

<概要>

「**応力腐食割れ**」は、引張応力が作用する状態で腐食性の環境に金属材料が曝される時に生じる割れ現象である。**軽水炉**の場合には、**燃料被覆管**のジルカロイ、圧力容器内壁面のステンレス鋼溶接オーバーレイ、ステンレス鋼配管、**蒸気発生器**や管台等のニッケル基合金、炉内機器のステンレス鋼等に生じうる。**応力腐食割れ**を生じさせる腐食環境は、燃料被覆管のジルカロイに対してはIやCs等の核分裂生成ガスであるが、ステンレス鋼とニッケル基合金に対しては**原子炉**冷却材の高温高圧水である。高温高圧水中での**応力腐食割れ**は、PWRよりBWRの方が多く発生し、初期のBWRの圧力容器および配管で1970年代前半に頻発したが、原因究明と適切な対策（構造材の改良と環境条件の改善）によって、その後の軽水炉冷却系の主要部ではほとんど起きていない。しかし、最近になって圧力容器内のシュラウド溶接部、細管、ボルト等に発生した事例があり、今後も注意していく必要がある。とりわけ、**照射**の影響が加わることによって生じると考えられる**照射誘起応力腐食割れ**の発生の可能性が指摘され、研究対象となっている。

性能規定化した改正技術基準において、過去の**応力腐食割れ**の事故トラブルを反映し、材料選択において使用中の応力等に対する適切な耐食性を考慮することが追加された。技術基準の解釈に対応して、事例規格が機械学会で作成され、技術評価を受けて規制に活用されている。

<更新年月>

2007年01月

<本文>

1. 応力腐食割れの現象

応力腐食割れ（SCC：Stress Corrosion Cracking）は、引張応力が作用する状態で腐食性の環境に金属材料が曝される時に生じる割れ現象である。**応力腐食割れ**は、純金属ではほとんど起こらないが、ミクロな局部電池の生じやすい2成分以上の系、すなわち合金で起こる。**応力腐食割れ**は、**図1**に示すように、材料・環境・応力の三要素が特定の条件を満たす場合に限って発生する。すなわち、**応力腐食割れ**が起こるのは、材料と環境の特定の組み合わせの下で、ある水準以上の引張応力が存在する場合に限られる。

軽水炉における**応力腐食割れ**は、燃料被覆管のジルカロイ、圧力容器内壁面のステンレス鋼溶接オーバーレイ、ステンレス鋼配管、蒸気発生器や管台等のニッケル基合金、炉内機器のステンレス鋼等に生じうる。**応力腐食割れ**を生じさせる腐食環境は、燃料被覆管のジルカロイに対してはIやCs等の核分裂生成ガスであるが、ステンレス鋼とニッケル基合金に対しては原子炉冷却材の高温高圧水である。

なお、ジルカロイの**応力腐食割れ**は「軽水炉（PWR、BWR）燃料の損傷」のテーマで、またPWRの蒸気発生器伝熱管（ニッケル基合金）の**応力腐食割れ**は「蒸気発生器伝熱管損傷」のテーマで扱っているので、ここでは圧力容器（炉容器）や配管を主に扱う。（ATOMICAタイトル構成番号：<02-07-02-14>、<02-07-02-16>、<02-07-02-17>参照）

原子炉機器の**応力腐食割れ**は、実用化の初期のBWRの圧力容器や配管に幾つか見られた。これに対する対策がとられ、それ以後は激減している。但し、**表1**に示すように、1989年度～1999年度に報告された原子炉プラント中での**応力腐食割れ**は10例を超えている。

原子炉での腐食環境とは、冷却水の酸化雰囲気と**水質管理**が悪い場合の冷却水中のハロゲンイオンに要約される。但し、ハロゲンは現在の水質管理下では十分に低く抑えられているので、考

慮しなくてもよい。冷却水の水質はBWRとPWRでは異なり、一次冷却水中の溶存酸素はBWRでは200ppb程度であるのに対し、PWRでは5ppb以下である。そのため、BWRの方が応力腐食割れを起こしやすく、最近の約10年間の損傷発生例（表1）からも分かるように、BWRでは配管損傷が数例見られるのに対し、PWRの3例の損傷のうち2例は圧力容器外の制御装置駆動部や二次系給水伝熱管であり、一次系冷却水中ではインコネル（ニッケル基合金）製の燃料集合体リーフスプリングのみである。

なお、最近では、炉内機器のステンレス鋼において、照射の影響が加わることによって生じると考えられる照射誘起応力腐食割れ（IASCC：Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking）の発生の可能性が指摘され、研究対象となっている。

