

原子力分野での金属材料 教材

応力腐食割れ (SCC)

担当
北海道大学 坂入正敏

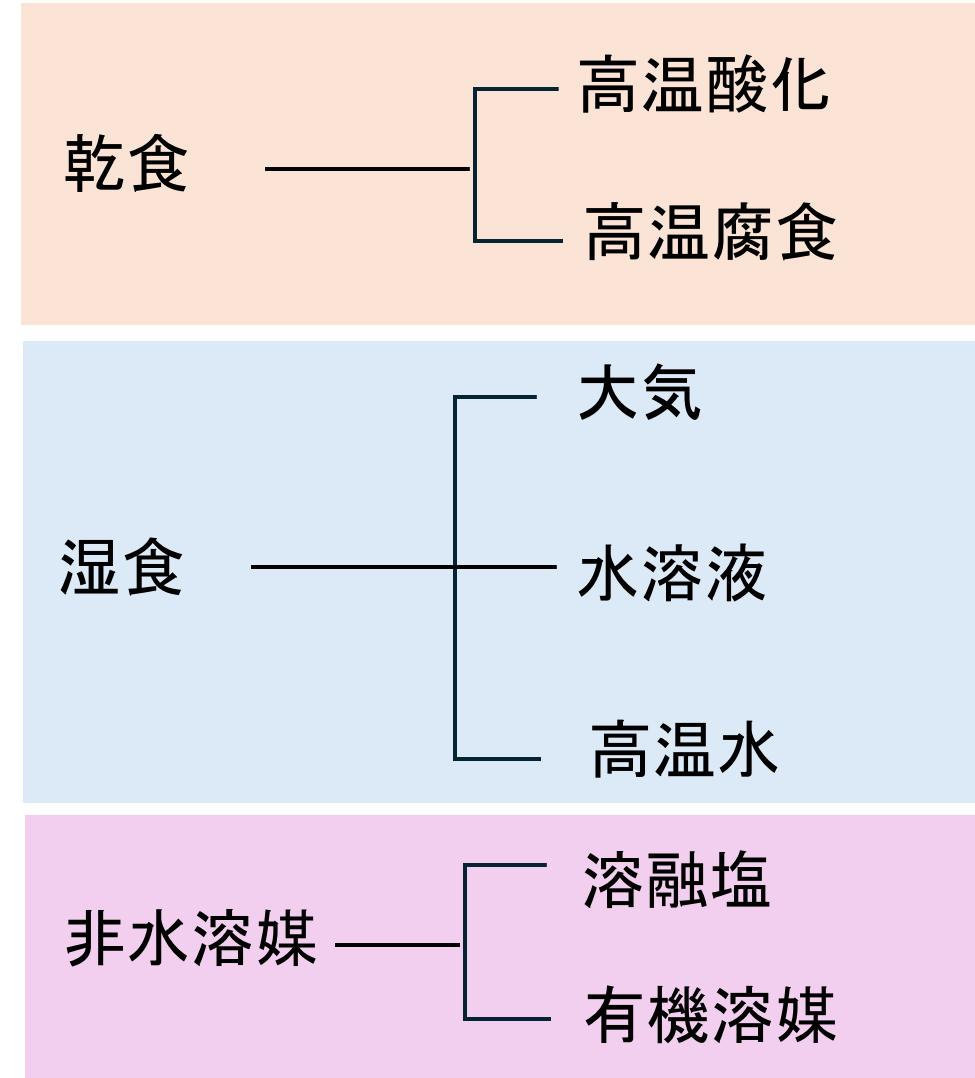
本講義の内容

- ・金属材料の腐食の基礎
- ・応力腐食割れ
- ・JPDRにおける応力腐食割れ事例
- ・原子力発電プラントの応力腐食割れ

金属材料の腐食の基礎

金属材料の腐食

環境による分類



形態による分類

全面腐食

局部腐食

- 孔食
- 異種金属接触腐食
(ガルバニック腐食)
- すき間腐食
- 粒界腐食
- エロージョン・コロージョン
- 腐食疲労
- 応力腐食割れ (SCC)

金属材料の腐食

腐食：

金属材料がおかれている環境（溶液、ガスなど）と化学的もしくは電気化学的に反応し、消耗（劣化）していく現象

腐食により破壊した溶接部

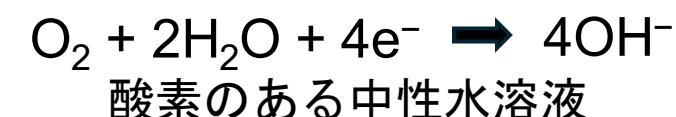
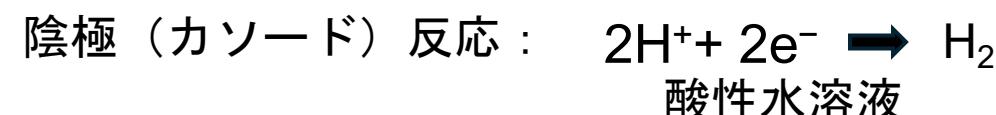
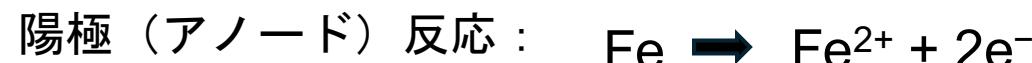
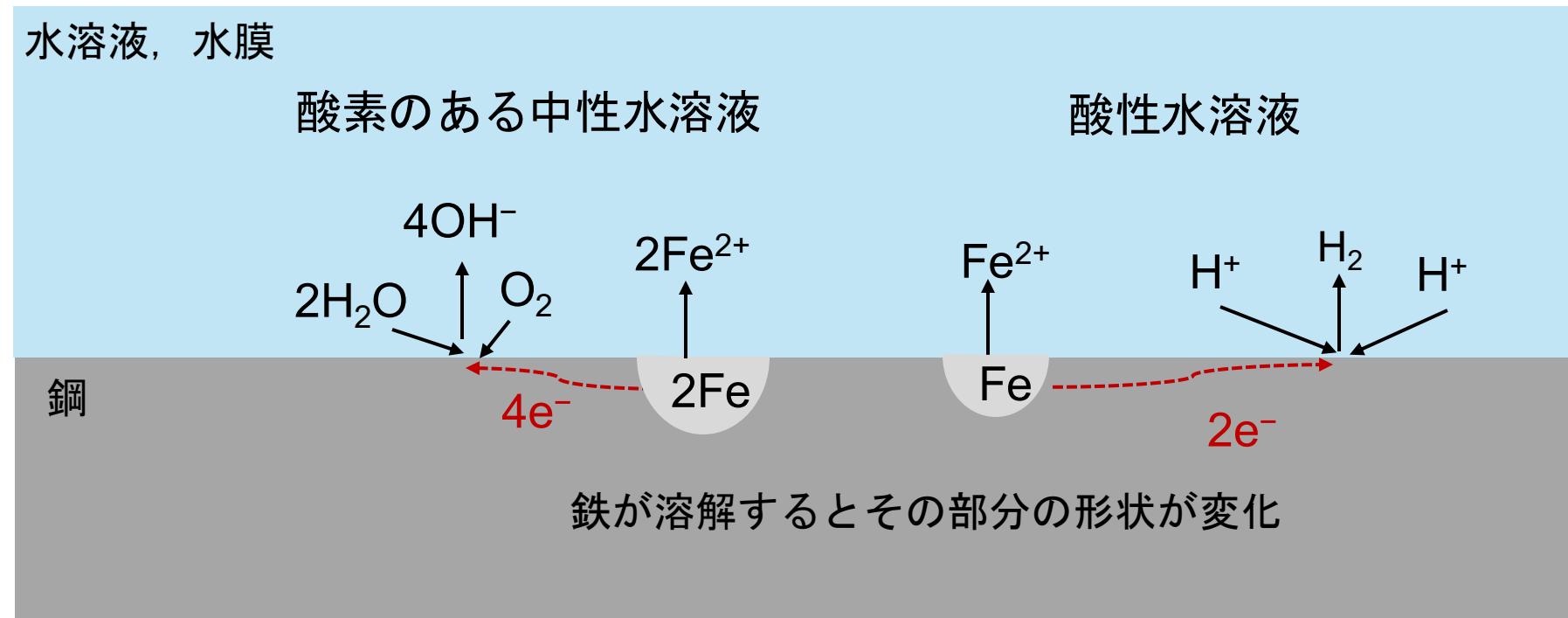


腐食により強度が低下して破壊した配管継手部



金属材料の腐食

水溶液腐食の例



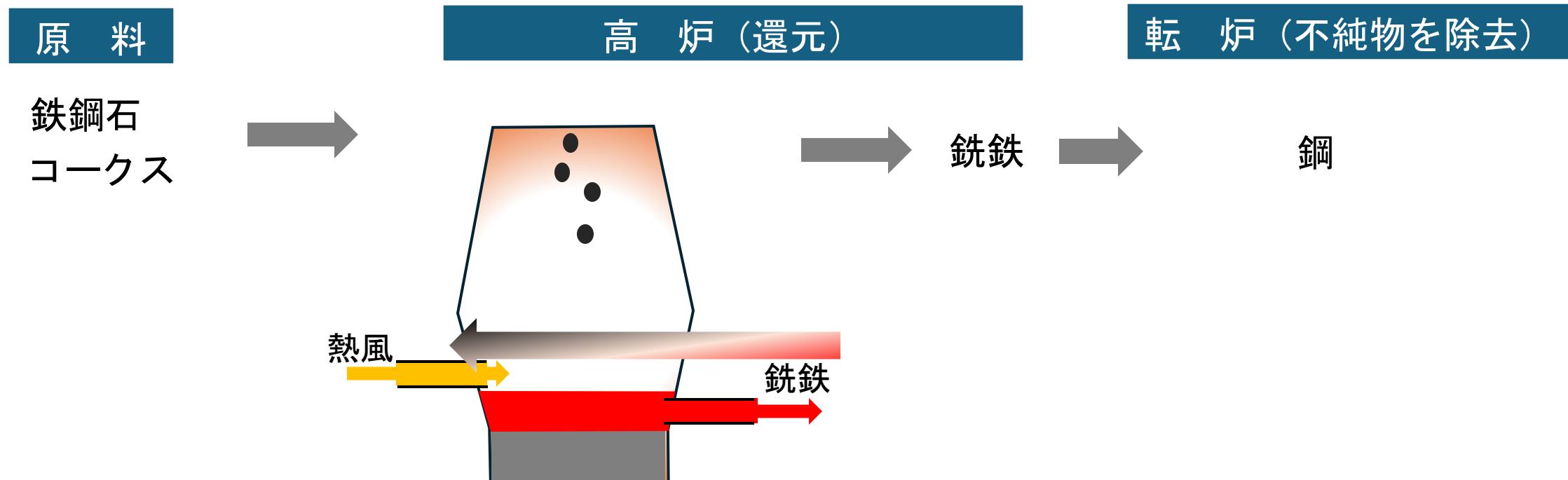
金属材料の腐食

金属材料はなぜ腐食（酸化）するのか熱力学的に考える

地球上に金属状態で存在している元素：金、白金

地球上に化合物として存在している元素：鉄、アルミニウム、銅、亜鉛 etc.

鉄の製造方法



金属材料の腐食

金属材料はなぜ腐食（酸化）するのか

金属と酸化物を熱力学的に考える

鉄鋼石：

赤鉄鉱 Fe_2O_3

磁鉄鉱 Fe_3O_4

褐鉄鉱 $Fe_2O_3 \cdot nH_2O$

針鉄鉱, 磷鉄鋼 $FeO(OH)$

エネルギー：低い

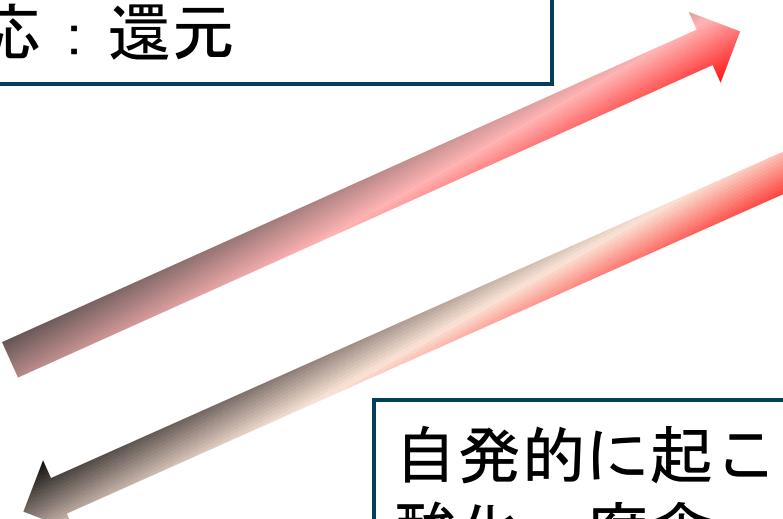
熱力学的：安定

エネルギーが必要な
反応：還元

鉄：Fe, 鋼：Fe—C

エネルギー：高い

熱力学的：不安定



自発的に起こる反応：
酸化, 腐食

金属材料の腐食

金属材料はなぜ腐食するのに使用できるのか？

鉄 : Fe, 鋼 : Fe—C

エネルギー : 高い

変化 (腐食) 速度

さび :

