囲で評価を行っていたが、PLM40 ではエネルギー群構造が細分化(199群)され <math>E &gt; 0.1\text{MeV}</math> により近い <math>E &gt; 0.098\text{MeV}</math> にて評価を行っており、エネルギー範囲が拡大したことで、中性子照射量が増加</li> </ul> <p data-bbox="584 1706 895 1736">【減要因】運転時間の変更</p> <ul data-bbox="596 1742 1347 1926" style="list-style-type: none"> <li data-bbox="596 1742 1347 1926">○ 運転開始後60年時点における運転時間は、PLM30(55.9EFPY)に対し、PLM40ではPLM30以降の2011年5月から2020年3月までの運転実績を考慮(51.0EFPY)しており、運転開始後60年時点での運転時間が短縮したため、中性子照射量が減少</li> </ul>

評価項目		主な変更点
強度低下	ガンマ線 照射量	<p>ガンマ線照射量評価における主な変更点は、以下の増要因と減要因があり、結果として PLM30 に比べ照射量の評価値が減少</p> <p>【増要因】放射線に関する解析条件※1の精緻化</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○ PLM40 では自己遮蔽因子による補正※2を考慮したことで二次ガンマ線が増加したため、ガンマ線照射量が増加</li> </ul> <p>【減要因】放射線に関する解析条件※1の精緻化・運転時間の変更</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○ エネルギー群構造が PLM30 (13 群) から PLM40 (42 群) と細分化したことに併せ、ガンマ線照射量については線量換算係数※3が精緻化されたことから、ガンマ線照射量が減少</li> <li>○ 運転開始後 60 年時点における運転時間は、PLM30 (55.9 EFPY) に対し、PLM40 では PLM30 以降の 2011 年 5 月から 2020 年 3 月までの運転実績を考慮 (51.0EFPY) しており、運転開始後 60 年時点での運転時間が短縮したため、ガンマ線照射量が減少</li> </ul>
	中性化	<p>岸谷式による原子炉補助建屋 (外壁 屋内面) の評価において、二酸化炭素濃度の測定結果を用いた補正を行い予測精度が向上 (別紙 9 添付 1 参照)</p>
	塩分浸透	<p>干満帯において、コア採取箇所が平均潮位よりも高い位置にあり、年間を通し海中よりも気中に現れている時間が長いことから、干満帯の推定値算出に必要なパラメータ (酸素濃度) を保守的に気中帯と同じ値に設定 (別紙 12 添付 1 参照)</p>
遮蔽能力 低下	熱	「強度低下」の「熱」と同じ

※1 日本原子力研究開発機構 (JAEA) のデータを使用

※2 中性子照射を受ける遮蔽体には、それに含まれる核種によって中性子を吸収する場合がある。このため中性子束が小さくなり断面積が見掛け上小さくなることから、補正が必要となる。