2. 応力腐食割れの対策

「応力腐食割れ」を防止するには、図1に示した材料・環境・応力の三要素のうち、いずれかが応力腐食割れ発生の条件を満たさないようにすればよい。材料については応力腐食割れ感受性の低い材料を用いる、環境については水質の調整管理を十分に行う、応力については応力腐食割れ発生限界以下になるように設計するといった措置を講じている。例えば、BWRのステンレス鋼配管では以下のような対策が施されている。

- 1) 炭素含有量を減らし（応力腐食割れ感受性が低くなる）、これによる強度低下を補うために窒素を加えたステンレス鋼管を採用するとともに、耐食性の低下を防ぐため溶接時の投入熱量をできるだけ少なくする。
- 2) 溶接による残留応力を内表面で圧縮応力とするため、溶接時に配管の内側を水で冷やしたり、溶接後に継手の内面を水冷、その外側を高周波加熱するなどの手段を採用する。
- 3) 配管内の水の停滞部分（停滞すると水質が悪くなる）をできる限り少なくする設計を採用するほか、継手溶接部の数を減らした構造とする。
- 4) 最近では、高温高压水中に水素を添加し、溶存酸素濃度を下げを試みている（従来はPWRでのみ行われていた）。

3. 応力腐食割れの発生例

3.1 BWRの圧力容器、配管、炉内機器

1974年9月に米国のドレスデン原子力発電所2号炉（BWR、電気出力850MW）で、ステンレス鋼配管の一部（再循環系バイパス配管の溶接部）に応力腐食に基づく割れが発見されたが、これが実用の軽水炉で確認された応力腐食割れの最初の例である（図2参照）。再循環系バイパス配管における応力腐食割れはその後も起っており、わが国においても、浜岡原子力発電所1号機をはじめ複数の炉で同様の割れが発見されている（図3参照）。日本原子力研究所（現日本原子力研究開発機構）動力試験炉（JPDR）の圧力容器上蓋（SUS304相当のステンレス鋼）の溶接肉盛りで発見されたき裂も応力腐食割れと考えられている。応力腐食割れをひき起こした原因は、溶接等の入熱による炭化物生成に伴って、クロム欠乏領域が生成し、応力腐食割れ感受性が高くなったと推定された。

わが国では、上述の応力腐食割れ対策が施された結果、圧力容器や主要配管でこれに基づくトラブルの発生はほとんど見られなくなっている。

最近の例では、いずれも圧力バウンダリではない部分で次のようなものがある。1994年6月に福島第1発電所2号機のシュラウド中間部リングの内表面溶接近傍部に割れが見つかった（図4参照）、1997年に敦賀発電所1号機および福島第2発電所2号機の制御棒翼（ブレード）上部に割れが見つかった。このうち、制御棒翼の割れは、照射の影響が関与した照射誘起応力腐食割れであると報告されている。

3.2 PWRの炉内機器

PWRにおいては一次冷却水中の溶存酸素濃度が低いので、BWRで見られるような配管の応力腐食割れは生じていない。しかし、制御棒案内管支持ピン等のニッケル基合金部品に応力腐食割れが発生する可能性がある。わが国では1979年9月、美浜原子力発電所3号機で初めて発見された。その後、化学組成や熱処理法の改良で材料の応力腐食割れ感受性を低くしたり、設計上の工夫で部品表面の引張応力を低減するといった対策が講じられた結果、破損の発生頻度は減っているが、表1に見られるように、最近でも燃料集合体のリーフスプリングのひび割れが起こっている。

最近の例では、フランスのフェッセンハイム1号機、2号機、ブゲイ3号機、4号機、5号機、ベルギーのティハング1号機、米国のポイント・ビーチ2号機等においてステンレス鋼製のボルトに割れが見つかった。これらの割れは、照射の影響が関与した照射誘起応力腐食割れであると考えられている。

4. 改正技術基準への反映と事例規格

過去の応力腐食割れの事故トラブル（表2および表3）を反映し、性能規定化した改正技術基

準（省令第62号、2006年1月施行）の第9条第1号に「イ）クラス1 機器又はクラス1 支持構造物が、その使用される圧力、温度、水質、放射線、荷重等の条件に対して適切な機械的強度および化学的成分（使用中の応力等に対する適切な耐食性を含む。）を有すること」と追加された。技術基準の解釈別記-3の要求事項に対応して、材料別に区分（オーステナイト系ステンレス鋼、高ニッケル合金、炭素鋼および低合金鋼）して考慮事項を規定した事例規格が機械学会で作成された（図5 および表4）。事例規格は、技術評価を受けて規制に活用されている。考慮すべき事項の例は、1) オーステナイト系ステンレス鋼：耐粒界型応力腐食割れの強い材料、溶接金属に含まれるデルタフェライト量、溶接や施工方法、2) 高ニッケル合金：耐応力腐食割れの強い材料、部位ごとの製造時の施工法となっている。

