

3.2 現在使用中の機器の安全性に関する評価

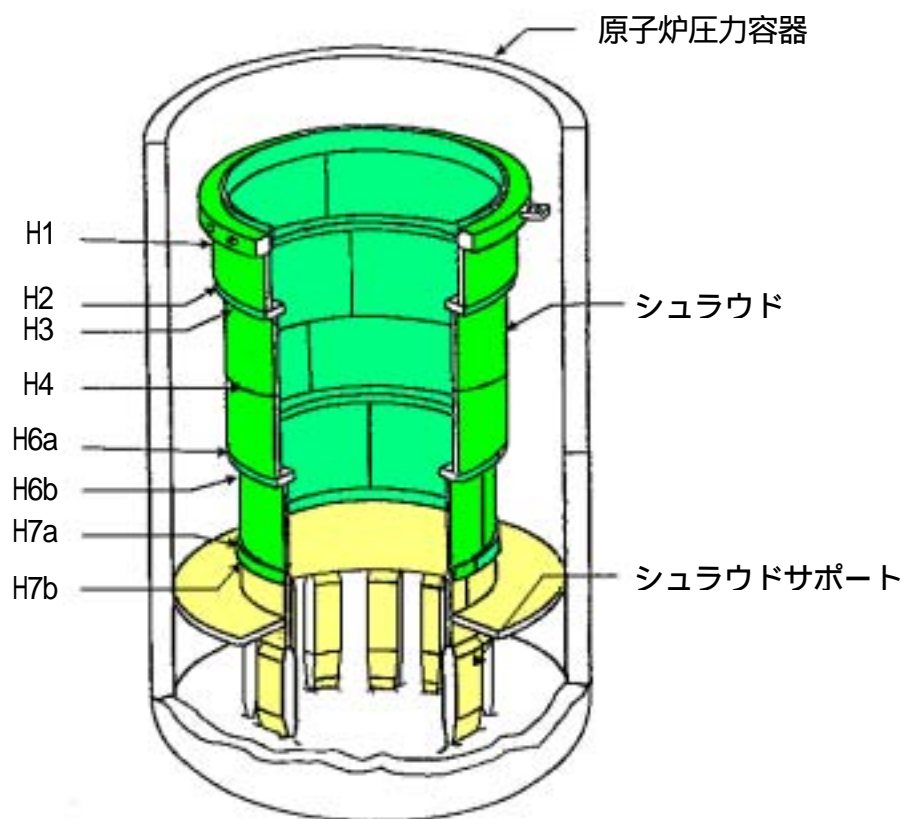
3.2.1 シュラウドの安全性に関する評価

1. 評価の概要

- GE 社によりひび等が発見されたと指摘されているシュラウドのうち、取り替えまたは修理が実施されていないシュラウドを有するプラントは、福島第一4号機、福島第二2号機・3号機・4号機、柏崎刈羽1号機の合計5プラントである。
- これらのプラントで過去に確認されたひび等が、すべて応力腐食割れ（SCC）によるき裂と保守的（厳しめ）に仮定して強度評価を行った結果、シュラウドは構造上十分な裕度を有していることを確認した。

2. 構造・機能

シュラウドは、原子炉压力容器内に設置され、燃料集合体（炉心）を囲むように配置されている円筒状のステンレス製構造物である。通常運転時にジェットポンプよりシュラウド下部から炉心部に導かれた冷却材（当社の沸騰水型原子炉では軽水）の流路を形成するための隔壁の役割を有するとともに、冷却材喪失事故時には炉心を冷却する水の水位を維持する機能を持つ。



シュラウド構造概要図

3. 評価方法

各溶接線において発見されたひび等のすべてに対して保守的（厳しめ）な進展速度で進展したと仮定して、10年後の予想長さを算定し、許容されるき裂長さとの比較評価を行った。

許容き裂長さの算出にあたっては、シュラウドの材料であるオーステナイト製ステンレス鋼は延性を有する材料であるため、この性質を踏まえた「極限荷重評価法」を用いるとともに、中性子の照射により脆化する可能性を考慮すべき部位については、併せて「破壊力学的評価法」も用いて評価を行った。

これらの評価は、BWR-OG（BWR-Owners Group）がプラント構造物の健全性を評価するのに用いている一般的な評価方法であり、米国NRC（原子力規制委員会：Nuclear Regulatory Commission）も事業者からのこの手法を用いた評価書を承認している。