※3 ガンマ線束からガンマ線量率を算出する際に乗じる換算係数



タイトル	平均圧縮強度の相対的な強度差について（1，2号炉共通）																																																																
説明	<p>対象コンクリート構造物の強度試験結果を表1に示す。同表に示すとおり、原子炉補助建屋は2号炉の内壁及び床の平均圧縮強度が、その他の部位に比べて相対的に低い。また、取水構造物は1号炉・2号炉ともに干満帯の平均圧縮強度が、海中帯、気中帯に比べて相対的に低い。これらの理由について、過去の試験結果との比較・考察を行った結果については以下のとおりである。</p> <p style="text-align: center;">表1 コンクリート構造物の強度試験結果</p> <table border="1" data-bbox="456 674 1302 1335"> <thead> <tr> <th>対象コンクリート構造物</th> <th>対象の部位</th> <th>1号炉 平均圧縮強度<sup>※1</sup> (N/mm<sup>2</sup>)</th> <th>2号炉 平均圧縮強度<sup>※1</sup> (N/mm<sup>2</sup>)</th> <th>備考<sup>※2</sup></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">原子炉格納施設等</td> <td>外部遮蔽壁</td> <td>44.7</td> <td>47.0</td> <td>22.1</td> </tr> <tr> <td>内部コンクリート</td> <td>43.0</td> <td>46.8</td> <td>22.1</td> </tr> <tr> <td>基礎マット</td> <td>36.3</td> <td>51.0</td> <td>22.1</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">原子炉補助建屋</td> <td>外壁</td> <td>50.4</td> <td>49.3</td> <td>22.1</td> </tr> <tr> <td>内壁及び床</td> <td>43.4</td> <td>29.9</td> <td>22.1</td> </tr> <tr> <td>基礎マット</td> <td>51.0</td> <td>40.8</td> <td>22.1</td> </tr> <tr> <td>平均<sup>※3</sup></td> <td>48.3</td> <td>40.0</td> <td>22.1</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">タービン建屋</td> <td>内壁及び床</td> <td>39.7</td> <td>36.7</td> <td>22.1</td> </tr> <tr> <td>基礎マット</td> <td>44.7</td> <td>43.0</td> <td>17.7</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">取水構造物</td> <td>海中帯</td> <td>38.5</td> <td>38.7</td> <td>23.5</td> </tr> <tr> <td>干満帯</td> <td>29.9</td> <td>32.0</td> <td>23.5</td> </tr> <tr> <td>気中帯</td> <td>45.4</td> <td>43.7</td> <td>23.5</td> </tr> <tr> <td>平均<sup>※3</sup></td> <td>37.9</td> <td>38.1</td> <td>23.5</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：コアサンプル3本の平均値            ※2：設計基準強度(N/mm<sup>2</sup>)            ※3：対象コンクリート構造物における各対象部位の平均圧縮強度の平均値</p> <p>1. 強度のばらつき程度について</p> <p>既設原子力発電所を対象にした調査<sup>※1</sup>に基づくと、強度比（設計基準強度に対する比）は1.0～2.8程度の範囲でばらつきがあり、その平均値は1.8と報告されている。一方、一般構造物を対象とした調査<sup>※1</sup>では、一般構造物の強度比は平均で1.3程度とされており、既設原子力発電所は品質管理に十分な配慮がなされていることから、その強度比は一般構造物と比較して高い傾向にある。</p> <p>今回の川内原子力発電所の強度試験結果に基づく、強度比は1.0～2.8程度の範囲でばらつきがあり、その平均値は1.9で、既設原子力発電所と同様の傾向を示している。また、相対的な強度差が確認された部位（原子炉補助建屋（内壁及び床）（2号炉）及び取水構造物（干満帯）（1，2号炉））における強度比は平均で1.3程度であり、その値は一般構造物の平均と同等であることから、設計基準強度に対して、十分な強度を有していることがわかる（添付1）。</p>				対象コンクリート構造物	対象の部位	1号炉 平均圧縮強度 <sup>※1</sup> (N/mm <sup>2</sup> )	2号炉 平均圧縮強度 <sup>※1</sup> (N/mm <sup>2</sup> )	備考 <sup>※2</sup>	原子炉格納施設等	外部遮蔽壁	44.7	47.0	22.1	内部コンクリート	43.0	46.8	22.1	基礎マット	36.3	51.0	22.1	原子炉補助建屋	外壁	50.4	49.3	22.1	内壁及び床	43.4	29.9	22.1	基礎マット	51.0	40.8	22.1	平均 <sup>※3</sup>	48.3	40.0	22.1	タービン建屋	内壁及び床	39.7	36.7	22.1	基礎マット	44.7	43.0	17.7	取水構造物	海中帯	38.5	38.7	23.5	干満帯	29.9	32.0	23.5	気中帯	45.4	43.7	23.5	平均 <sup>※3</sup>	37.9	38.1	23.5
対象コンクリート構造物	対象の部位	1号炉 平均圧縮強度 <sup>※1</sup> (N/mm <sup>2</sup> )	2号炉 平均圧縮強度 <sup>※1</sup> (N/mm <sup>2</sup> )	備考 <sup>※2</sup>																																																													
原子炉格納施設等	外部遮蔽壁	44.7	47.0	22.1																																																													
	内部コンクリート	43.0	46.8	22.1																																																													
	基礎マット	36.3	51.0	22.1																																																													
原子炉補助建屋	外壁	50.4	49.3	22.1																																																													
	内壁及び床	43.4	29.9	22.1																																																													
	基礎マット	51.0	40.8	22.1																																																													
	平均 <sup>※3</sup>	48.3	40.0	22.1																																																													
タービン建屋	内壁及び床	39.7	36.7	22.1																																																													
	基礎マット	44.7	43.0	17.7																																																													
取水構造物	海中帯	38.5	38.7	23.5																																																													
	干満帯	29.9	32.0	23.5																																																													
	気中帯	45.4	43.7	23.5																																																													
	平均 <sup>※3</sup>	37.9	38.1	23.5																																																													

2. 経年変動の有無とその程度について

(1) 原子炉補助建屋(内壁及び床)(2号炉)

相対的な強度差が確認された「原子炉補助建屋(内壁及び床)(2号炉)」については、1号炉を含め、建設時<sup>\*5)</sup>における強度試験結果との比較を行った。

その結果、「原子炉補助建屋(内壁及び床)(2号炉)」については、平均値の比較において若干の増進傾向が確認された。内壁及び床(2号炉)以外の部位についても、平均値の比較において強度の増進傾向が確認された(添付2)。なお、PLM30とPLM40の非破壊試験結果(リバウンドハンマーの反発度)の比較においても、低下傾向はないことを確認している。