（前回更新：2000年3月）

＜関連タイトル＞

[軽水炉蒸気発生器伝熱管の損傷 \(02-07-02-14\)](#)

＜参考文献＞

- (1) 原子力安全委員会（編）：原子力安全白書 昭和59年版（1984）
 - (2) 石森（編）：原子炉工学講座4 燃料・材料、培風館（1981）
 - (3) 長谷川、三島（監修）：原子炉材料ハンドブック、日刊工業新聞社（1977）
 - (4) 原子力発電技術機構安全情報研究センター：わが国の原子力発電所におけるトラブルについて（平成元年～平成9年度）
 - (5) 原子力安全研究協会：軽水炉燃料のふるまい（1998）
 - (6) （株）総合技術センター（編）：プラント損傷事例と経年劣化・寿命予測法（1984年1月）、p.187、p.189
 - (7) 火力原子力発電技術協会（編集発行）：発電プラントの腐食とその防止（1997年8月）
 - (8) 日本原子力発電（株）：敦賀発電所1号機 動作不良制御棒22-23の点検に伴う原子炉手動停止について（平成9年度）、H09-法-09.1、原子力発電技術機構
 - (9) 東京電力（株）：福島第二原子力発電所 1 号機 制御棒の動作不良に伴う原子炉手動停止について（平成9年度）、H09-法-11.1、原子力発電技術機構
 - (10) 通商産業省資源エネルギー庁公益事業部原子力発電安全管理課（編）：平成11年度原子力発電所運転管理年報、（社）火力原子力発電技術協会（1999年10月）、p.208-209、p.235-236
 - (11) 原子力安全・保安院 独立行政法人原子力安全基盤機構：日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（2001年版及び2005年版）事例規格「過圧防護に関する規定（NC-CC-001）」及び事例規格「応力腐食割れ発生の抑制に対する考慮（NC-CC-002）」に関する技術評価書（平成18年8月）
-

表1 1989年～1998年度の応力腐食割れの発生例

原子炉	炉 型	発見日	事 象
		1989～1992年度	応力腐食割れによる損傷の報告例なし
東海－1	BWR	1993年 4月14日	低圧タービン動翼取付け部の損傷
福島1－5	BWR	1993年 4月26日	再循環系計測用配管取出し口のひび割れ
福島2－3	BWR	1994年 5月29日	ジェットポンプ押さえ金具の折損
福島1－2	BWR	1994年 6月29日	シュラウド中間部内表面溶接近傍部のひび割れ
		1995年度	応力腐食割れによる損傷の報告例なし
大飯－4	PWR	1996年10月 8日	燃料集合体上部ノズルリーフスプリングのひび割れ
川内－1	PWR	1996年10月27日	制御棒駆動装置ハウジングの中間キャノピーシール部の割れ
高浜－2	PWR	1996年11月20日	高圧給水伝熱管の漏洩
福島－1－1	BWR	1996年11月26日	圧力容器内ジェットポンプ入り口配管のひび
福島1－4	BWR	1997年10月13日	中性子計測装置収納管内表面のひび割れ
福島1－3	BWR	1997年12月 4日	中性子計測装置収納管内表面のひび割れ
大飯－2	PWR	1998年 8月29日	炉内計装用温度計ハウジングの溶接部(キャノピーシール部)近傍に亀裂確認
玄海－2	PWR	1998年10月18日	蒸気発生器伝熱管管板拡管部の伝熱管内面に欠陥確認

下記の出典をもとに作成した

[出典](1)原子力発電技術機構安全情報研究センター:わが国の原子力発電所におけるトラブルについて
(平成元年～平成9年度)

(2)通商産業省資源エネルギー庁公益事業部原子力発電安全管理課(編):平成11年度原子力発電所
運転管理年報、(社)火力原子力発電技術協会(1999年10月)、p.208－209、p.235－236

表2 主要な応力腐食割れ事象と原因(BWR)