FeOOH , Fe_2O_3 , Fe_3O_4

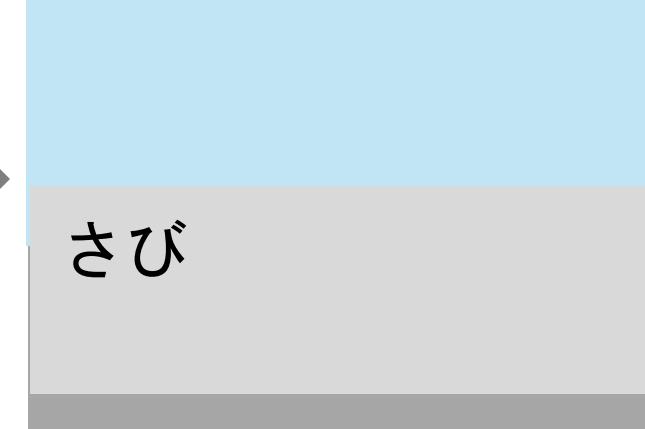
エネルギー : 低い



速い

直ぐに使用できなくなる

時 間



減肉による
強度低下
孔があく



金属材料の腐食

金属材料はなぜ腐食するのに使用できるのか？

鉄 : Fe, 鋼 : Fe—C

エネルギー : 高い

変化 (腐食) 速度

さび :

FeOOH , Fe_2O_3 , Fe_3O_4

エネルギー : 低い



長い時間使用できる
銅製品 : 1000年以前の遺跡から出土

時 間

応力腐食割れ (Stress Corrosion Cracking, SCC)

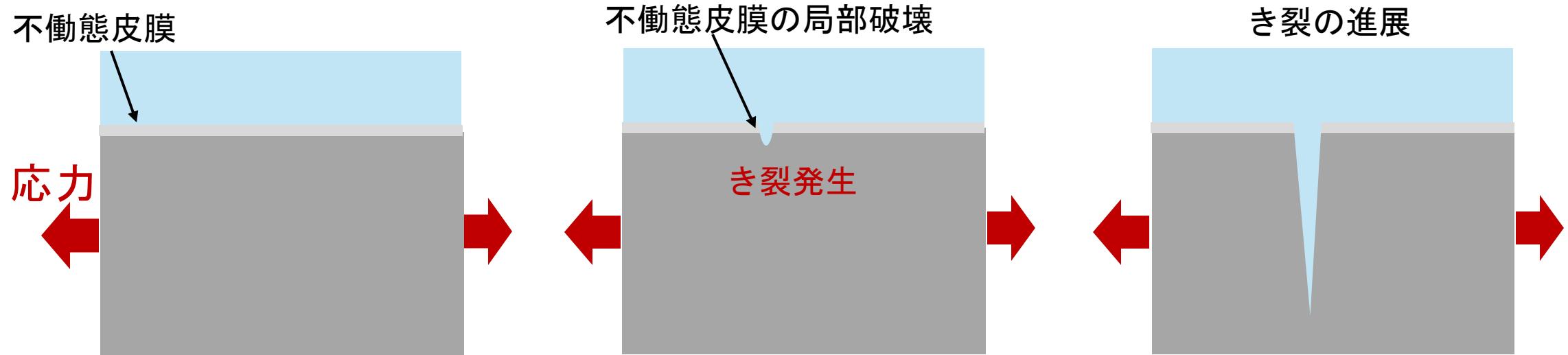
普通の鉄鋼材料は腐食環境下で、環境に触れている全面に発生して、均一に腐食が進行する

耐食材料（ステンレス鋼など）は、表面に極めて薄い不働態（酸化物）皮膜が形成して、腐食の進展を防いでいる。

材料の許容応力以下でも

不働態皮膜が局部的に破壊するとその部分で優先的に腐食し、き裂が発生する。

このき裂が時間と共に進展する。



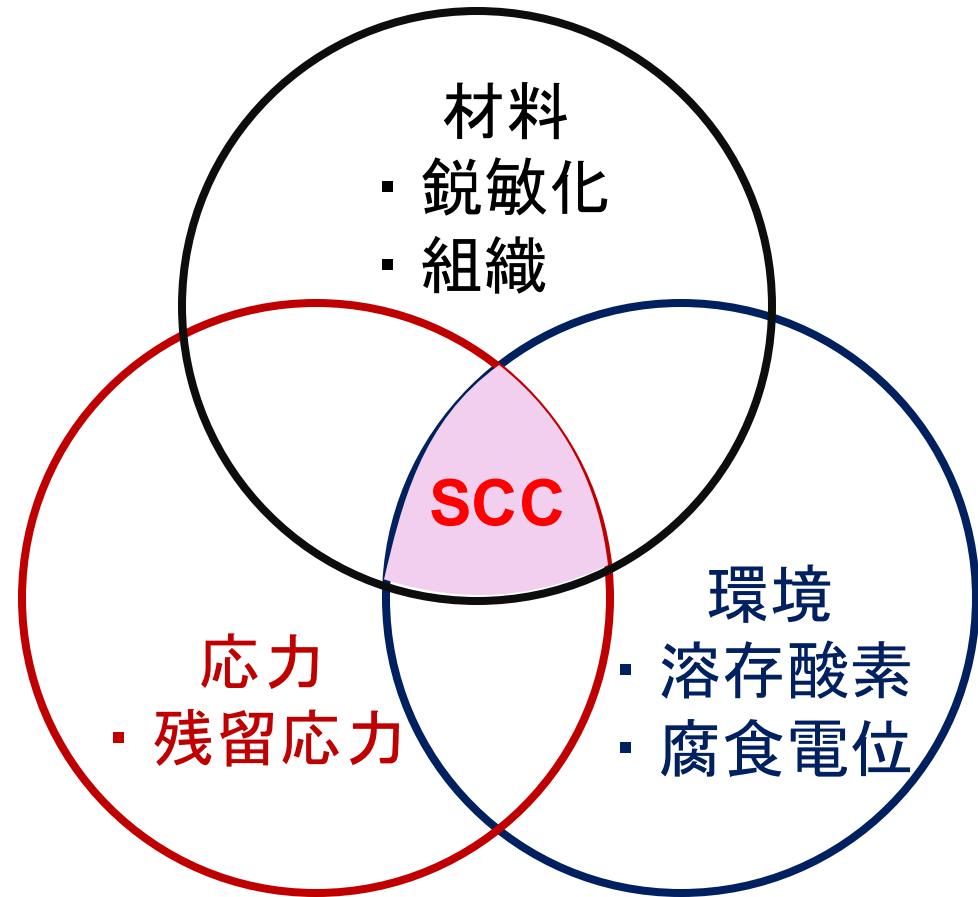
応力腐食割れ：因子，対処方法

応力腐食割れ：特徴

- ・純金属では発生しないが、合金では発生する
- ・引張応力では発生するが、圧縮応力では発生しない
- ・許容応力より低い応力で発生する
- ・材料と環境に特定の組み合わせがある

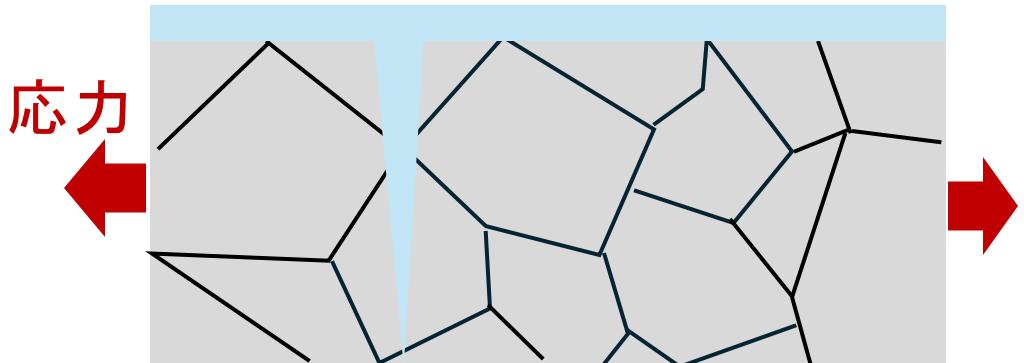
材料	環境因子
炭素鋼	硫化水素 苛性ソーダ
オーステナイト系ステンレス鋼	塩化物
銅合金	アンモニア
アルミニウム合金	塩化物

応力腐食割れの因子

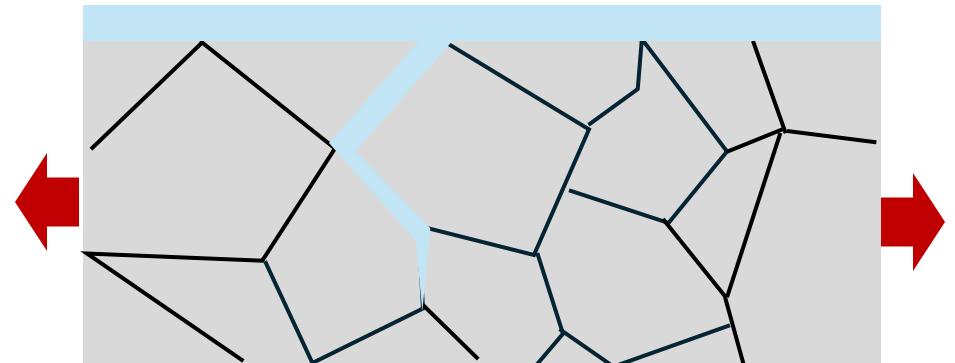


応力腐食割れの形態

粒内（貫通）割れ : TGSCC



粒界型割れ : IGSCC



低応力, 長時間 (数ヶ月から数年) の潜伏期間



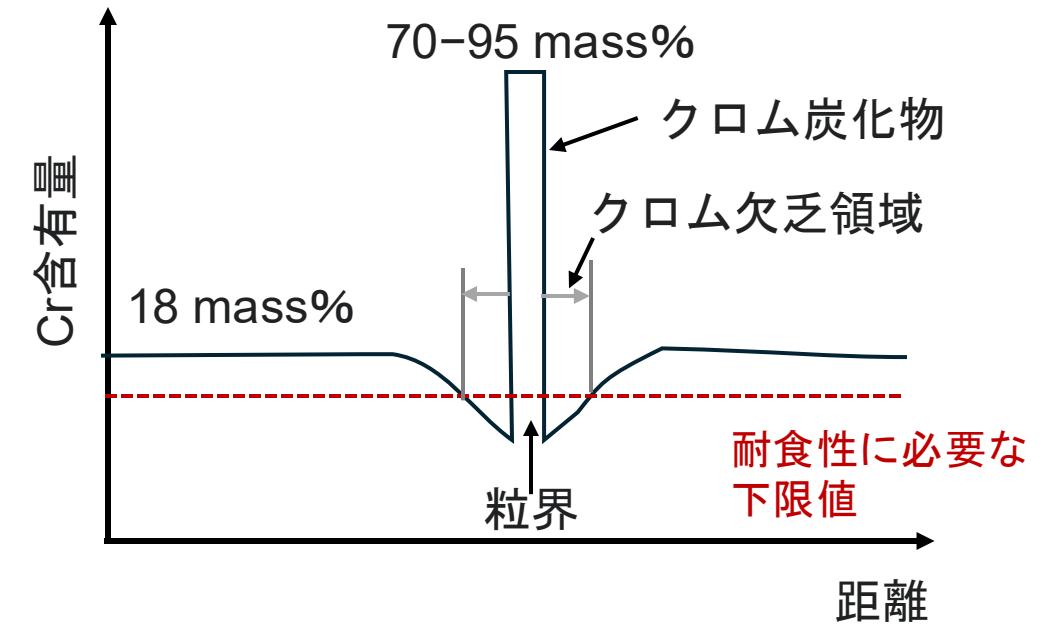
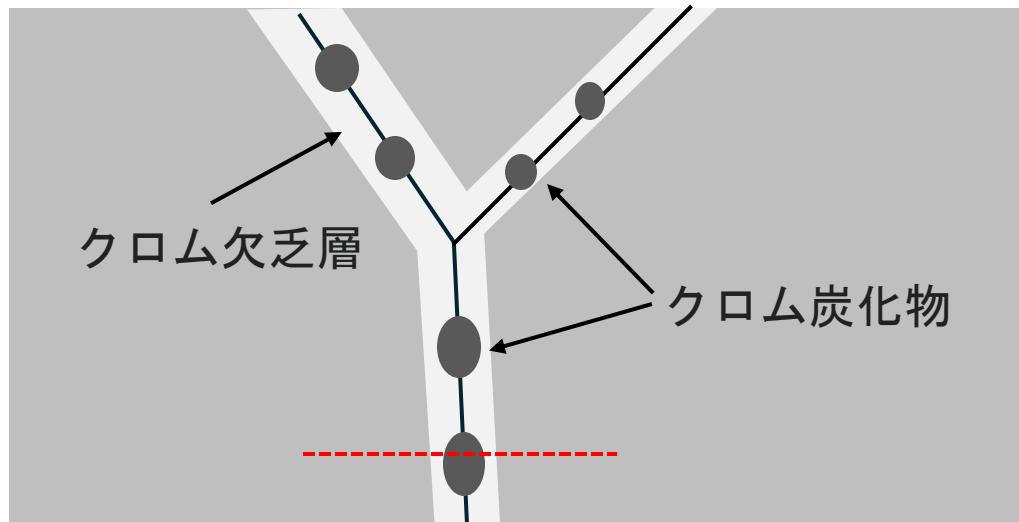
実験室での再現が困難