(2) 取水構造物(干満帯)(1, 2号炉)

同じく相対的な強度差が確認された「取水構造物(干満帯)」について、PLM30<sup>\*6)</sup>における強度試験結果との比較を行った。

その結果、海中帯及び気中帯のコアサンプル採取箇所はPLM30とPLM40とで同一の部位であり、平均値及び標準偏差の比較において強度の増進傾向が確認された。干満帯については、異なる部位を含めたPLM30の試験結果との平均値での比較では低下傾向があるように見えるが、同一区画の床に着目して比較した結果、ばらつきはあるものの概ね同等の結果であることが確認された(1号炉は若干の増進傾向が確認)(添付2)。なお、非破壊試験結果(リバウンドハンマーの反発度)の比較においても、低下傾向はないことを確認している。

3. 相対的な強度差に関する考察について

(1) コンクリート強度の変動に影響を及ぼす主な要因

コンクリート強度の変動に影響を及ぼす主な要因を添付3表3に示す。使用材料、製造、運搬、施工については大差はないことから、強度発現特性の違いにより、相対的な強度差が生じたものと推定される。

(2) 相対的な強度差が確認された部位について

相対的な強度差が確認された部位については、以下のi～iiiの部位ごとに比較を行った。

i : 原子炉補助建屋(内壁及び床)の1号炉と2号炉の比較

ii : 取水構造物(海中帯)と取水構造物(干満帯)の比較

iii : 取水構造物(干満帯)と取水構造物(気中帯)の比較

強度差が生じた要因は、主に「温度」、「水分」、「部位」の影響が考えられる。なお「温度」の影響については、養生温度が高温の場合、長期強度が増進しなくなる傾向がある<sup>\*7)</sup>とされており、i～iiiに共通して考えられる要因の一つであるが、「温度」に関する明確な記録が保存されていないことから、要因として、以下の赤枠のとおり「水分」、「部位」に着目して、詳細に考察を行う。

表2 相対的な強度差が生じた要因

部位の比較	強度差が生じた要因		
	温度	水分	部位
i 「内壁及び床(1号炉)」と「内壁及び床(2号炉)」に強度差が生じた要因	○	—	○
ii 「海中帯」と「干満帯」に強度差が生じた要因	○	○	—
iii 「気中帯」と「干満帯」に強度差が生じた要因	○	—	○

【凡例】 ○：影響あり —：影響小

(3) 水分による影響について (対象部位 ii)

文献に基づくと、海中帯においては外部から水分が絶えず供給される環境下にあるため、強度増進に寄与するセメントの水和反応が継続的に進行し、相対的な強度差が生じる傾向にある(海中帯の強度比は平均値1.92、干満帯の強度比は平均値1.72で、その比(海中帯/干満帯)は約1.12)<sup>※4</sup>。

川内原子力発電所における比(海中帯/干満帯)は、約1.21~1.29であり、文献と類似の傾向があることから、川内においても「水分」の影響により、相対的な強度差が生じたものと考えられる(添付4)。

(4) 部位による影響について (対象部位 i、iii)

文献に基づくと、強度発現特性の「部材種類・部位・部材寸法」のうち、「部位」については自重による圧密効果の影響があるとされており、コンクリート打継位置の最浅部と最深部において、相対的な強度差が生じる傾向にある(最深部と最浅部の比は1.5倍程度)<sup>※8</sup>。

「原子炉補助建屋(内壁及び床)」については、添付5表5に示すとおり、打継位置に近い<sup>※9</sup>「1号炉のコア①」と、打継位置から離れている「1号炉のコア②,③」及び「2号炉のコア④~⑥」の平均値の比は1.67であった。

「取水構造物」については、添付5表6に示すとおり、気中帯(壁)の打継位置に近い「1号炉のコア②,③」及び「2号炉のコア⑥」の平均値と、圧密効果のない干満帯(床)の平均値の比は1.45であった。

以上のことから、川内においても「部位」の影響により、相対的な強度差が生じたものと考えられる。

#### 4. 考察結果のまとめ

川内原子力発電所における強度比(設計基準強度に対する比)のばらつきと平均値は、他の既設原子力発電所と同様の傾向を示すことが確認された。また、相対的な強度差が確認された部位における強度比の平均(1.3)は、一般構造物の強度比の平均(1.3)と同程度であり、設計基準強度に対して、十分な強度を有していることが確認された。

相対的な強度差が確認された「原子炉補助建屋(内壁及び床)(2号炉)」及び「取水構造物(干満帯)(1, 2号炉)」については、今回のPLM40の強度試験結果と過去の強度試験結果を比較した結果、概ね同等もしくは若干の強度増進の傾向が確認された。その他の部位については、すべて強度増進の傾向が確認された。