	材料	発生部位	き裂の状況	発生原因
①	SUS304	中性子計測ハウジング	板厚方向で貫通溶接止端部近傍	<ul style="list-style-type: none"> ・溶存酸素濃度 200ppb 程度 ・母材の炭素含有量 0.06～0.07% ・比較的高い引張残留応力
②		シュラウド	中間部リング内表面に周方向き裂	<ul style="list-style-type: none"> ・可能性ある運転中溶存酸素濃度 ・母材の炭素含有量 0.05～0.06% ・溶接線近傍部応力約 400MPa
③		ジェットポンプ入口配管	溶接部近傍外面の周方向にひび割れ	<ul style="list-style-type: none"> ・可能性ある運転中溶存酸素濃度 ・母材の炭素含有量 0.05～0.07% ・溶接部近傍に粒界の鋭敏化 ・溶接部近傍に引張残留応力
④		炉心スプレイ系スパージャ	T-ボックス溶接部近傍にひび割れ	<ul style="list-style-type: none"> ・可能性ある運転中溶存酸素濃度 ・溶接近傍に粒界の鋭敏化 ・溶接部近傍に高い引張残留応力
⑤		制御棒駆動水圧計配管	配管の炉容器との継手部	<ul style="list-style-type: none"> ・配管表面に塩分が付着
⑥	低炭素SUS	再循環系配管	配管溶接継手配管と炉容器の接続部(ノズル等)	<ul style="list-style-type: none"> ・粒内割れで発生し、粒界で進展 ・極表層部に HV300 超の硬化層
⑦		シュラウド	中間部他多数プラントでき裂検出	<ul style="list-style-type: none"> ・施工時に材料表面が硬化 ・可能性ある運転中溶存酸素濃度 ・溶接による引張応力
⑧	インコネル182	制御棒駆動機構ハウジング	スタップチューブと炉容器の溶接部原子炉水が漏えい溶金にき裂、貫通	<ul style="list-style-type: none"> ・インコネル 182 は一定の応力に対して SCC 感受性を有する ・SCC 可能性ある溶存酸素濃度 ・SCC 可能性ある局部引張応力
⑨		シュラウドサポート(母材はインコネル 600)	下部シュラウドサポートと炉容器との溶接部等	<ul style="list-style-type: none"> ・インコネル 182 は一定の応力に対して SCC 感受性を有する ・可能性ある運転中溶存酸素濃度 ・製造時溶接施工による残留応力
⑩	インコネル X-750	ジェットポンプビーム	破損	再取付時の僅かなずれによる、ビーム端部の高い応力

[出所]原子力安全・保安院 独立行政法人原子力安全基盤機構:日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(2001年版及び2005年版)事例規格「過圧防護に関する規定(NC-CC-001)」及び事例規格「応力腐食割れ発生の抑制に対する考慮(NC-CC-002)」に関する技術評価書(平成18年8月)、
<http://www.meti.go.jp/report/downloadfiles/g60824a01j.pdf>、18/33、19/33

表3 主要な応力腐食割れ事象と原因(PWR)

	材料	発生部位	き裂の状況	発生原因
①	SUS	原子炉容器炉内計装用温度計管台キャノピーシール部	当該キャノピーシール部におけるホウ酸析出	構造上冷却材の混合が生じにくく、一時的に溶存酸素濃度の高い環境
②		制御棒駆動装置管台キャノピーシール部	当該キャノピーシールの溶接部近傍にホウ酸析出	工場製作時に塩化物が混入
③		使用済燃料ピット内張り	内張りステンレス板の溶接部及び近傍での内張り貫通	雨水侵入によるコーティング表面の塩素濃度が高くなった
④		原子炉水位計	検出器で割れ	製作時の取付工程で、塩化物等が被覆管表面に付着
⑤		燃料取替用水タンク戻り配管当て板部	サポート当て板のタンク溶接付近から水の滲み	長期間未塗装状態で屋外に設置され海塩粒子が付着
⑥		充てん配管、安全注水系配管等	微小な漏えい	配管に貼付けられた塩化ビニールテープに含まれる塩化物
⑦	高Ni合金溶接金属(600系)	原子炉容器入口管台	入口管台と一次冷却材配管の溶接部付近の内表面に微小き裂	局部的な見直し溶接に伴い高い引張残留応力が発生
⑧		加圧器逃し弁用管台 安全弁用管台	微小なき裂 UT指示	手直し溶接による周方向応力の増加
⑨		原子炉容器上部蓋 制御棒駆動装置取付管台	原子炉容器上蓋と管台とのJ溶接部のホウ酸析出	一部にバフ仕上げが行われておらず、表面に引張残留応力が発生したと推定
⑩		蒸気発生器伝熱管	伝熱管内面のき裂 多数の事例報告	伝熱管曲げ加工、管板拡張等に伴う高い残留応力により発生
⑪	A 286合金	一次冷却材ポンプ変流翼取付ボルト	ボルト首下部にPT指示	材料に過度の応力が加わる状態で使用したことによる