（1）極限荷重評価法による評価

き裂の想定（保守的（厳しめ）にすべてのひび等の長さを合計して、単一の連続する欠陥を仮定）

- ・き裂発生位置及び長さ

当時の検査記録より読み取り（き裂の疑いは、すべてき裂があるものとして評価）。

- ・き裂深さ

超音波探傷等により実測されていないため、保守的（厳しめ）にすべて貫通しているものと評価。

- ・近接しているき裂は連続した単一の欠陥として仮定。

- ・き裂進展速度及びき裂評価長さ

き裂は両端に年間11mm進展する（米国NRCが承認した保守的（厳しめ）な応力腐食割れ進展速度と同じ）とし、き裂発見から10年後にき裂が進展したとして、き裂評価長さを設定。

- ・最終的に、すべての欠陥長さを合計して単一の連続する欠陥に置き換え、許容き裂長さと比較評価を実施。

（2）破壊力学的評価法による評価

- ・き裂発生位置及び長さ

当時の検査記録より読み取り（き裂の疑いは、すべてき裂があるものとして評価）。

- ・き裂深さ

超音波探傷等により実測されていないため、保守的（厳しめ）にすべて貫通しているものと評価。

- ・近接しているき裂は連続した単一の欠陥として仮定。
- ・き裂進展速度及びき裂評価長さ
き裂は両端に年間 11mm 進展する（米国 NRC が承認した保守的（厳しめ）な応力腐食割れ進展速度と同じ）とし、き裂発見から 10 年後にき裂が進展したとして、き裂評価長さを設定。
- ・中性子の照射による破壊靱性値（材料の破壊に対する粘り強さ）の低下の影響を考慮し、破壊靱性値は中性子照射材の破壊靱性値（約 165MPa m）を使用。
- ・複数のき裂の疑いが同一溶接線上にある場合は、破壊力学的評価を行うとすると、各き裂両端の応力集中が最も厳しくなる評価をするべきであるので、最大長さを有するき裂について評価。

4. 評価

各プラントの評価結果は表 1 のとおり。

すべてのケースについて 10 年後の予想き裂長さは、許容き裂長さと比較して十分短いため、十分な構造強度を有していると考えられる。

したがって、き裂が存在したとしても、直ちに安全性に影響を与えるものではない。

表 1 福島第一 4 号機、福島第二 2 号機・3 号機・4 号機、柏崎刈羽 1 号機のシュラウドに関する評価一覧

プラント名	溶接線番号	ひび等の長さ(mm)	個数	極限荷重評価		線型弾性破壊力学的評価(*1)		評価
				点検時から10年後の合計き裂長さ(mm)	許容き裂長さ(mm)	点検時から10年後の最長き裂長さ(mm)	許容き裂長さ(mm)	
福島第一 4号機	H3付近の母材部	500	1	723.9	8382	723.9	2588	十分な構造強度有り
	H3	387~457.2	2 (*2) (*4)	-	-	-	-	より長いH3付近の母材部のひび等で評価
福島第二 2号機	H3	13~45	5 (*3) (*4)	744.2	11404.6	255.7	7169.5	十分な構造強度有り
	H4	2~130	18	4130.0	10464.8	2068.6	4080	十分な構造強度有り
福島第二 3号機	H2	203.2(*5)	1	425.9	11277.6	-	-(*6)	十分な構造強度有り
	H4	7~13	2	464.8	8839.2	464.8	2002	十分な構造強度有り
	H6a	ほぼ全周	-	-	-	-	-	平成14年にタイロッドにより修理済
	H7	203.2(*5)	2	851.8	7772.4	-	-(*7)	十分な構造強度有り
福島第二 4号機	H3	87.88~94.49	2	627.3	10998.2	317.2	5816.6	十分な構造強度有り
柏崎刈羽 1号機	H4	20	2	485.6	7670.8	485.6	1186.7	十分な構造強度有り

(*1) 中性子照射脆化が懸念される部位(H4)および念のためH3溶接線について評価を実施。

(*2) 2個のうち1カ所は縦方向のき裂。

(*3) 5個のうち2カ所は縦方向のき裂。

(*4) 強度評価においては、地震荷重が支配的であり、縦方向き裂はシュラウドの強度にほとんど影響を与えないため、評価の対象外とした。

(*5) ひび等の長さが不明であるが、GEのデータシートにひび等は、0.125~8インチの範囲にあるとの総括的な記載があるため、H2, H7それぞれのひび等長さを8インチと仮定して強度評価を行った。

(*6) ひび等は、中性子照射量が少ないH2にあることから、線型弾性破壊力学的評価は実施していない。

(*7) ひび等は、中性子照射量が少ないH7にあることから、線型弾性破壊力学的評価は実施していない。