相対的な強度差がある部位については、強度の変動に影響を及ぼす要因のうち、主に「温度」、「水分」、「部位(自重による圧密効果)」の影響があると推定される。このうち、「水分」と「部位(自重による圧密効果)」に関して強度試験結果を基に分析した結果、これらの要因に伴い、相対的な強度差が生じたものと考えられる。

(参考)

強度以外の劣化要因についても経年変動に関する考察を行った。その内容については、添付6に示す。

- ※4：土木学会原子力土木委員会 地中構造物の耐震性能照査高度化小委員会「原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震性能照査指針[2021年版]〈技術資料XIII〉」P419-P425
- ※5：「原子炉補助建屋(内壁及び床)」については、PLM30とPLM40でコアサンプルを採取している部位が異なることから、建設時の品質管理記録を参考に、建設時との比較を実施
- ※6：「取水構造物」については、建設時の圧縮強度試験結果を示す記録が保存期間切れのため保管されていないことから、PLM30との比較を実施
- ※7：日本建築学会「構造体コンクリートの品質に関する研究の動向と問題点 2008」P128-P130
- ※8：コンクリート工学会年次論文集Vol. 28, No. 2, 2006 P1627-P1632「報告 実態調査に基づく既設構造物のコンクリート強度分布に関する考察(2006)」
- ※9：打継位置から高さ方向に約1m未満 (文献<sup>28)</sup>から読み取り)

- 添付1 既設原子力発電所及び川内原子力発電所の強度のばらつき
- 添付2 相対的な強度差が確認された部位における経年変動の有無とその程度
- 添付3 コンクリート強度の変動に影響を及ぼす主な要因
- 添付4 水分の影響に関する考察
- 添付5 部位の影響に関する考察
- 添付6 強度以外の劣化要因に関する経年変動について