[出所]原子力安全・保安院 独立行政法人原子力安全基盤機構：日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(2001年版及び2005年版)事例規格「過圧防護に関する規定(NC-CC-001)」及び事例規格「応力腐食割れ発生の抑制に対する考慮(NC-CC-002)」に関する技術評価書(平成18年8月)、
<http://www.meti.go.jp/report/downloadfiles/g60824a01j.pdf>、19/33

表4 トラブル事例への事例規格の対応

	材料	材料変更 (クラッド含む)	施工	応力緩和	環境改善
B W R	SUS304 ①～⑤	低炭素 SUS の適用 → 2211.1(1)-(3)	—	応力緩和措置 →2221 2222	水素注入 →2231(6) (注) BWR、PWR とも塩化物等 のハロゲン化物の量 の制限が重要 →2232
	低炭素 SUS ⑥、⑦	— (SCC 対策材)	表面硬化層の 除去 →2211.1(4)		
	インコネル 182 ⑧、⑨	インコネル 82 への 変更, SUS 内張 →2212(2)	—		
	X-750 ⑩	— →2212(3)	—		
P W R	SUS ①～⑥	(局部的に溶存 酸素が高い部位 に低炭素 SUS) →2211.2	—	—	溶損酸素濃度が低く 管理される環境で一 般に発生しにくい 接液部・隙間部が形成 される設計の回避 →2231(2)
	インコネル 600 ⑦～⑩	690 合金への変 更、SUS 内張 →2212(1)	SG 伝熱管に対 しては特殊熱 処理 →2212(2)	応力緩和措置 →2221 2222	—
	A 286 合金 ⑪	X750 への変更 →2212(3)	—	応力緩和措置 →2221 2222	—

(注)①から⑪は、表2および表3のBWRおよびPWRの主要な応力腐食割れ事例番号に対応。
対応としては、炉型・材料に応じて、材料面の対応(鋼種・仕上げ)、応力緩和措置、環境
条件の改良等が有効であり、太字で示したものが事例規格の規定番号に対応。

[出所]原子力安全・保安院 独立行政法人原子力安全基盤機構：日本機械学会
「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(2001年版及び2005年版)事例規格
「過圧防護に関する規定(NC-CC-001)」及び事例規格「応力腐食割れ発生
の抑制に対する考慮(NC-CC-002)」に関する技術評価書(平成18年8月)、
<http://www.meti.go.jp/report/downloadfiles/g60824a01j.pdf>、20/33