粒界の鋭敏化

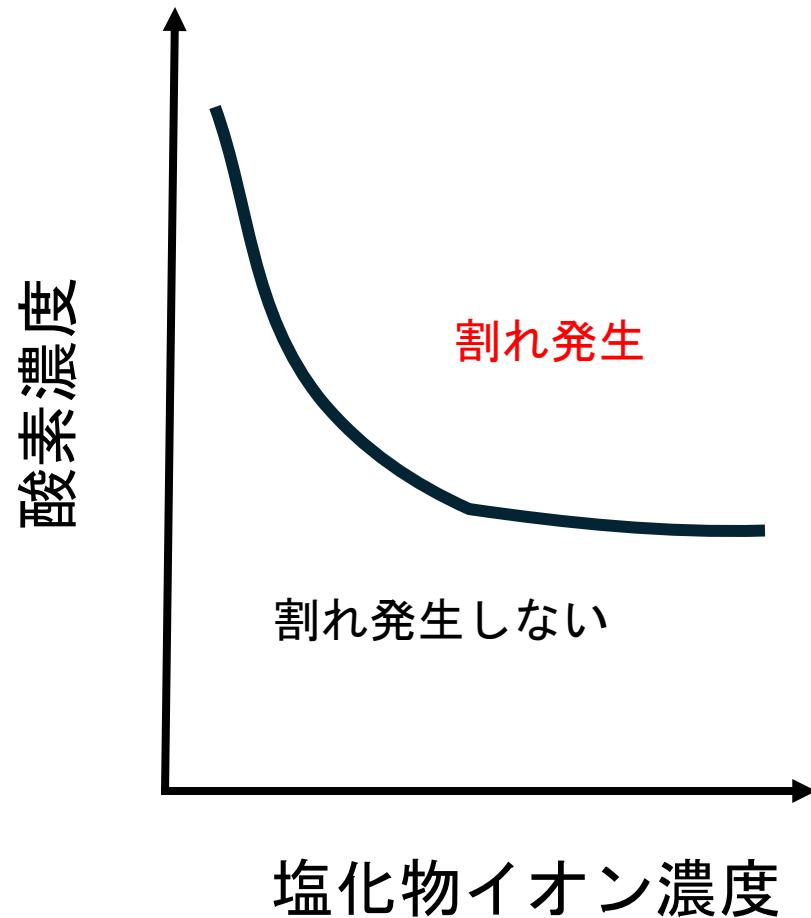
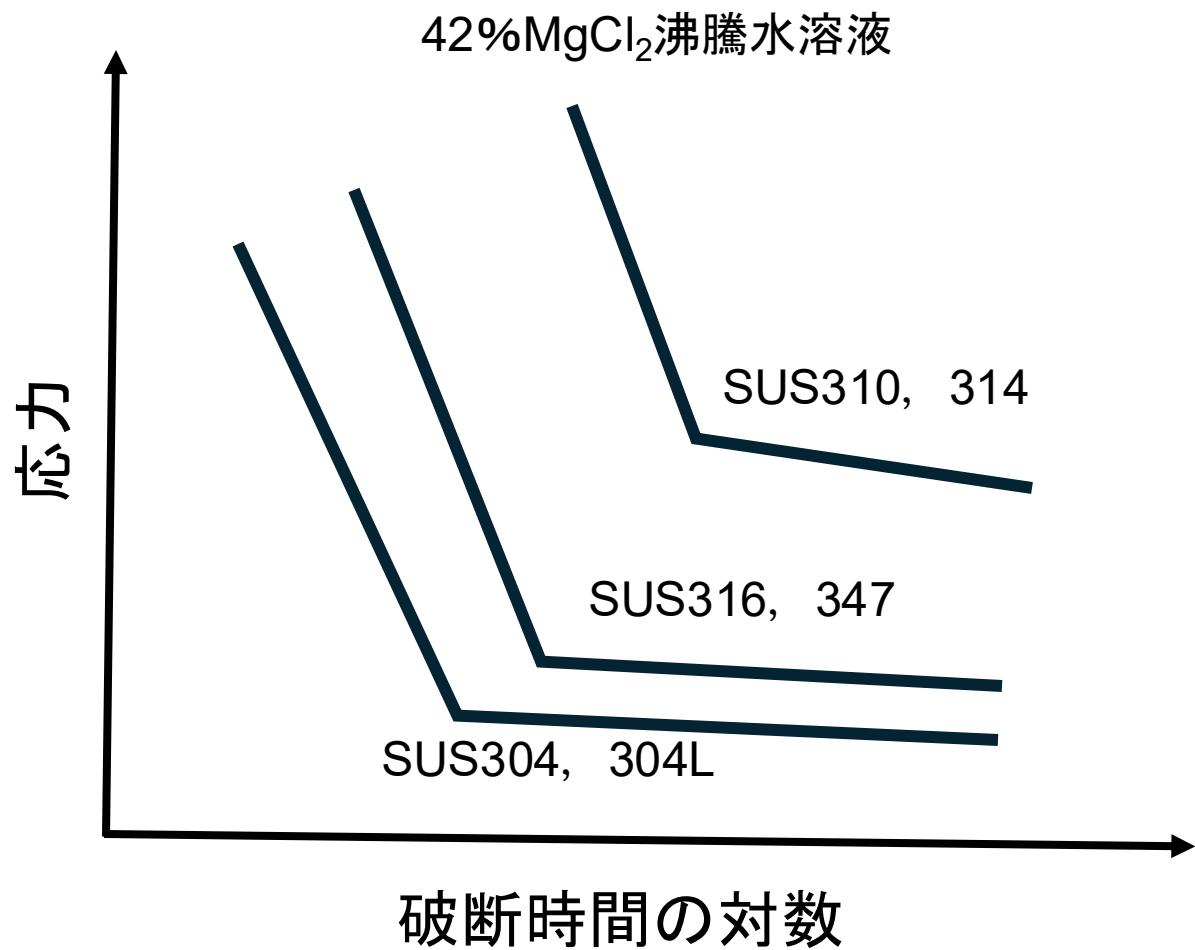
粒界腐食が熱処理や溶接などで発生しやすくなること

ステンレス鋼中に含まれるクロムと炭化物は、高温になると化合し、 Cr_{23}C_6 のようなクロム炭化物が粒界に析出する。

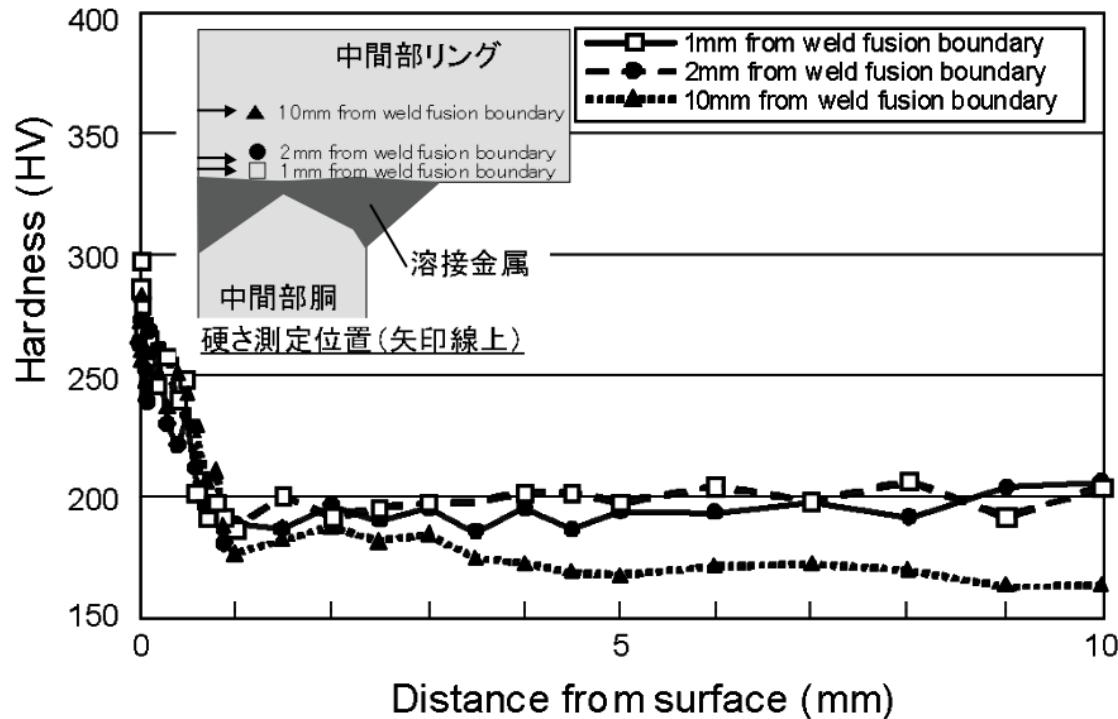
その周りのクロム濃度が低下する（クロム欠乏層）。クロム欠乏域の耐食性は、クロム濃度が低いためそれ以外の部分より低いので、選択的に腐食が進み、ステンレス鋼の粒界腐食が起きる。



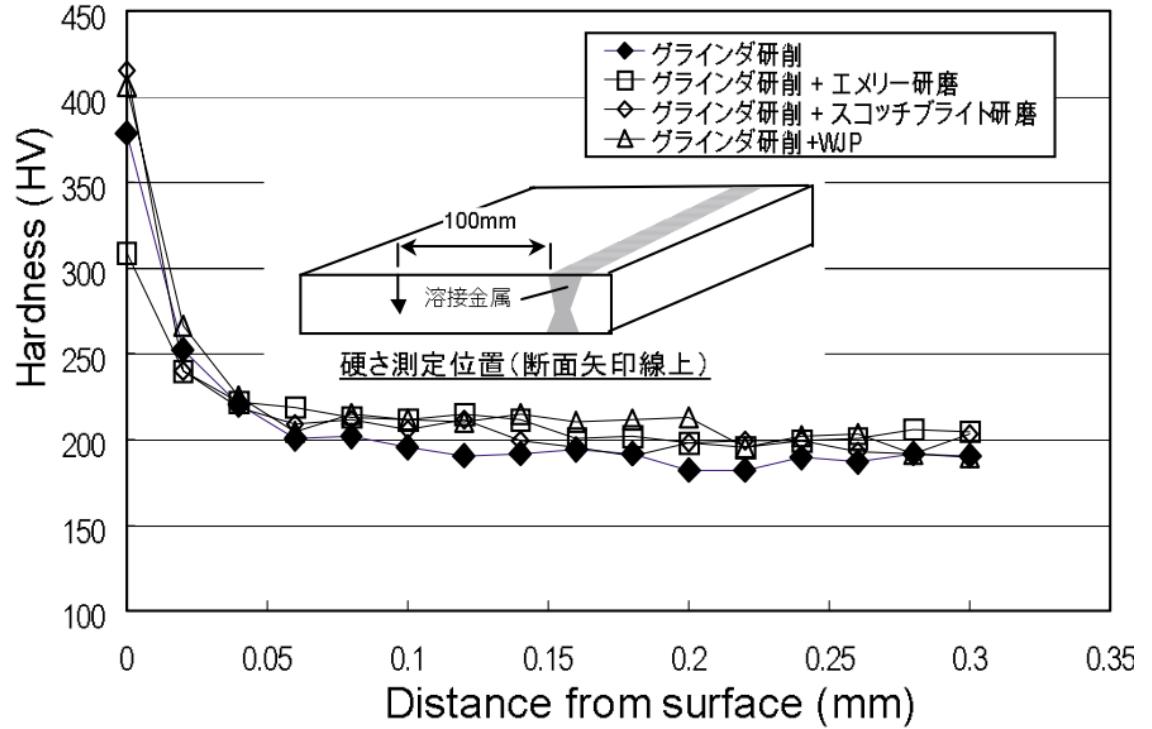
各種ステンレス鋼の応力腐食割れ感受性



SCC発生に及ぼす表面加工の影響



a) H3 Welding (HV vs distance from surface)



b) H4 Welding (HV vs distance from surface)

Fig. 5 Vickers Hardness Distribution on cross section of the Shroud Mock Up Surface

【1】出典：一般社団法人 日本高圧力技術協会, 圧力技術, 44巻 3号, 2006, P130-142

SCC発生に及ぼす表面加工の影響

Table 2 CBB Test Results in NWC

モックアップ	試験時間(h), 導電率(μS/cm)	付与歪み (%)	表面処理	割れ発生数 ／試験数
H3	500, 0.2	1	溶接まま	0/5
			機械加工	5/5
			機械加工 + エメリー(比較材)	0/5
			機械加工 + LP	0/5
H4	2000, 1.4	1	グラインダ	4/4
			グラインダ + スコッチブライト	0/5
			グラインダ + WJP	0/4
			エメリー(比較材)	0/4
	10	10	グラインダ	4/4
			グラインダ + スコッチブライト	0/4
			グラインダ + WJP	0/4
			エメリー(比較材)	1/4

【2】出典：一般社団法人 日本高圧力技術協会, 圧力技術, 44巻 3号, 2006, P130-142

対応方法

SCCの三要因をそれぞれを可能な限り改善する

材料：割れにくい組成、組織の材料にする
炭素量を減らす、フェライト相の量を増やす

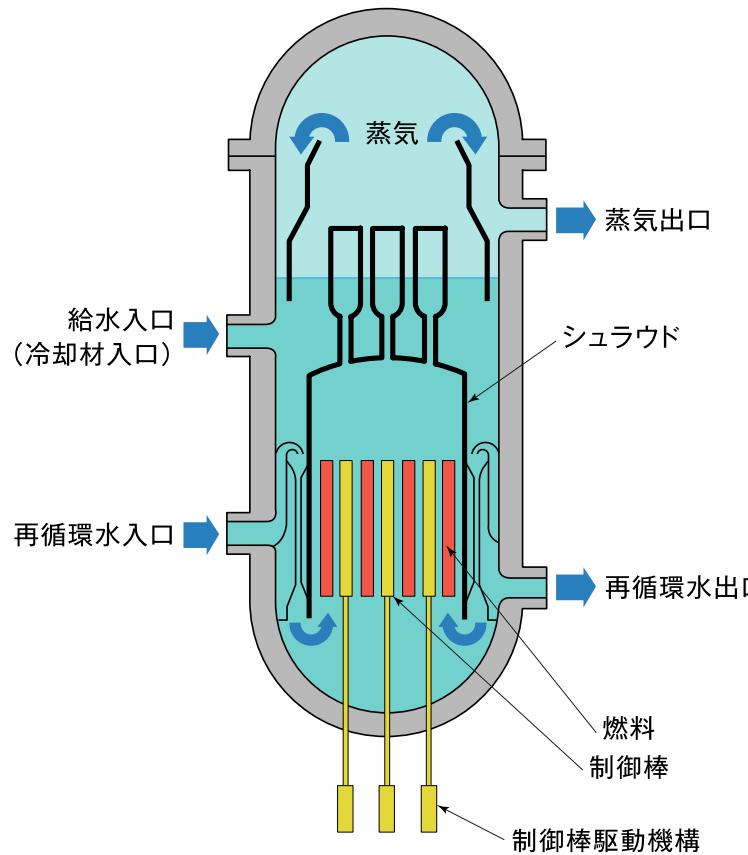
応力：残留応力を低減
溶接後熱処理、ショットピーニング、レーザーピーニング、アイスblast