既設原子力発電所及び川内原子力発電所の強度のばらつき

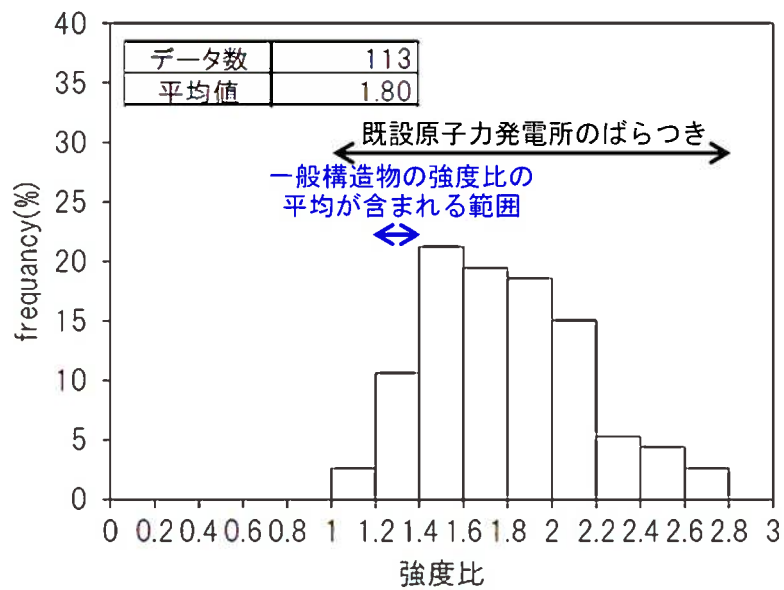


図 1 既設原子力発電所の強度比の分布<sup>※1</sup>

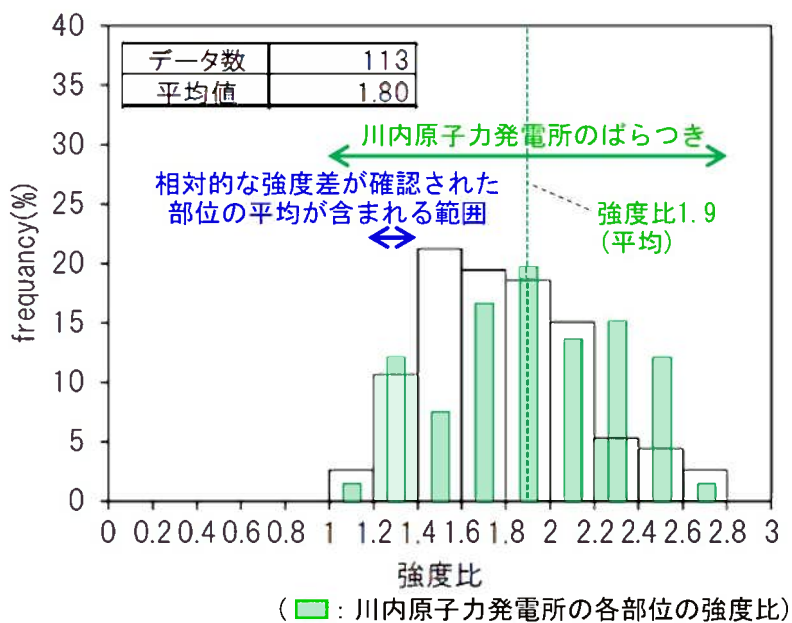


図 2 川内原子力発電所の強度比の分布

※ 1 : 土木学会原子力土木委員会 地中構造物の耐震性能照査高度化小委員会「原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震性能照査指針[2021年版]〈技術資料XIII〉」P423