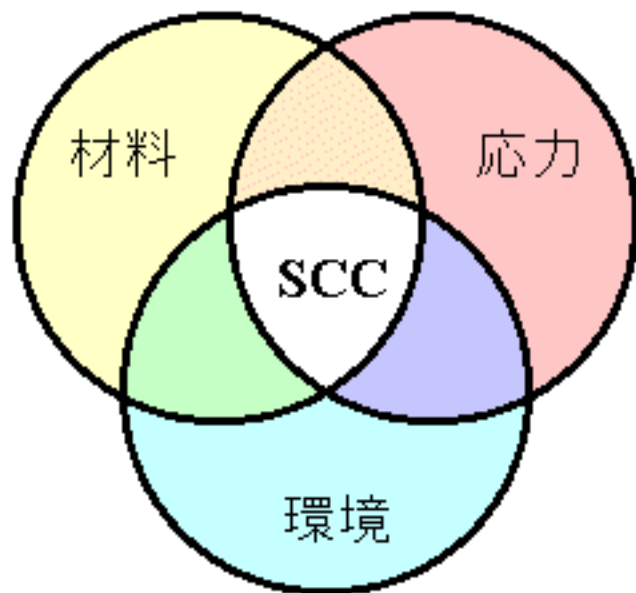


図1 応力腐食割れを支配する3要素

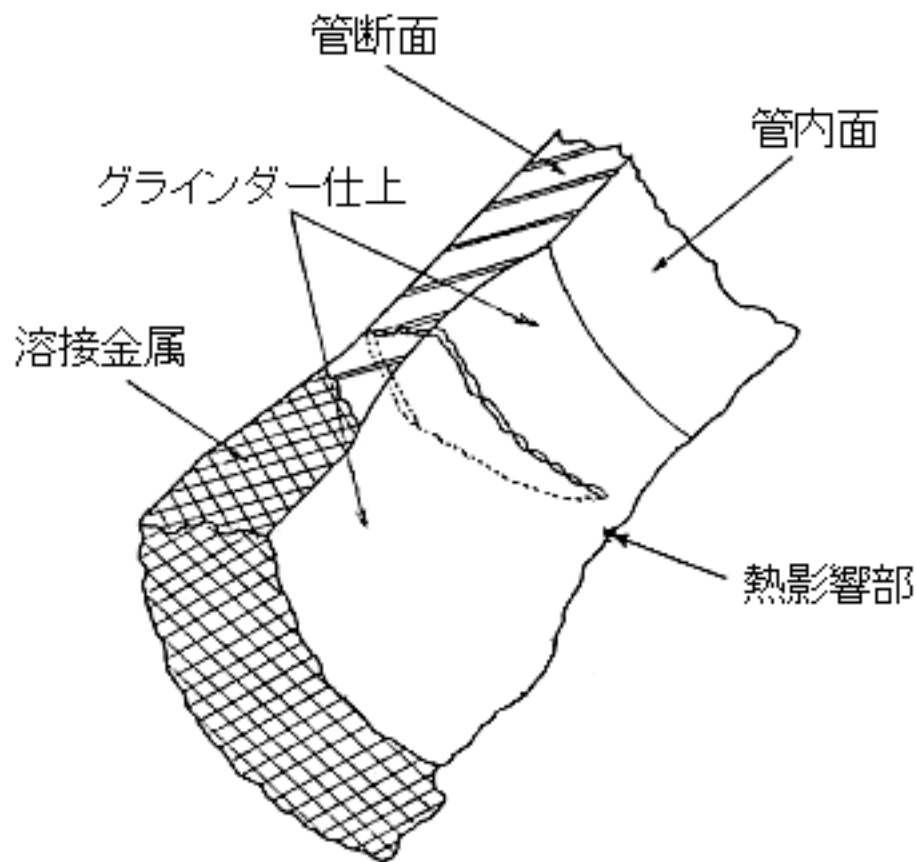
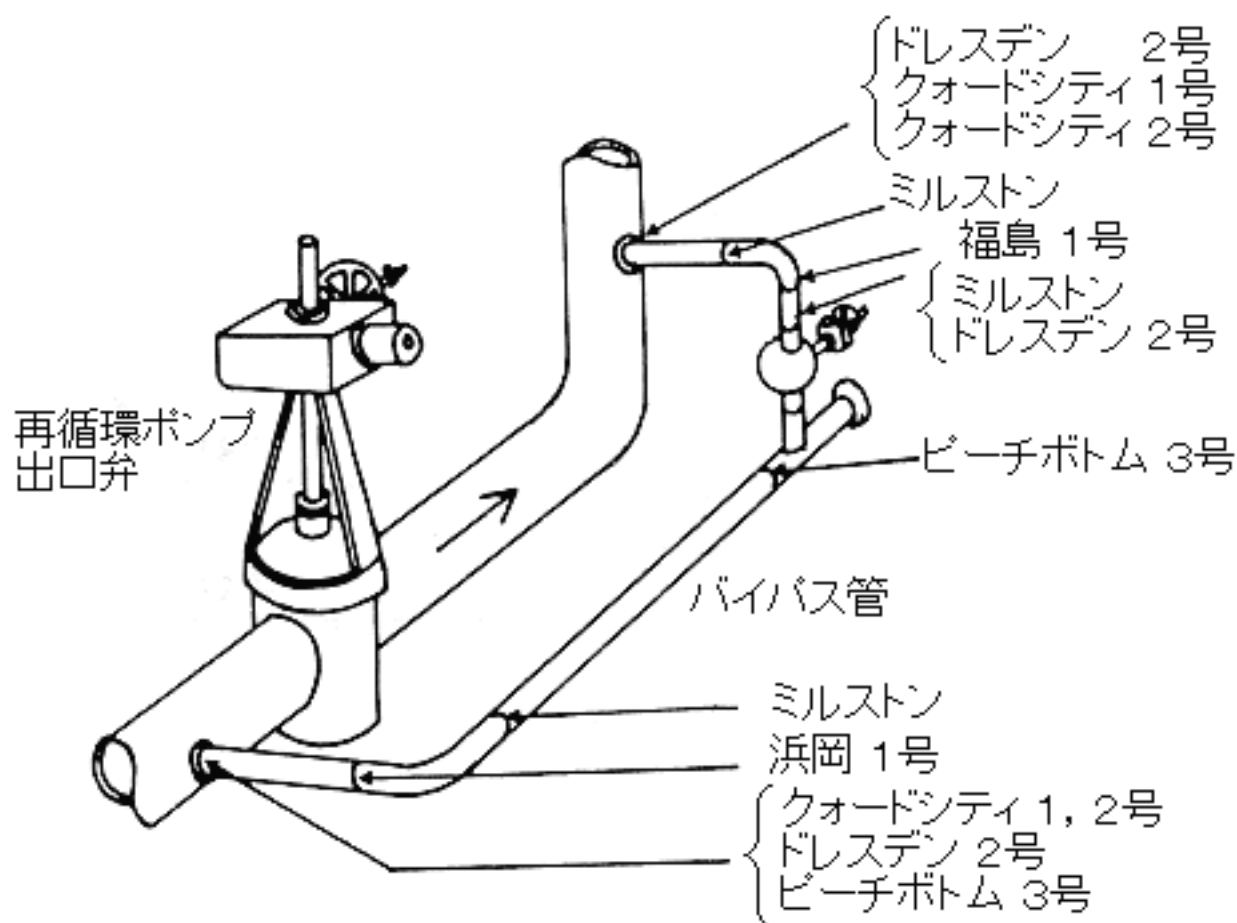