環境：塩化物イオン濃度を低減、腐食抑制

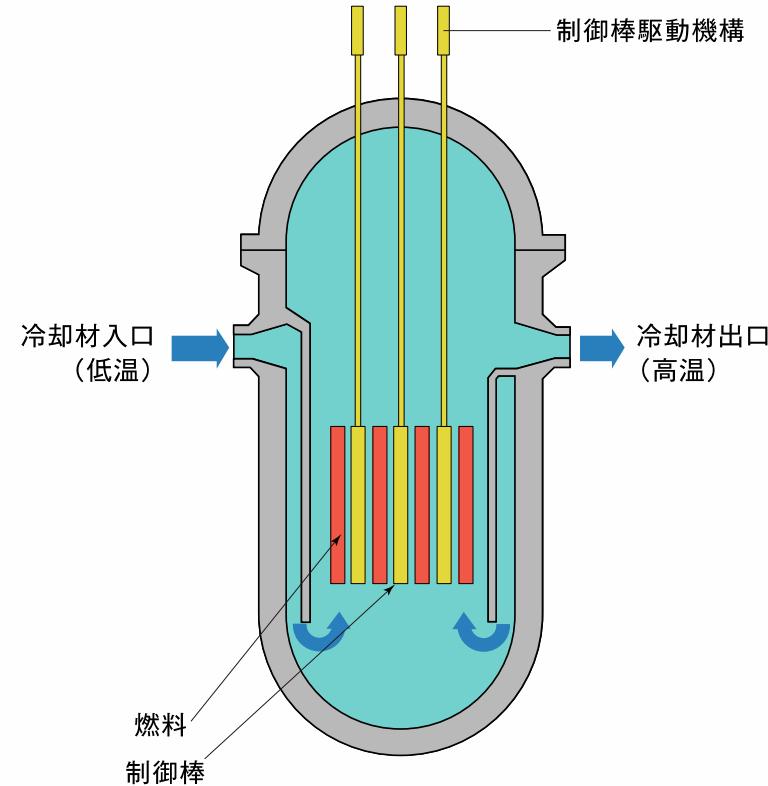
原子力分野における応力腐食割れ

原子炉圧力容器断面

沸騰水型原子炉 (BWR)



加圧水型原子炉 (PWR)



【3】出典：原子力・エネルギー図面集

水環境：BWR；溶存酸素0.1~0.2 ppm, pH 5.5 (280 °C)

PWR；溶存酸素は殆ど存在しない, 水素の加圧, アルカリ

原子力プラントにおける割れの発生しやすい位置

BWR：再循環ループのバイパス管，緊急時炉心スプレイ系
水の滞留部や構造のすき間部

PWR：蒸気発生器二次系のインコネルもしくはステンレス鋼伝熱細管

割れの発生要因

材 料：溶接の熱影響部（HAZ）で炭化物が結晶粒界に析出

応 力：残留応力，応力集中，起動停止などによる応力サイクル，振動

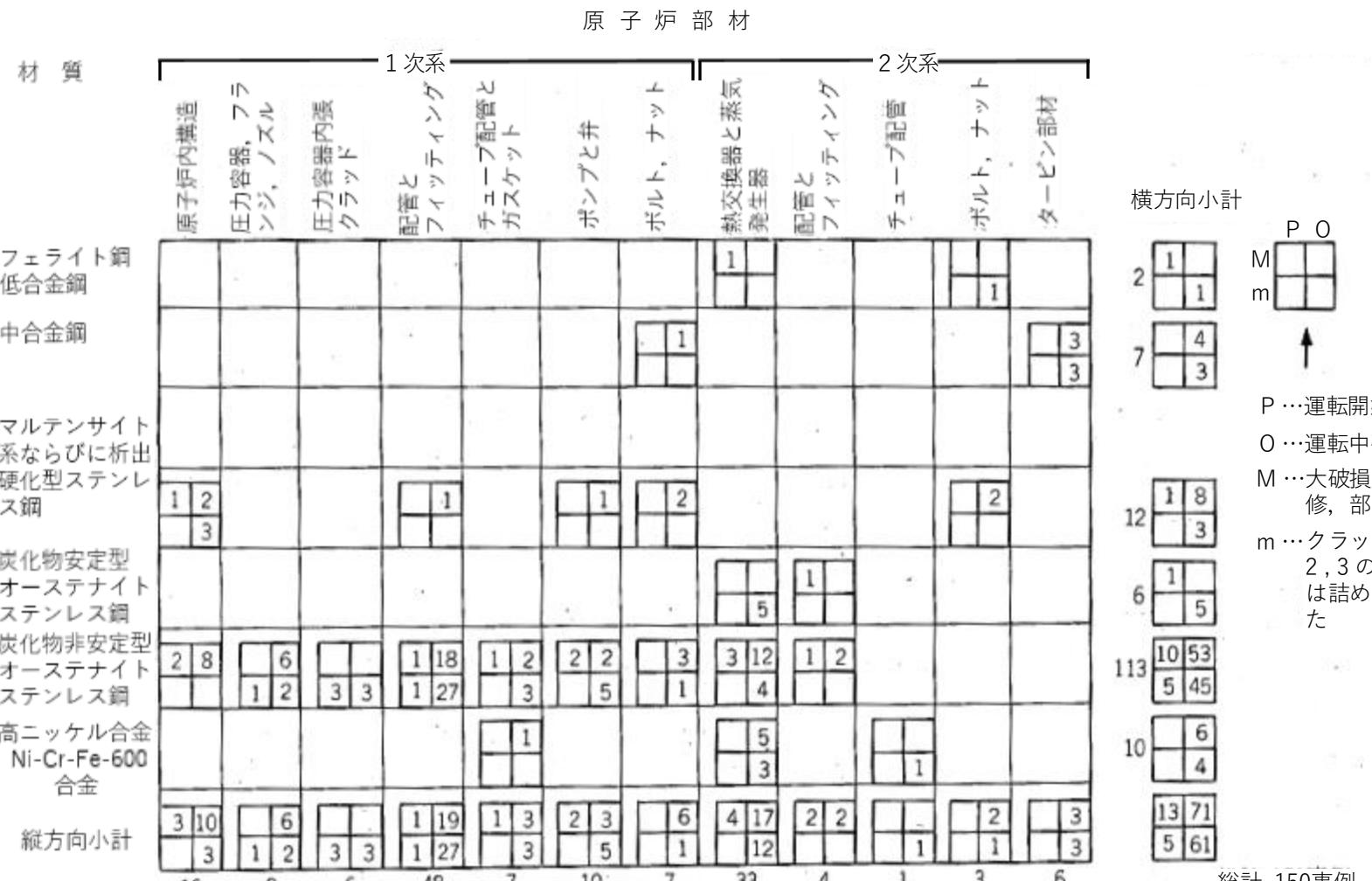
第2表 アメリカにおける SCC 事故の運転年数ごとの推移^③ (1件の事故とは1種類の合金について一時期に1カ所以上の SCC を発生したことと定義. 燃料被覆材は含まない)

期 間	沸 蒸 水 型 炉			加 壓 水 型 炉			そ の 他		
	SCC発生 事故数		原子炉数 (N ₁)	SCC発生 事故数		原子炉数 (N ₂)	SCC発生 事故数		原子炉数 (N ₁)
	(N ₁)	(N ₂)	N ₁ /N ₂	(N ₁)	(N ₂)	N ₁ /N ₂	(N ₁)	(N ₂)	N ₁ /N ₂
運転開始前	2	17*	0.12	2	14	0.14	5	17	0.30
0-1	1	17	0.06	4	14	0.29	8	17	0.47
1-2	3	14	0.22	3	12	0.25	3	17	0.18
2-3	4	12	0.33	2	11	0.18	3	15	0.20
3-4	3	9	0.33	1	9	0.11	1	12	0.08
4-5	2	7	0.29	1	8	0.13	4	9	0.44
5-6	1	7	0.14	1	8	0.13	3	9	0.33
6-7	4	6	0.67	0	7	0.00	0	8	0.00
7-8	2	4	0.50	1	6	0.17	0	8	0.00
8-9	3	4	0.75	0	6	0.00	0	8	0.00
9-10	0	4	0.00	0	6	0.00	0	5	0.00
10-11	0	3	0.00	0	4	0.00	0	5	0.00
11-12	1	2	0.50	0	4	0.00	0	4	0.00
12-13	1	1	1.00	0	4	0.00	0	4	0.00
13-14	0	1	0.00	0	2	0.00	1	4	0.25
14-15				0	2	0.00	0	3	0.00
15-16				0	1	0.00	0	3	0.00

原子炉数は左欄の期間運転された実績をもつ原子炉の総数として定義.

*運転開始前の原子炉数には最初の1年間の運転期間までを含めてある.

【4】Used with permission of AMPP GLOBAL CENTER, INC, from DISTRIBUTION AND FREQUENCY OF STRESS CORROSION IN NUCLEAR SYSTEMS, STAEHLE, R. W., NATIONAL ASSOCIATION OF CORROSION ENGINEERS., CREUSOTLOIRE (FIRM), UNITED STATES., INTERNATIONAL CONFERENCE ON STRESS CORROSION CRACK, 1977; permission conveyed through Copyright Clearance Center, Inc.

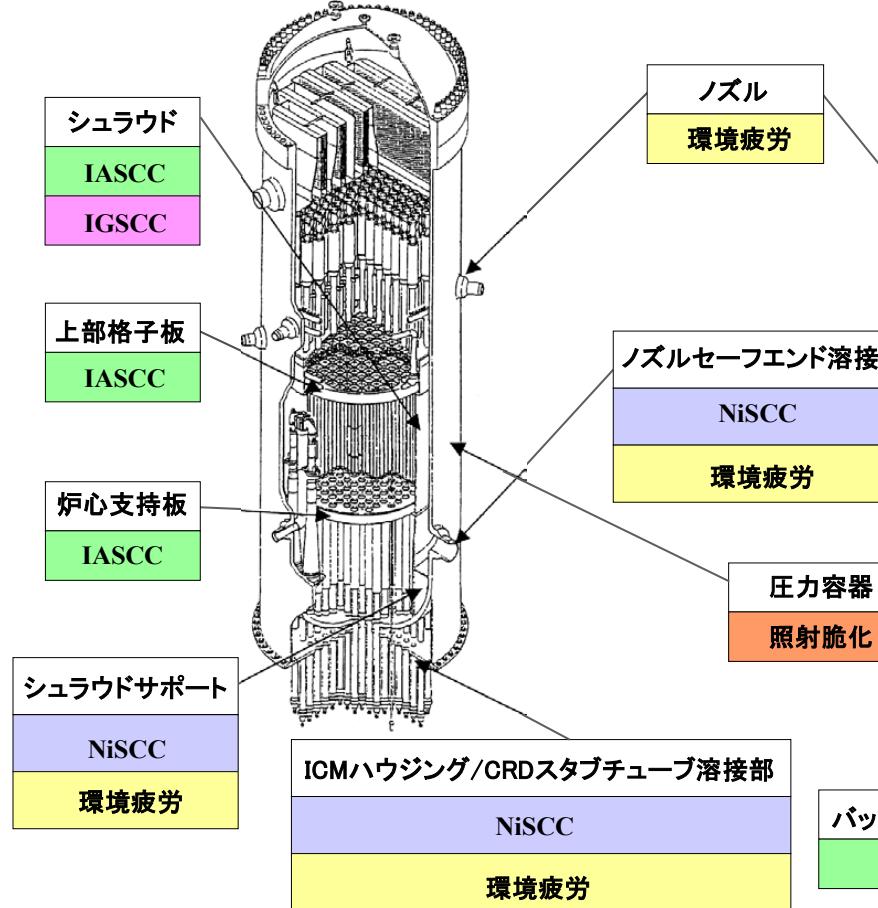


たとえば蒸気発生器におけるように数個所の洩れが同時に起こった場合は1つの事故とみなすが
数個所で配管の洩れが起こった場合は通常別々の事故として扱う。

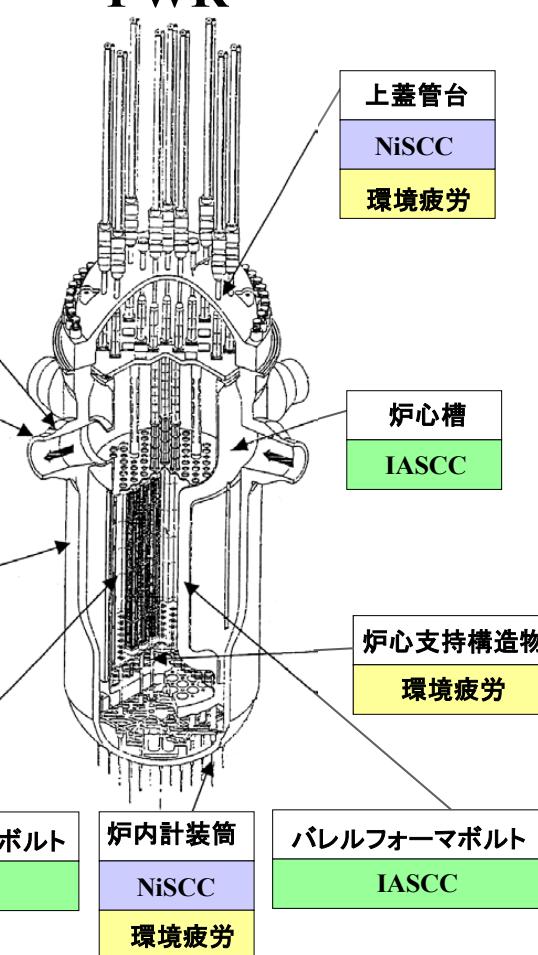
第1図 材質、部材および運転年数の関数として示したアメリカにおける原子炉の SCC 事例の分布