相対的な強度差が確認された部位における経年変動の有無とその程度

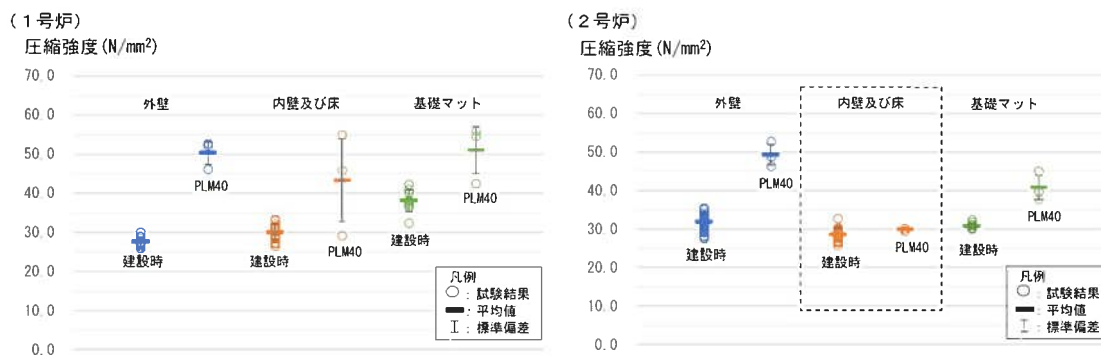


図3 強度試験の経年変動確認結果（原子炉補助建屋）※1

※1：建設時の値については、今回のコアサンプル採取箇所と同一箇所の可能性のある試験結果を全て参考値として整理

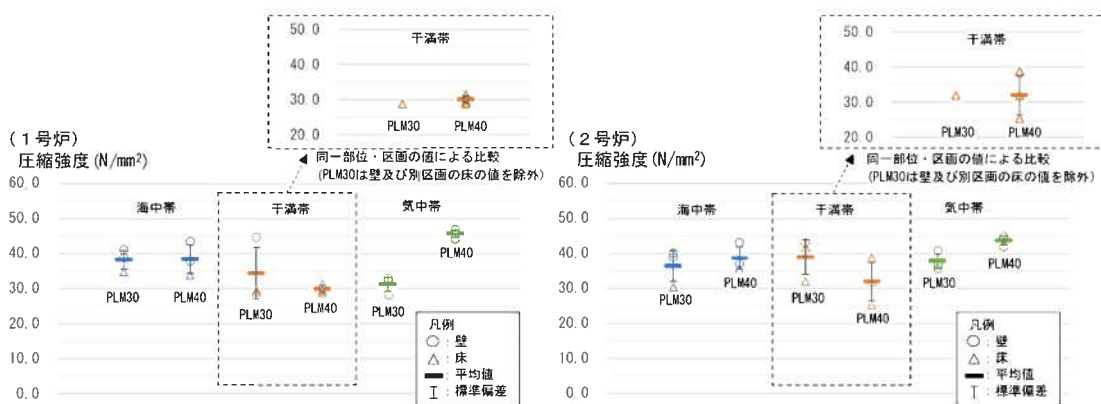


図4 強度試験の経年変動確認結果（取水構造物）

## コンクリート強度の変動に影響を及ぼす主な要因

表 3 コンクリート強度の変動に影響を及ぼす主な要因<sup>※1</sup>

強度に影響を及ぼす要因		説明	強度差に影響を及ぼした可能性	
使用材料の影響 (セメント, 骨材, 混和材等)		使用する材料が異なる場合は、強度に影響を及ぼす	—	使用材料に大きな違いはない
製造の影響		骨材表面水の誤差の影響等で水量が変動し、強度に影響を及ぼす	—	どの部位においても、建設時に慎重かつ入念な品質管理を実施していることから、製造～施工時の影響によって、相対的な強度差が生じる可能性は低い
運搬の影響		比較的外気温が高い状態で長時間の運搬を行うと、荷下ろし後のワーカビリティが低下し、強度に影響を及ぼす		
施工時の影響	打込みの影響	打込みの速さが大きくなると、型枠に過大な側圧や偏心的な荷重が作用しやすくなり、それらが強度に影響を及ぼす		
	締固めの影響	型枠中に打ち込んでから入念に締め固めると、強度は高くなる		
養生方法の影響	養生方法の影響	初期材齢における湿潤養生の程度が強度に影響を及ぼす	—	
	降雨の影響	締固めにより、雨水とコンクリートが混合するため、降雨量の増大に伴い、強度に影響を及ぼす		
強度発現特性	温度の影響 (打設時期)	コンクリート強度発現に影響を及ぼす要因のうち、温度環境の及ぼす影響は最も大きいとされており、夏期などの高温時には長期的な強度発現が停滞する傾向にある	○	打設時期は各々の部位によって異なることから、影響を及ぼした可能性はある
	水分の影響	水中では外部から絶えず水分が供給されるため、強度増進に寄与するセメントの水和反応が継続的に進行し、その結果、強度増進に影響を及ぼす可能性がある	○	取水構造物(海中帯)については、絶えず水分が供給される環境下であるため、影響を及ぼした可能性はある
	部材種類・部位・部材寸法	コンクリートの強度は部材やその部位によって異なり、下部よりは上部の方が強度が小さくなる。柱と梁、壁とスラブでも異なり、壁では位置によって2～3割の強度差が生じることが明らかになっている	○	コアサンプル採取箇所の高さは部位によって異なることから、影響を及ぼした可能性はある

※1：日本建築学会「構造体コンクリートの品質に関する研究の動向と問題点 2008」P28-P145を参照し作成

## 【凡例】

○：影響あり  
—：影響小

水分の影響に関する考察

(文献)

文献に基づくと、海中帯においては外部から水分が絶えず供給される環境下にあるため、強度増進に寄与するセメントの水和反応が継続的に進行し、相対的な強度差が生じる傾向にある(海中帯の強度比は平均値 1.92、干満帯の強度比は平均値 1.72 で、その比(海中帯/干満帯)は約 1.12) ※1。

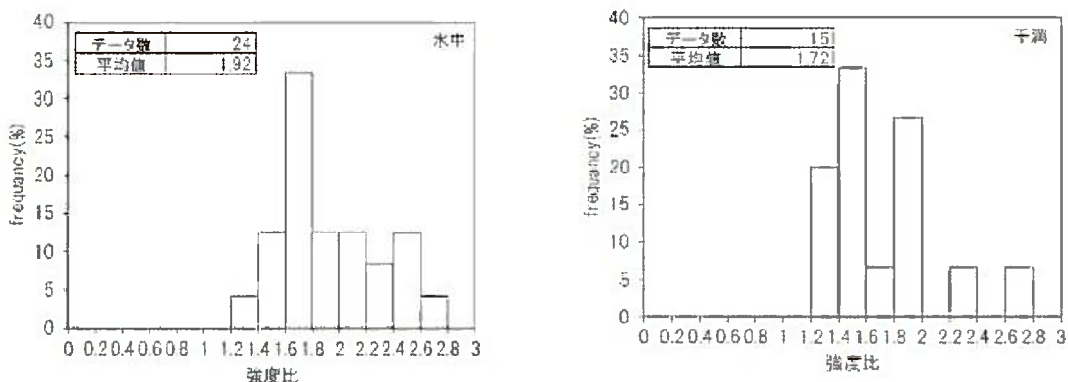


図5 海中・干満における強度比分布※1

※1：土木学会原子力土木委員会 地中構造物の耐震性能照査高度化小委員会「原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震性能照査指針[2021年版]〈技術資料XIII〉」P424

(川内原子力発電所)

川内原子力発電所における比(海中帯/干満帯)は、約 1.21~1.29 であり、文献と類似の傾向があるから、川内においても「水分」の影響により、相対的な強度差が生じたものと考えられる。



図6 取水構造物(海中帯・干満帯)の強度試験比較結果

表4 取水構造物(海中帯・干満帯)の強度試験比較結果

1号炉			2号炉		
部位	平均圧縮強度 <sup>※2</sup> (N/mm <sup>2</sup> )	比 (a/b)	部位	平均圧縮強度 <sup>※2</sup> (N/mm <sup>2</sup> )	比 (a/b)
海中帯	38.5 (a)	1.29	海中帯	38.7 (a)	1.21
干満帯	29.9 (b)		干満帯	32.0 (b)	