図2 ドレスデン2号炉バイパス配管における割れ発生状況の模式図

[出典](株)総合技術センター(編):プラント損傷事例と経年劣化・寿命予測法(1984年1月)、p.189



**図3 再循環バイパス管における応力腐食
割れ発生プラントと割れ発生箇所**

**[出典](株)総合技術センター(編):プラント損傷事例と経年劣化・寿命
予測法(1984年1月)、p.189**

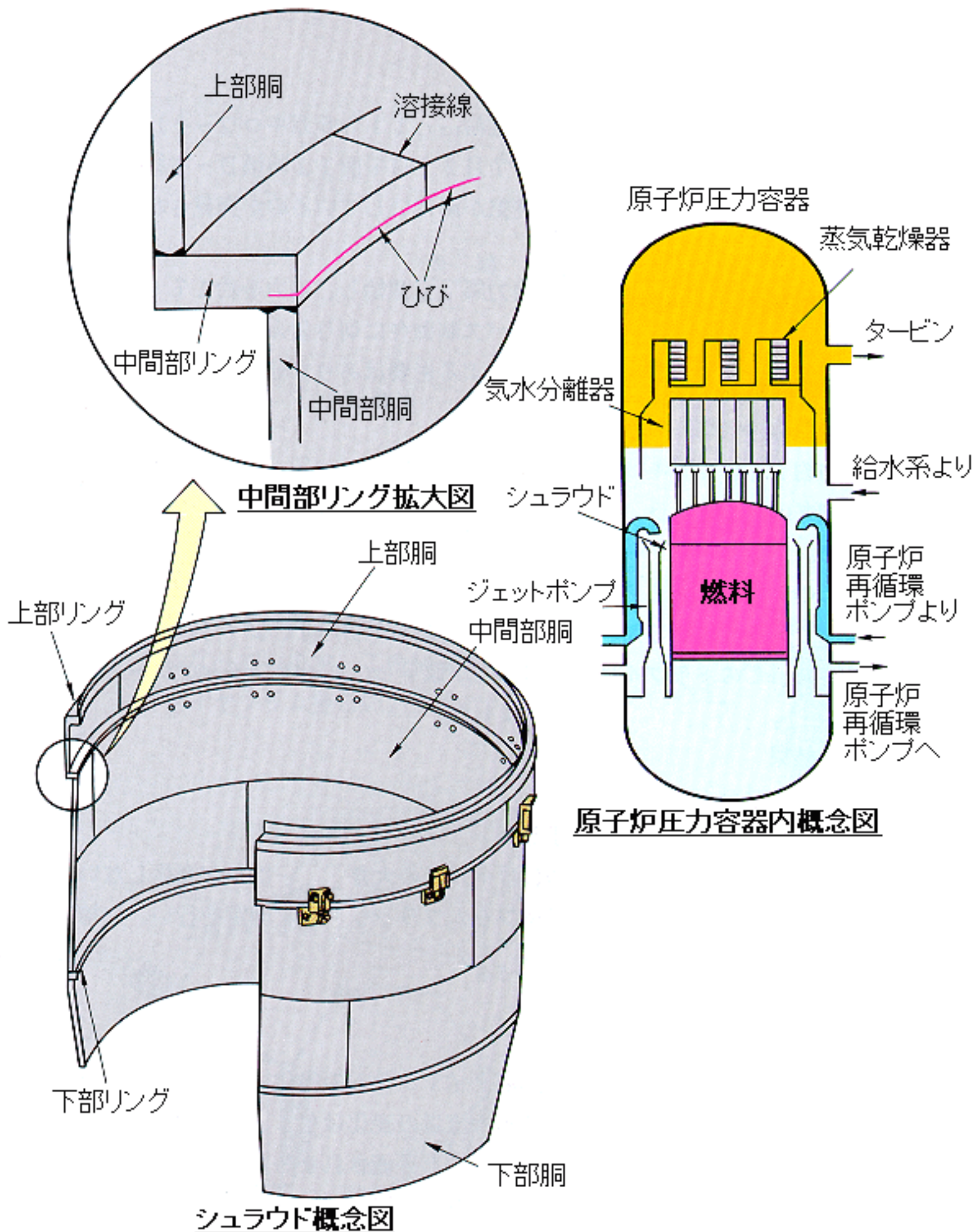


図4 シュラウド中間部リングのひび割れ(福島第1発電所2号機)

[出典]原子力発電技術機構安全情報研究センター:平成6年度 わが国の原子力発電所におけるトラブルについて(1995年10月)、p.20

技術基準

第9条（材料及び構造）

原子炉施設（圧縮機及び補助ボイラーを除く。）に属する容器、管、ポンプ若しくは弁（以下「機器」という。）若しくはこれらの支持構造物又は炉心支持構造物の材料及び構造は、次の各号によらなければならない。この場合において、第1号から第7号まで及び第15号の規定については、使用前に適用されるものとする。

一 クラス1機器及びクラス1支持構造物に使用する材料は、次によること。

イ クラス1機器又はクラス1支持構造物が、その使用される圧力、温度、水質、放射線、荷重等の条件に対して適切な機械的強度及び化学的組成（使用中の応力等に対する適切な耐食性を含む。）を有すること。

七 炉心支持構造物に使用する材料は、第1号イ、ハ及びニの規定に準ずること。

解釈2号

第1号イの「使用中の応力等に対する適切な耐食性を含む」とは、「使用中の応力などに対する適切な耐食性を有する材料を適用するに当たっての要求事項（別記-3）」によること。

別記-3

応力腐食割れ（以下「SCC」という。）の発生を抑制するためには、使用条件での発生応力、使用環境等を勘案し、材料選定において注意深い考慮が求められる。

具体的には、過去のSCCに関する事故トラブル事例（別表）を踏まえ、使用環境や応力条件に対して、以下の考慮がなされていること。

- (1) 使用環境や応力条件に対し、SCC発生の可能性の高い材料の選定を避けること。