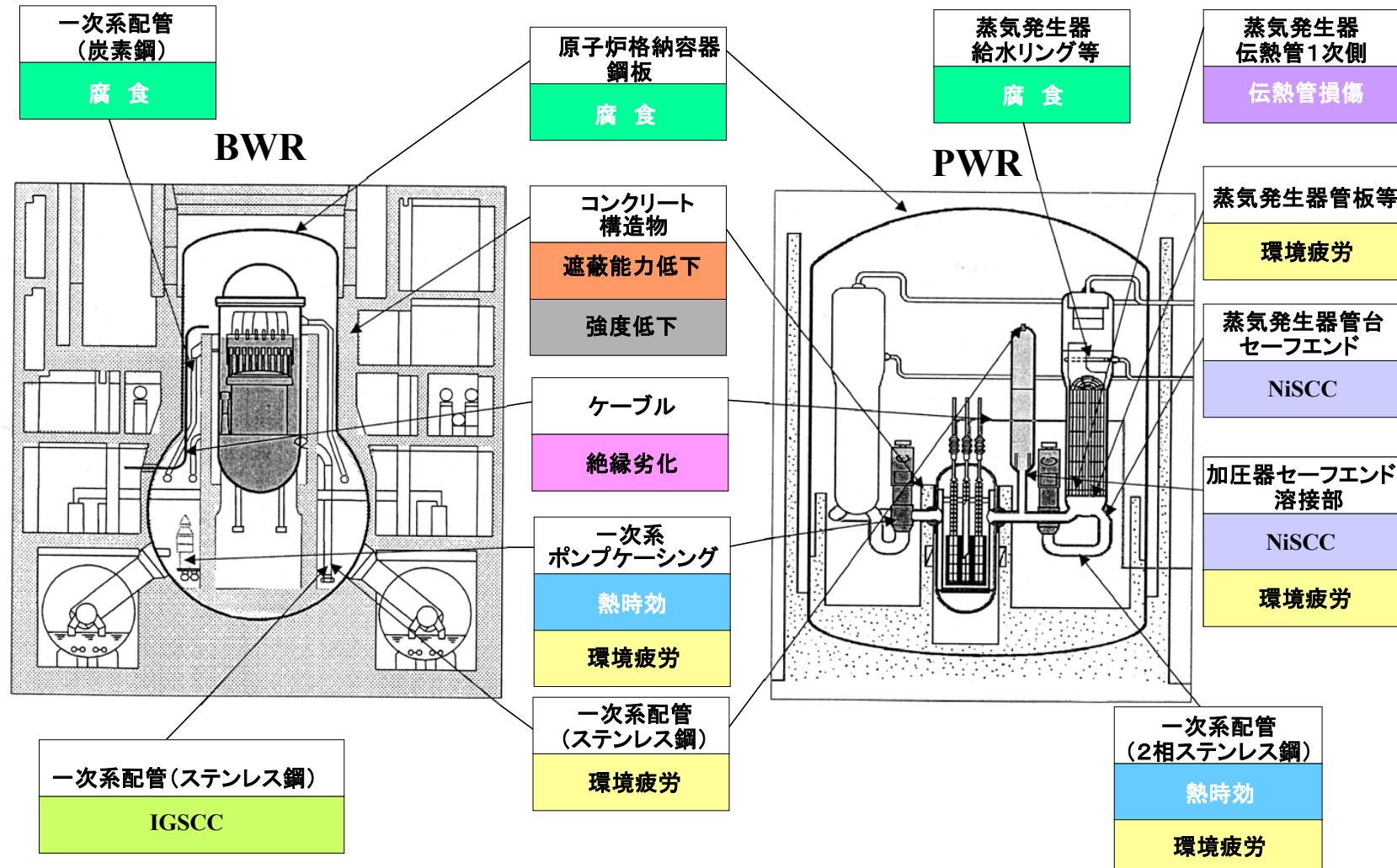
【5】 Used with permission of AMPP GLOBAL CENTER, INC, from DISTRIBUTION AND FREQUENCY OF STRESS CORROSION IN NUCLEAR SYSTEMS, STAHL, R. W., NATIONAL ASSOCIATION OF CORROSION ENGINEERS., CREUSOTLOIRE (FIRM), UNITED STATES., INTERNATIONAL CONFERENCE ON STRESS CORROSION CRACK, 1977; permission conveyed through Copyright Clearance Center, Inc.

BWR



PWR





応力腐食割れの事例（BWR）

場所	部位	材質	事象	対策
炉心	制御棒ハンドル/シース	Type 304/316L	照射すき間腐食/IASCC	設計改善
	中性子計測管	Type 304	照射すき間腐食/IASCC	設計改善
原子炉圧力容器/ 炉内	シュラウド・ヘッド・ボルト	Alloy 600	すき間IGSCC	材料・設計改善
	アクセス・ホール・カバー	Alloy 600/182	すき間IGSCC	材料・設計改善
	ジェット・ポンプ・ビーム	Alloy X-750	IGSCC	材料・設計改善
	中性子計測ハウジング	Type 304	IGSCC	取替え・予防保全
	制御棒駆動機構スタブ	Alloy 182	IGSCC	取替え・予防保全
	シュラウド	Type 304/304L/316L	IGSCC	取替え・補修・予防保全・製法改
一次系	再循環ループ等配管	Type 304/316(NG)	IGSCC	材料・応力改善 (加工・溶接改善)
	制御棒駆動機構駆動水配管	Type 304	塩化物TGSCC	材料・応力改善

応力腐食割れ事例：軽水炉型発電炉JPDR (I とII)

JPDR(Japan Power Demonstration Reactor)とは

旧日本原子力研究所東海研究所の動力試験炉

仕様：

沸騰水型：ゼネラル・エレクトリック製

熱出力 45 MW (電気出力 12.5 MW) 後に熱出力 90 MW, 冷却方式が強制循環式に改良

設置目的：

原子力発電の建設ならびに運転, 保守に関して実際の経験を取得

各種試験, 実験を実施して動力用原子炉の特性を理解

国産燃料の照射試験, 国産部品の特性試験と寿命試験を通じて軽水炉型動力炉の国産化に貢献

1963年10月 日本で初めて原子力による発電に成功

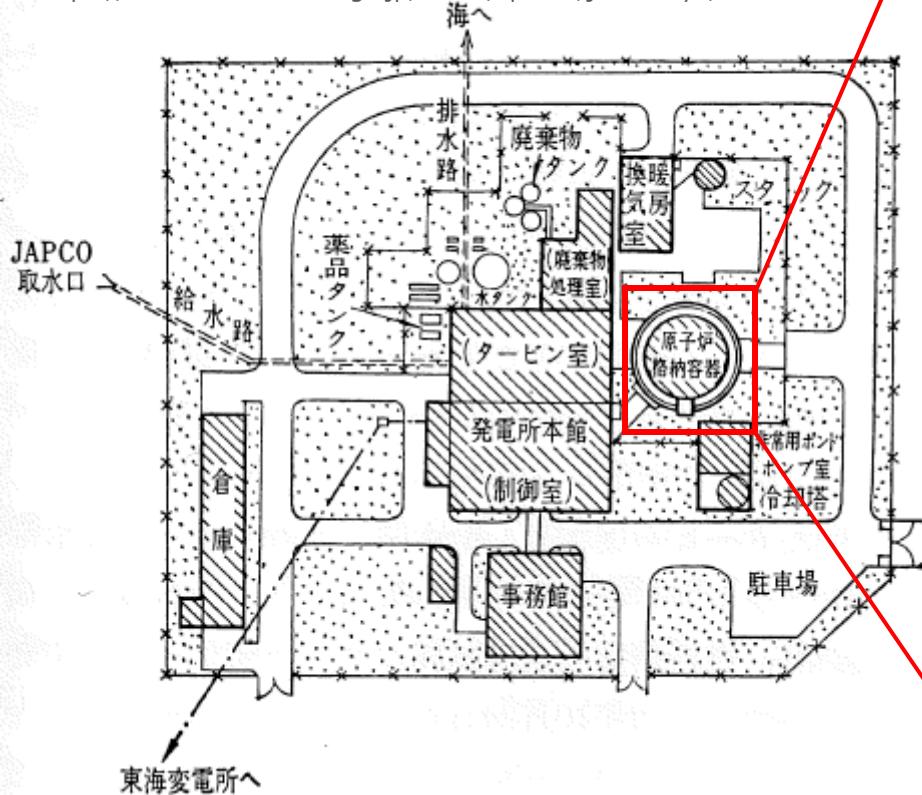
1976年3月18日 運転終了

1986年から1996年3月31日にかけて解体

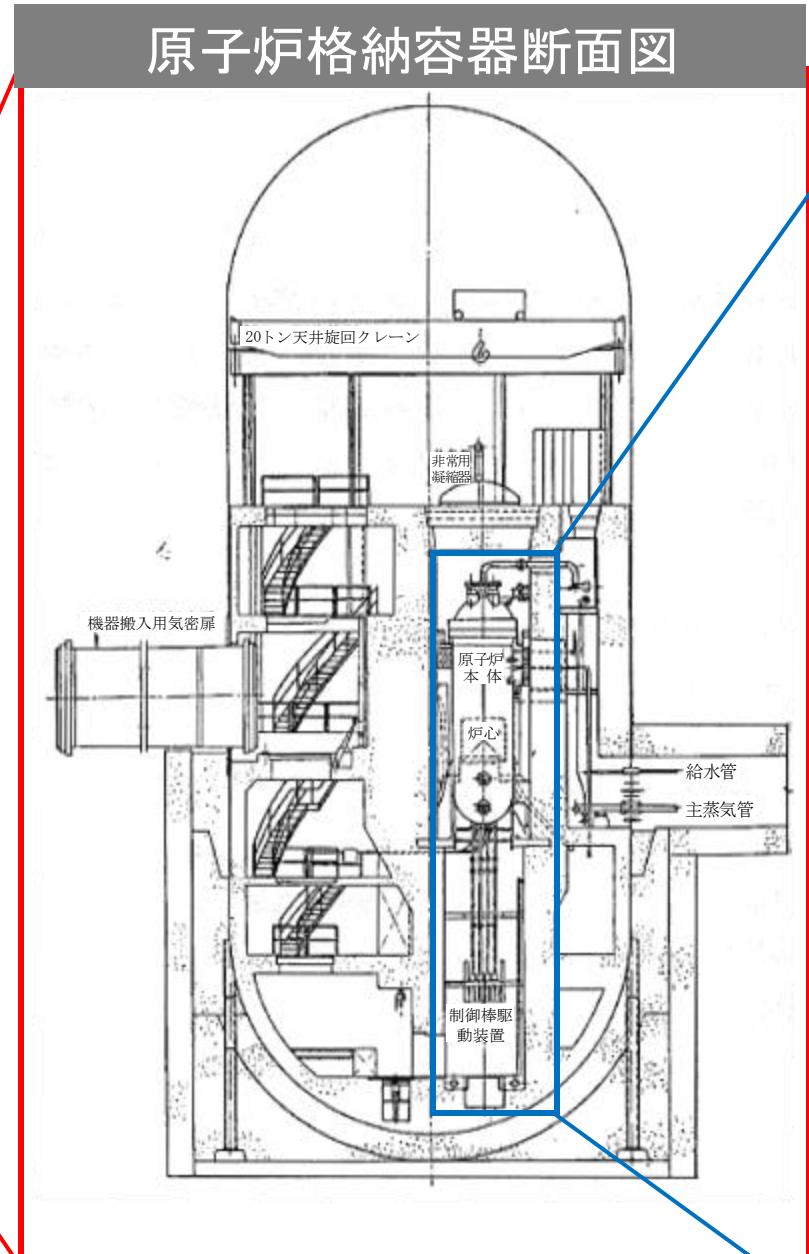
商業炉の廃炉に向けた知見



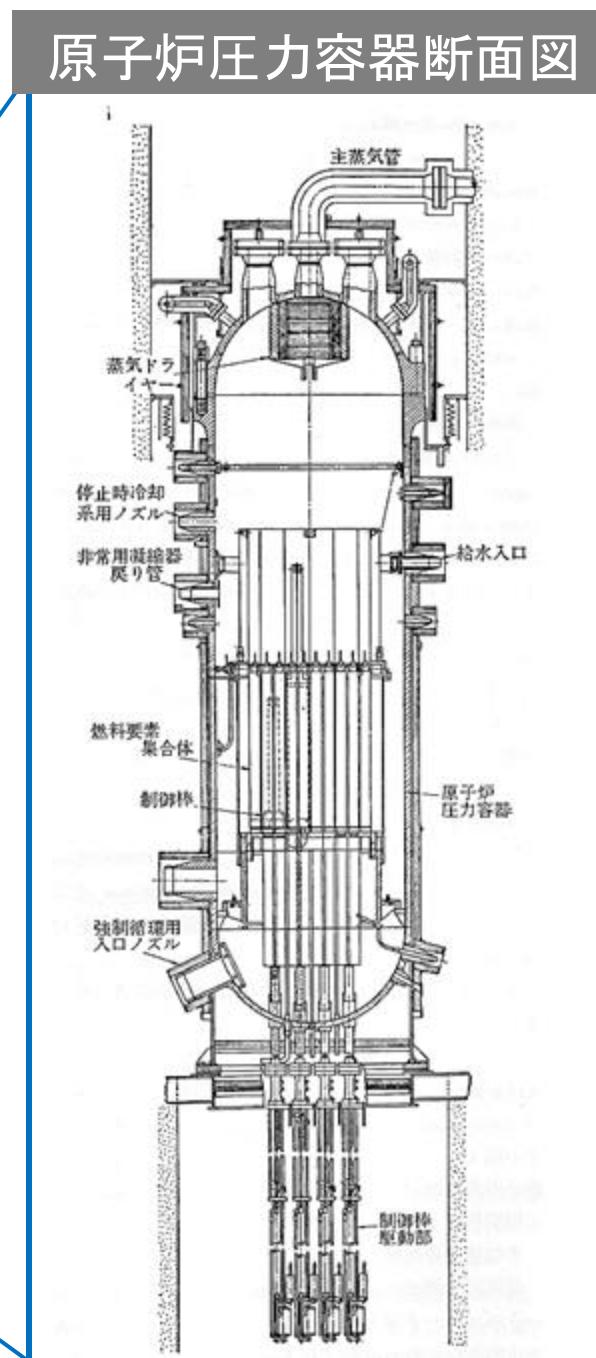
【9】出典：資源エネルギー庁ウェブサイト
(<https://www.enecho.meti.go.jp/about/special/johoteikyo/hairo.html>)