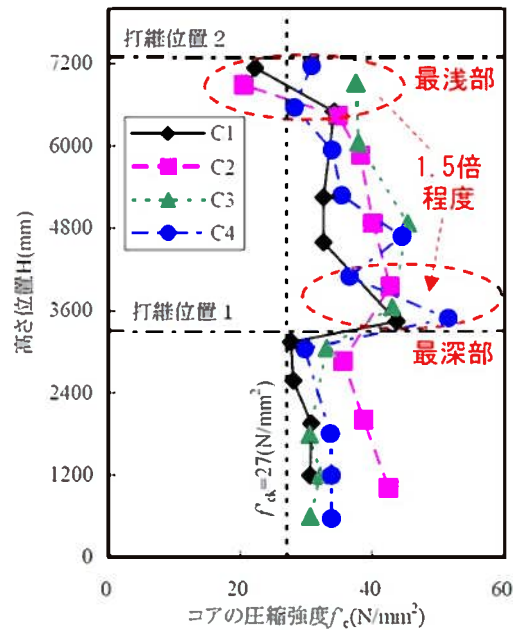
※2：コアサンプル3本の平均値



## 部位の影響に関する考察

(文献)

文献に基づく、強度発現特性の「部材種類・部位・部材寸法」のうち、「部位」については自重による圧密効果の影響があるとされており、コンクリート打継位置の最浅部と最深部において、相対的な強度差が生じる傾向にある(最深部と最浅部の比は1.5倍程度)<sup>※1</sup>。

図7 高さ方向の圧縮強度分布<sup>※1</sup>

※1：コンクリート工学会年次論文集Vol. 28, No. 2, 2006 P1627-P1632 「報告 実態調査に基づく既設構造物のコンクリート強度分布に関する考察(2006)」(図は一部追記)

(川内原子力発電所)

原子炉補助建屋(内壁及び床)については、表5に示すとおり、打継位置に近い「1号炉のコア①」と、打継位置から離れている「1号炉のコア②, ③」及び「2号炉のコア④～⑥」の平均値の比は1.67であった。取水構造物については、表6に示すとおり、気中帯(壁)の打継位置に近い「1号炉のコア②, ③」及び「2号炉のコア⑥」の平均値と、圧密効果のない干満帯(床)の平均値の比は1.45であった。以上のことから、川内においても「部位」の影響により、相対的な強度差が生じたものと考えられる。

表5 原子炉補助建屋（内壁及び床）における強度比

分類	コア番号 (号炉)	打継位置 からの高さ	圧縮強度 (N/mm <sup>2</sup> )	平均強度 (N/mm <sup>2</sup> )	比 (b/a)
打継位置からの 高さ1m以上	②(1号炉)	1.67m	29.2	33.0(a)	1.67
	③(1号炉)	1.32m	45.9		
	④(2号炉)	1.30m	30.1		
	⑤(2号炉)	1.30m	30.1		
	⑥(2号炉)	1.30m	29.5		
打継位置からの 高さ1m未満	①(1号炉)	0.77m	55.0	55.0(b)	

表6 取水構造物（気中帯・干満帯）における強度比

分類	コア番号 (号炉)	打継位置 からの高さ	圧縮強度 (N/mm <sup>2</sup> )	平均強度 (N/mm <sup>2</sup> )	比 (b/a)
気中帯 (打継位置からの 高さ1m以上)	①(1号炉)	1.40m	45.5	43.9	1.45
	④(2号炉)	1.17m	42.0		
	⑤(2号炉)	1.17m	44.3		
気中帯 (打継位置からの 高さ1m未満)	②(1号炉)	0.15m	46.6	45.1(b)	
	③(1号炉)	0.15m	44.0		
	⑥(2号炉)	0.50m	44.8		
干満帯	1,2号炉	—	25.3~38.8	31.0(a)	

## 強度以外の劣化要因に関する経年変動について

## (1) 比較可能な劣化要因について

過去の試験結果(PLM30)と比較可能な劣化要因は、下表に示すとおり、実測値に基づき評価した中性化及び塩分浸透であり、PLM30 から PLM40 にかけて、やや増加傾向が確認されたものの、現時点において強度低下に影響を及ぼす劣化は認められないことを確認している<sup>※1</sup>。

※1 中性化は、鉄筋が腐食し始めるときの中性化深さに達していないこと、塩分浸透は、塩化物イオン量をもとに算出した鉄筋腐食減量が、かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点の鉄筋腐食減量を下回っていることを確認