- (2) 使用する材料の種類に対し、適切な成分、組成及び機械的性質等を有するものであること。
- (3) 製作時の機械加工、溶接等では、SCC発生の可能性が高くなるような施工方法を避けること（施工後の熱処理又は表層部のSCC感受性が高い部位の削除等の処置をとることによる対応も可能）。

（注）使用条件での発生応力や使用環境は、SCCを考慮した材料選定において重要な因子であることから、以下の考慮がなされていること。

【発生応力の低減】

負荷荷重による応力、溶接及び加工によって生じる残留応力の低減について、SCC発生の抑制に効果的であることから、次のように考慮すること。

(1)～(3) （省略）

【使用環境改善】

SCC発生の可能性を高める使用条件について、次のように考慮すること。

(1)～(4) （省略）

事例規格

XX-1000 はじめに

XX-2000 SCC発生の抑制

XX-2100 事象の概要

XX-2200 SCC発生の抑制への対応

XX-2210 材料

XX-2211 オーステナイト系ステンレス鋼

XX-2211.1 BWRプラント

XX-2211.2 PWRプラント

XX-2212 高ニッケル合金

XX-2213 炭素鋼および低合金鋼

XX-2220 応力

XX-2221 構造設計、溶接、加工等に対する配慮

XX-2222 材料表面の応力改善方法

XX-2230 環境

XX-2231 接液部の環境

XX-2232 接液部以外の環境

XX-3000 参考文献

付録1：材料の略称名と具体的な材料名の対応

付録2：SCC対応フローチャート

図5 技術基準と事例規格の対応

〔出所〕原子力安全・保安院 独立行政法人原子力安全基盤機構：日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（2001年版及び2005年版）事例規格「過圧防護に関する規定（NC-CC-001）」及び事例規格「応力腐食割れ発生に対する考慮（NC-CC-002）」に関する技術評価書（平成18年8月）、<http://www.meti.go.jp/report/downloadfiles/g60824a01j.pdf>、17/33