【10】出典：原研十年史，日本原子力研究所，1966，
提供：日本原子力研究開発機構



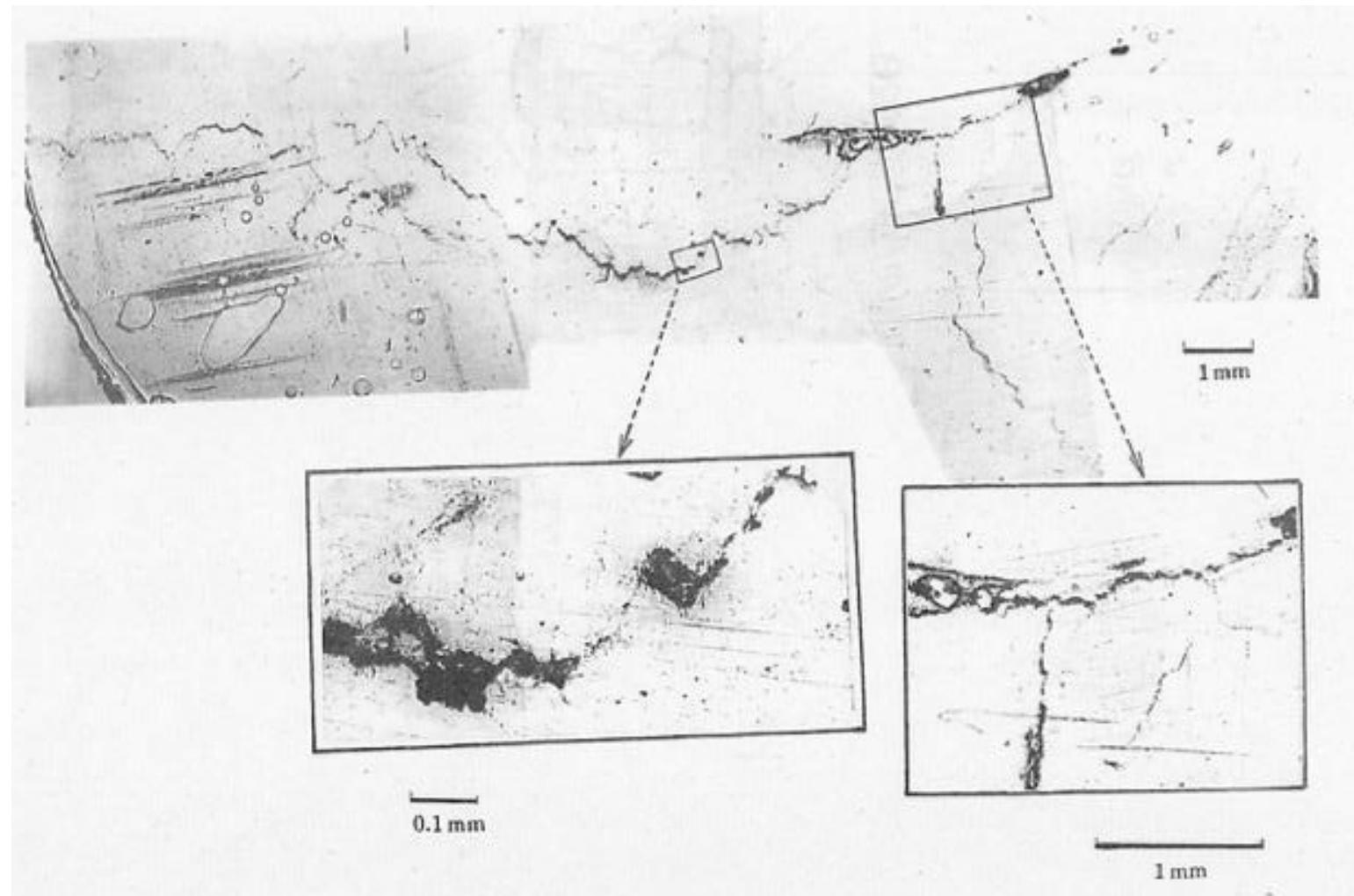
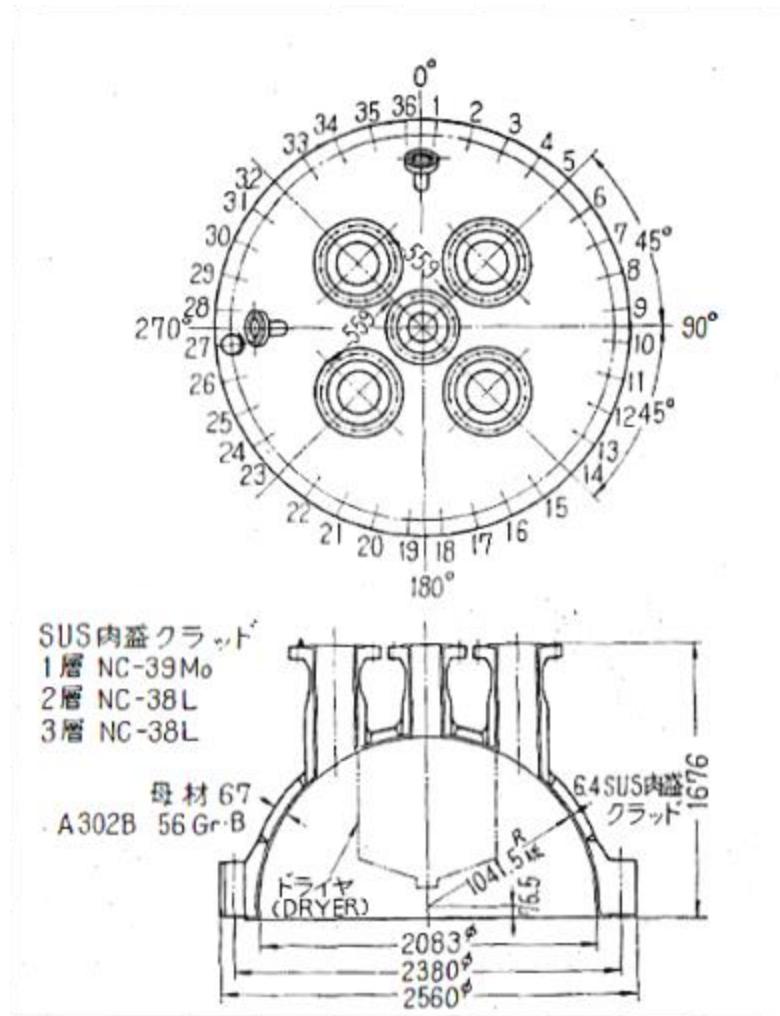
(上) 【11】(右) 【12】出典：原研十年史，日本原子力研究所，1966，提供：日本原子力研究開発機構



原子炉圧力容器断面図

JPDR Iにおける割れの歴史

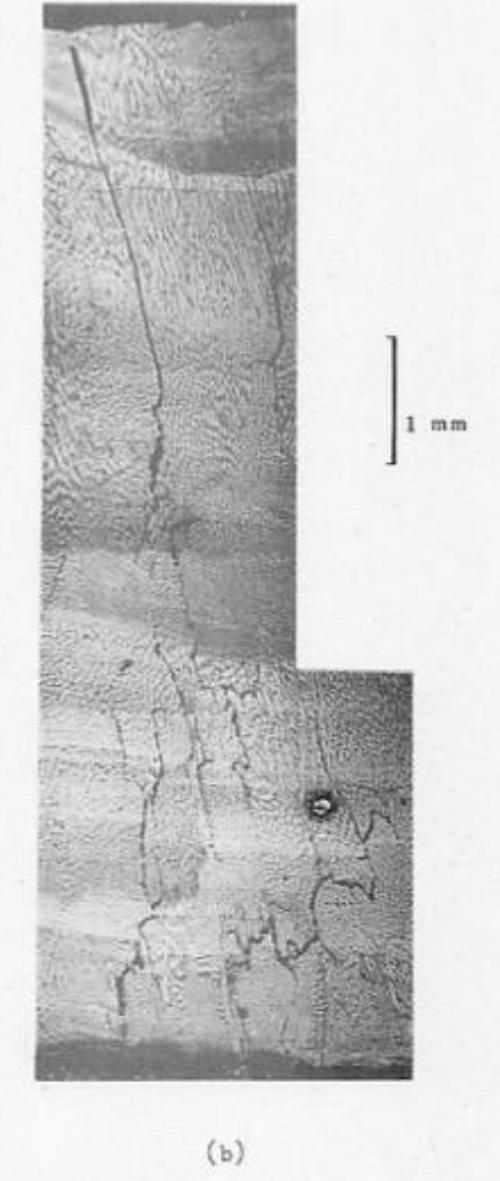
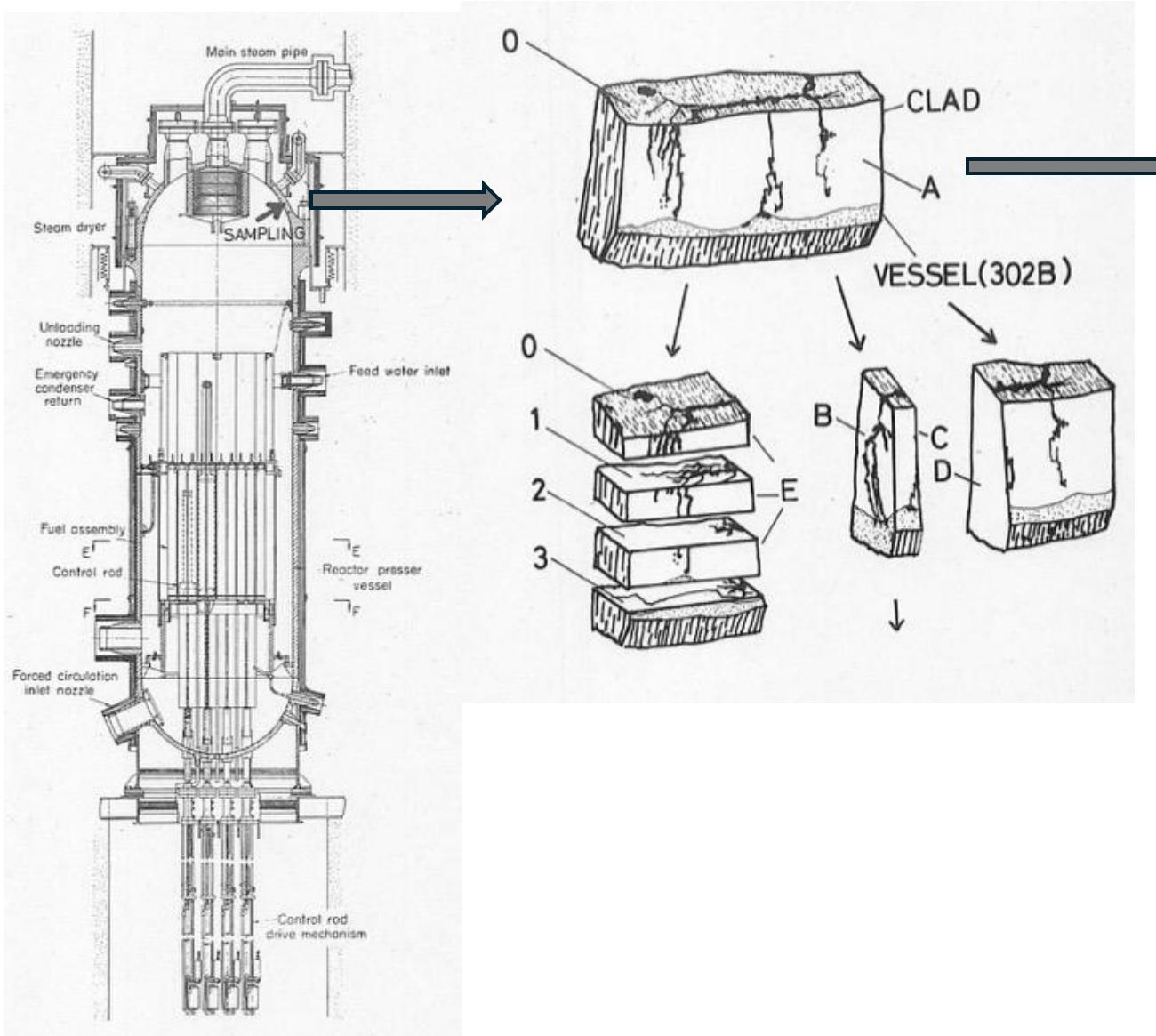
1965年5月第1回定期検査で圧力容器上釜内面ステンレス肉盛溶接部で広範囲にヘアークラックが発見