表7 強度以外で経年変動が確認可能な劣化要因の抽出

劣化要因 <sup>※2</sup>		1号炉の評価結果		2号炉の評価結果		備考
		PLM30	PLM40	PLM30	PLM40	
強度低下	熱	—	—	—	—	評価結果が実測によるものではなく、解析によるものであるため、対象外
	中性子照射量	—	—	—	—	同上
	ガンマ線照射量	—	—	—	—	同上
	中性化	【原子炉補助建屋】 2.2 (cm)	【原子炉補助建屋】 4.2 (cm)	【原子炉補助建屋】 3.0 (cm)	【原子炉補助建屋】 4.3 (cm)	1, 2号炉ともに増加傾向が確認
		【気中帯】 0.8 (cm)	【気中帯】 1.2 (cm)	【気中帯】 1.0 (cm)	【気中帯】 1.2 (cm)	
	塩分浸透	【気中帯】 0.5 (kg/m <sup>3</sup> )	【気中帯】 1.1 (kg/m <sup>3</sup> )	【気中帯】 1.1 (kg/m <sup>3</sup> )	【気中帯】 1.3 (kg/m <sup>3</sup> )	1, 2号炉ともに増加傾向が確認
【干満帯】 2.0 (kg/m <sup>3</sup> )		【干満帯】 4.3 (kg/m <sup>3</sup> )	【干満帯】 2.8 (kg/m <sup>3</sup> )	【干満帯】 3.0 (kg/m <sup>3</sup> )		
【海中帯】 2.0 (kg/m <sup>3</sup> )		【海中帯】 2.6 (kg/m <sup>3</sup> )	【海中帯】 1.6 (kg/m <sup>3</sup> )	【海中帯】 2.0 (kg/m <sup>3</sup> )		
遮蔽能力低下	熱	—	—	—	—	評価結果が実測によるものではなく、解析によるものであるため、対象外

※2：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の中から抽出

(2) 推定式による増加傾向の評価について

PLM30 から PLM40 にかけて、実測値にやや増加傾向が確認されたものの、中性化、塩分浸透それぞれに下記の推定式を用いることで、図8に示すとおり、その増加傾向は適切に推定されていることを確認している。

(中性化)

中性化深さの推定は、「岸谷式<sup>※1</sup>、森永式」を用いて評価を行っている。PLM30 時の環境測定結果に基づく約40年時点での中性化深さの推定値（縦軸）は、ばらつきはあるものの、PLM40 の測定値（横軸）と概ね一致していることを確認した。

※1：岸谷式については、二酸化炭素濃度による補正を行うことで、測定値に近づくことを確認

(塩分浸透)

鉄筋の腐食減量の推定は、「森永式」を用いて評価を行っている。PLM30 時の塩化物イオン量測定結果に基づく約40年時点での推定値（縦軸）は、ばらつきはあるものの、PLM40 の測定結果に基づく推定値（横軸）と概ね一致していることを確認した<sup>※2</sup>。

※2：PLM30時は干満帯の酸素濃度比を「0.62%」として推定しているため、本比較においては干満帯の酸素濃度比を「0.62%」として計算した結果を使用

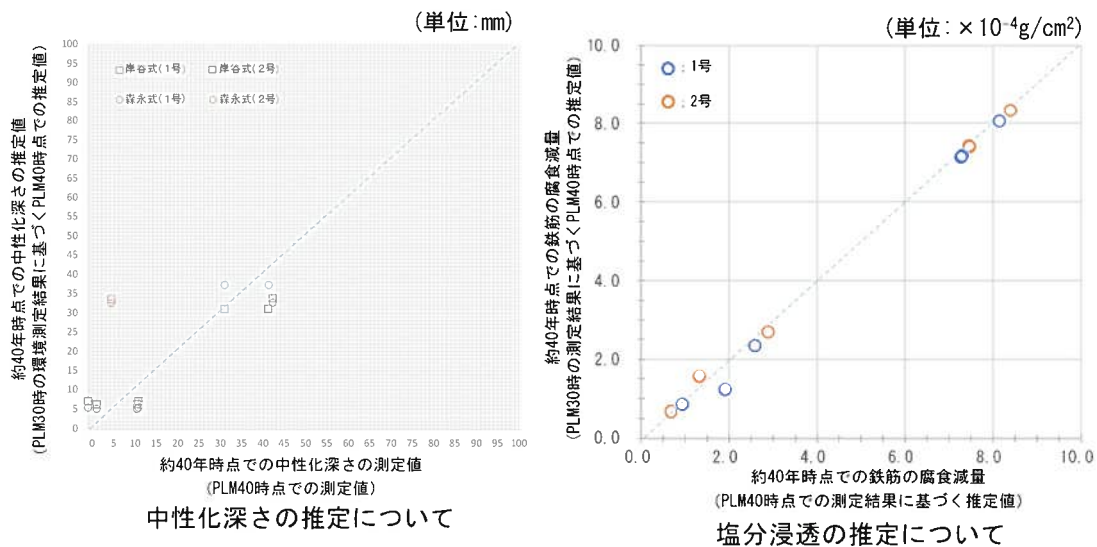


図8 中性化及び塩分浸透の PLM30 の結果に基づく推定と PLM40 の結果の相関について