(左) 【13】出典：川崎正之, JPDR圧力容器クラッドのヘア・クラックの調査とその対策, 原子力工業 第13巻 12号, p35 図1, 日刊工業新聞社発行

(右) 【14】出典：JAERI-memo 3480, JPDR圧力容器のクラッドの亀裂に関する材料学的検討, 1; 金属組織について, 1969, Fig2

JPDR I に発生した割れ



(左) 【15】出典：JAERI-memo 3480, JPDR圧力容器のクラッドの亀裂に関する材料学的検討, 1; 金属組織について, 1969, Fig1

(中央) 【16】出典：JAERI-memo 3480, JPDR圧力容器のクラッドの亀裂に関する材料学的検討, 1; 金属組織について, 1969, Fig3

(右) 【17】出典：JAERI-memo 3480, JPDR圧力容器のクラッドの亀裂に関する材料学的検討, 1; 金属組織について, 1969, Fig9

JPDR I に発生した割れ

圧力容器内面クラッドの施工法：

胴部は機械溶接

ノズル等が多く複雑な構造の上釜は手溶接

環境：高純度水， 塩化物イオン濃度 ppb程度， 酸素レベル（蒸気部）約35 ppm

ヘアークラック：

手溶接部のみで発生

平均的長さ5~10 mm, 最長25 mm

発生箇所 200カ所

粒界割れ

金属組織：

機械溶接部；フェライト量 7.5 ~10 %

手溶接部；フェライト量 2.5~7.5 %, Cr/NiSUS304より低い

対策：

工場で手溶接クラッド部を除去，新たに肉盛溶接を施工，

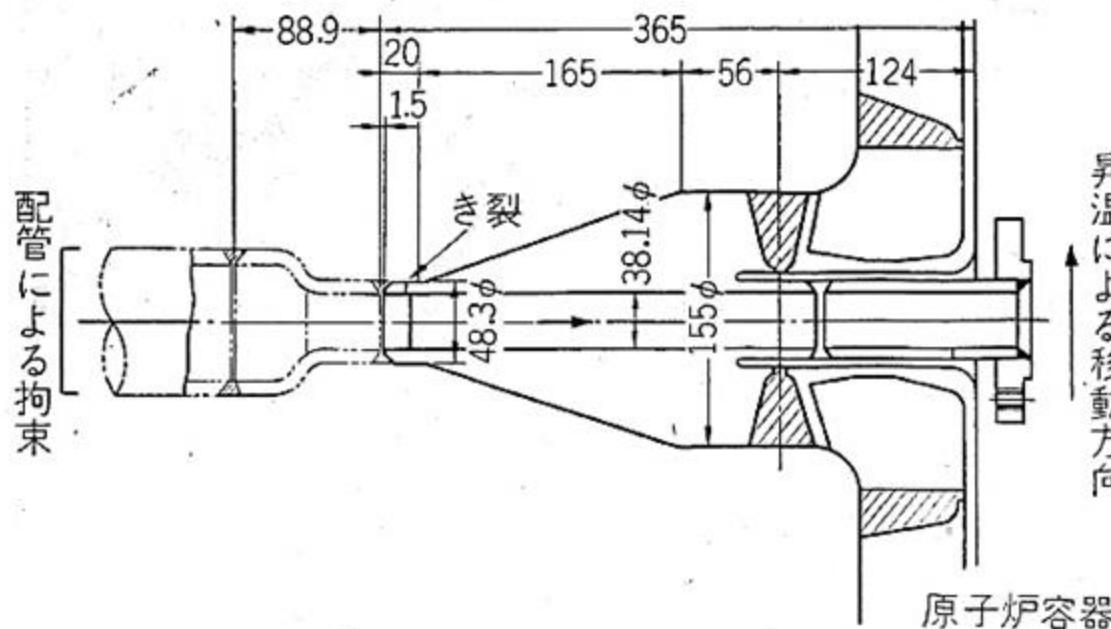
補修後に各種検査で手溶接部と機械溶接部が同程度の材質を確認

以降の定期点検でクラッドに新たな割れ（ヘアークラック）は確認できず

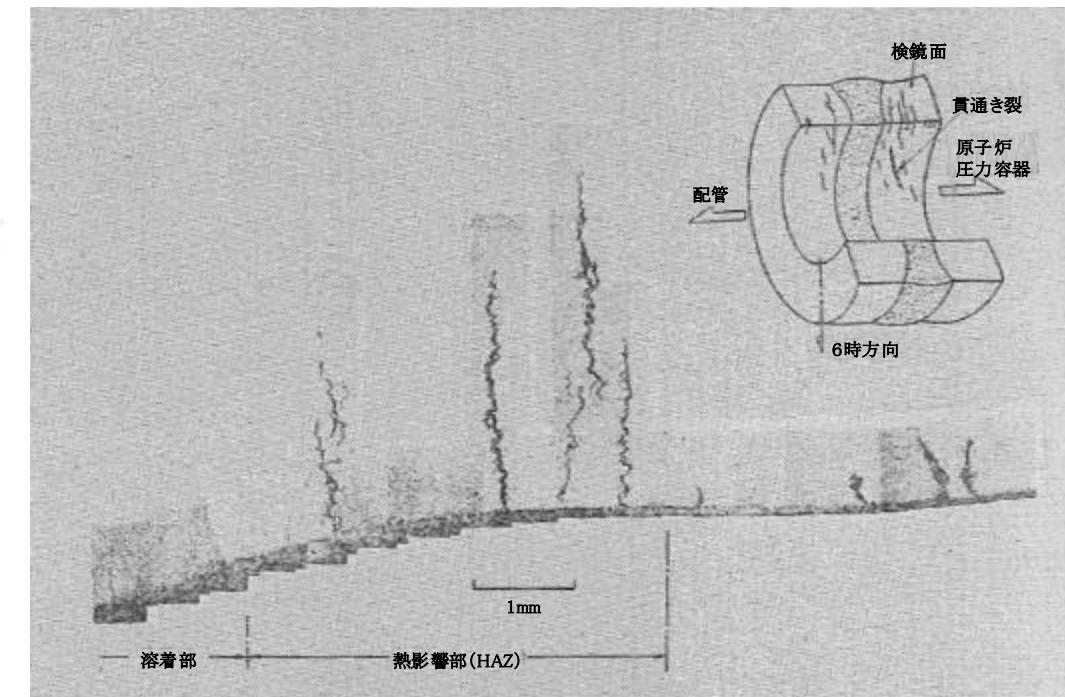
JPDR II に発生した割れ

1972年8月 JPDR-IIに改造工事が完了し、出力上昇試験を実施中に圧力容器炉心スプレイ系ノズル、セーフエンド（ステンレス鋼製）から原子炉冷却水の漏洩
初臨界からの累積運転時間は約15,000時間

炉心スプレイ系ノズル、セーフエンドの構造
とSCCが発生した位置と発生した応力



炉心スプレイ系ノズル、セーフエンドに発生したSCC



【18】出典：近藤達男, 原子力工業における事例と対策 軽水炉, 金属材料 第13巻 11号, p65 第2図, 日刊工業新聞社発行

【19】出典：近藤達男, 原子力工業における事例と対策 軽水炉, 金属材料 第13巻 11号, p64 写真1, 日刊工業新聞社発行

JPDR II に発生した割れ

応力：溶接残留応力 20 kg/mm^2 , 1次応力 24.0 kg/mm^2 と 2次応力 10.3 kg/mm^2

材料：SUS304鋼相当材

引張強さ約 68 kg/mm^2 , 降伏応力 36 kg/mm^2

溶接部で溶接金属から 6 から 8 mm の範囲で鋭敏化

現場溶接で, 溶接後熱処理は未実施

溶接部のフェライト量： $1.7 \sim 8.6 \%$

ビッカース硬さ： 200 HV 程度

環境：炉水温度 277°C

運転中の溶存酸素濃度 $0.1 \sim 0.4 \text{ ppm}$

塩化物イオン濃度 0.1 ppm 以下に制御（最大値 0.67 ppm ），高温運転中に数時間超過

発生原因：降伏応力近傍もしくは超える応力条件, 溶接による鋭敏化, 溶存酸素を含む高温水

グラインダー仕上げ跡の付近に割れが発生



表面仕上げによる引張残留応力
歪み誘起マルテンサイト変態

JPDR の貢献

SCCの三要因 それを可能な限り改善する

材料の低炭素化のみではSCCの発生を防ぎきれない

非破壊検査研究

商業用軽水炉の運転、検査に貢献

原子力発電プラントの応力腐食割れ

BWRのSCC発生の例

東京電力（株）福島第二原子力発電所3号機のシュラウド

下部リング材料：JIS G4304, SUS 316L

使用条件(原子炉定格運転時)

中性子照射量：約 $1.3 \times 10^{22} \text{ n / m}^2$ ($E > 1 \text{ MeV}$)

温度：約 288°C

圧力：約 70 kg / cm^2 (約 6.9 MPa)

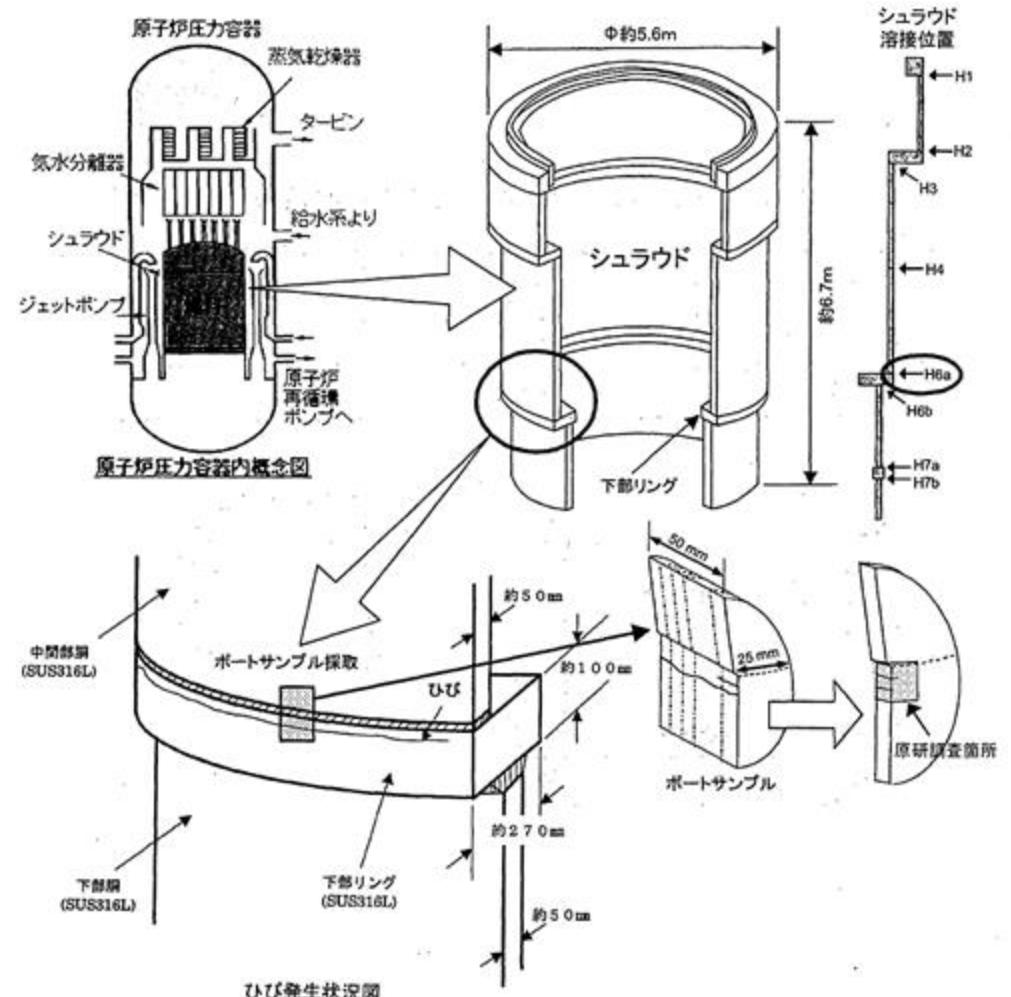
炉水溶存酸素濃度：約 250 ppb

運転開始日：1985年 6月 1日

定格負荷相当年数 (EFPY)：11.8年

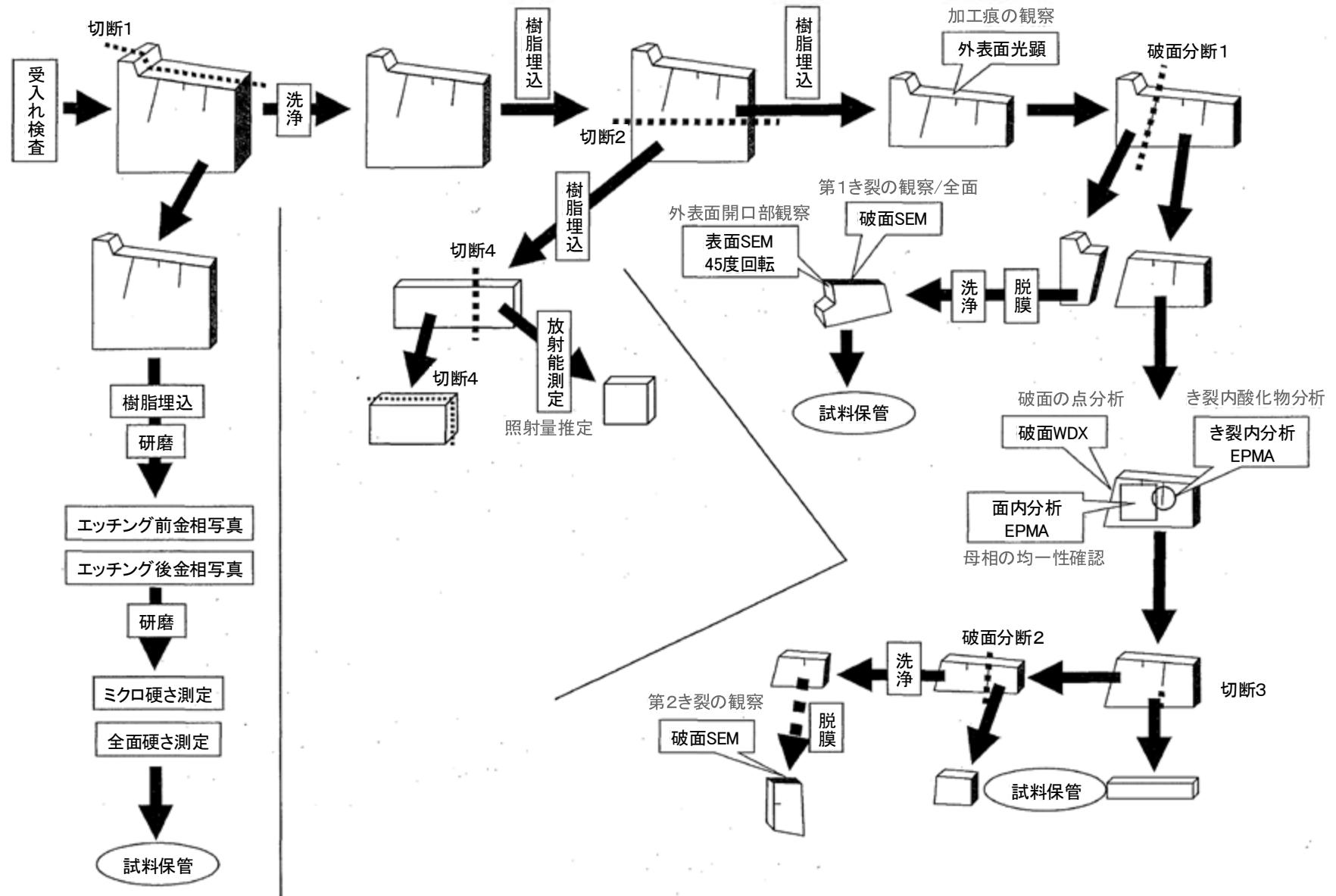
サンプル： $16.35 \times 12.75 \times 9.15 \text{ (mm)}$, 16.992 (g)

総線量当量率 $200 \mu\text{Sv/h}$

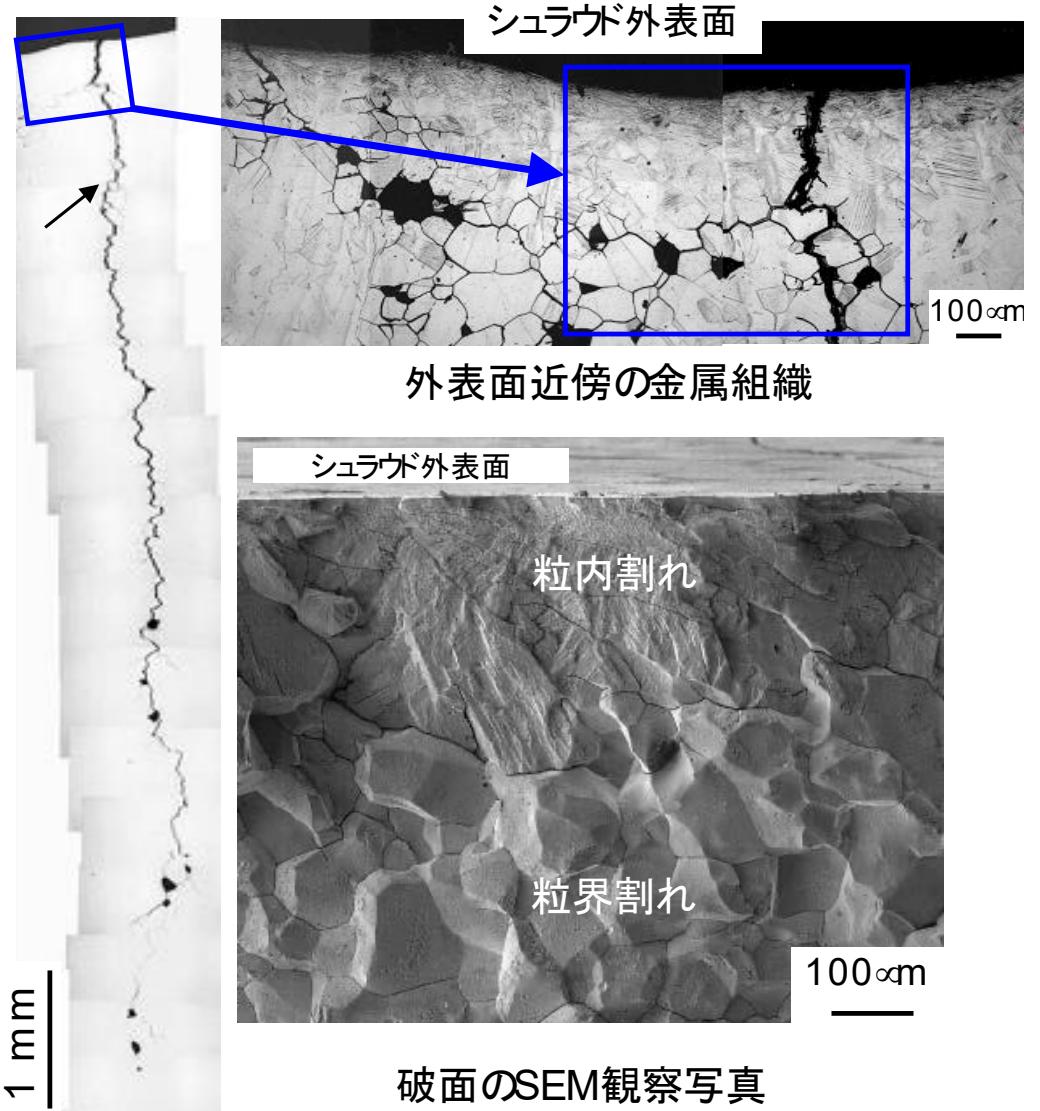
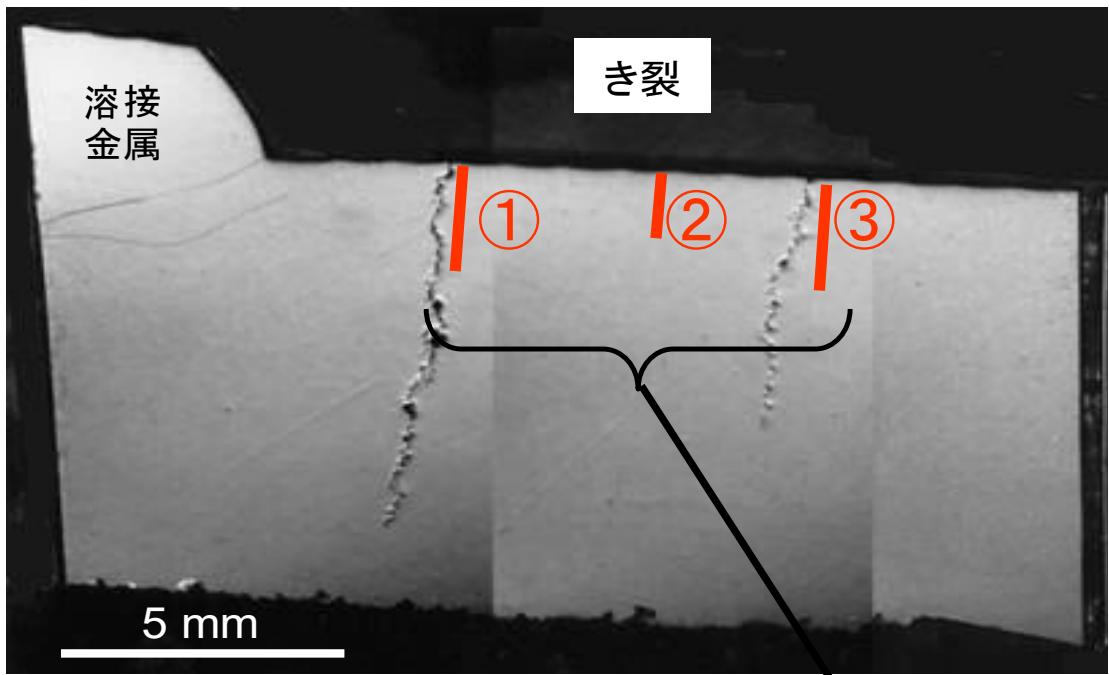


【20】出典：JAERI-Tech 2004-044, 福島第二原子力発電所3号機シュラウドサンプル(2F3-H6a)に関する調査報告書(受託調査), 2004.5, 図2.1.1

調査の流れ



[21] 出典：JAERI-Tech 2004-044, 福島第二原子力発電所3号機シュラウドサンプル(2F3-H6a)に関する調査報告書(受託調査), 2004.5, 図2.3.1



(左) 【22】出典：JAERI-Tech 2004-044, 福島第二原子力発電所3号機シュラウドサンプル(2F3-H6a)に関する調査報告書(受託研究), 2004.5, 図3.1.3

(中央) 【23】出典：JAERI-Tech 2004-044, 福島第二原子力発電所3号機シュラウドサンプル(2F3-H6a)に関する調査報告書(受託研究), 2004.5, 図3.2.2

(右上) 【24】出典：JAERI-Tech 2004-044, 福島第二原子力発電所3号機シュラウドサンプル(2F3-H6a)に関する調査報告書(受託研究), 2004.5, 図3.2.4

(右下) 【25】出典：JAERI-Tech 2004-044, 福島第二原子力発電所3号機シュラウドサンプル(2F3-H6a)に関する調査報告書(受託研究), 2004.5, 図3.3.7

BWRのSCC発生の例

東京電力（株）福島第1原子力発電所4号機のシュラウド

シュラウド材料:SUS 304L(圧延材)(0.025%C, 18.55%Cr, 10.15%Ni)

使用条件(原子炉定格運転時):

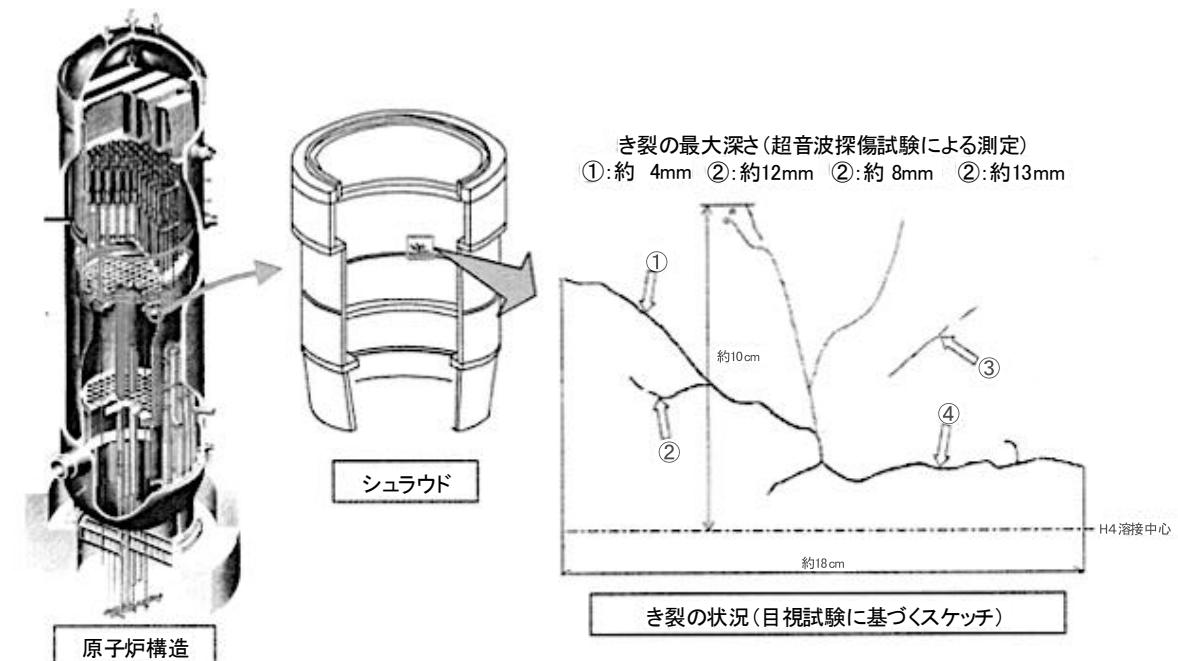
温度: 286°C

炉水溶存酸素濃度:200~250 ppb程度

照射量:約 1.3×10^{25} n/m² (E>1MeV)

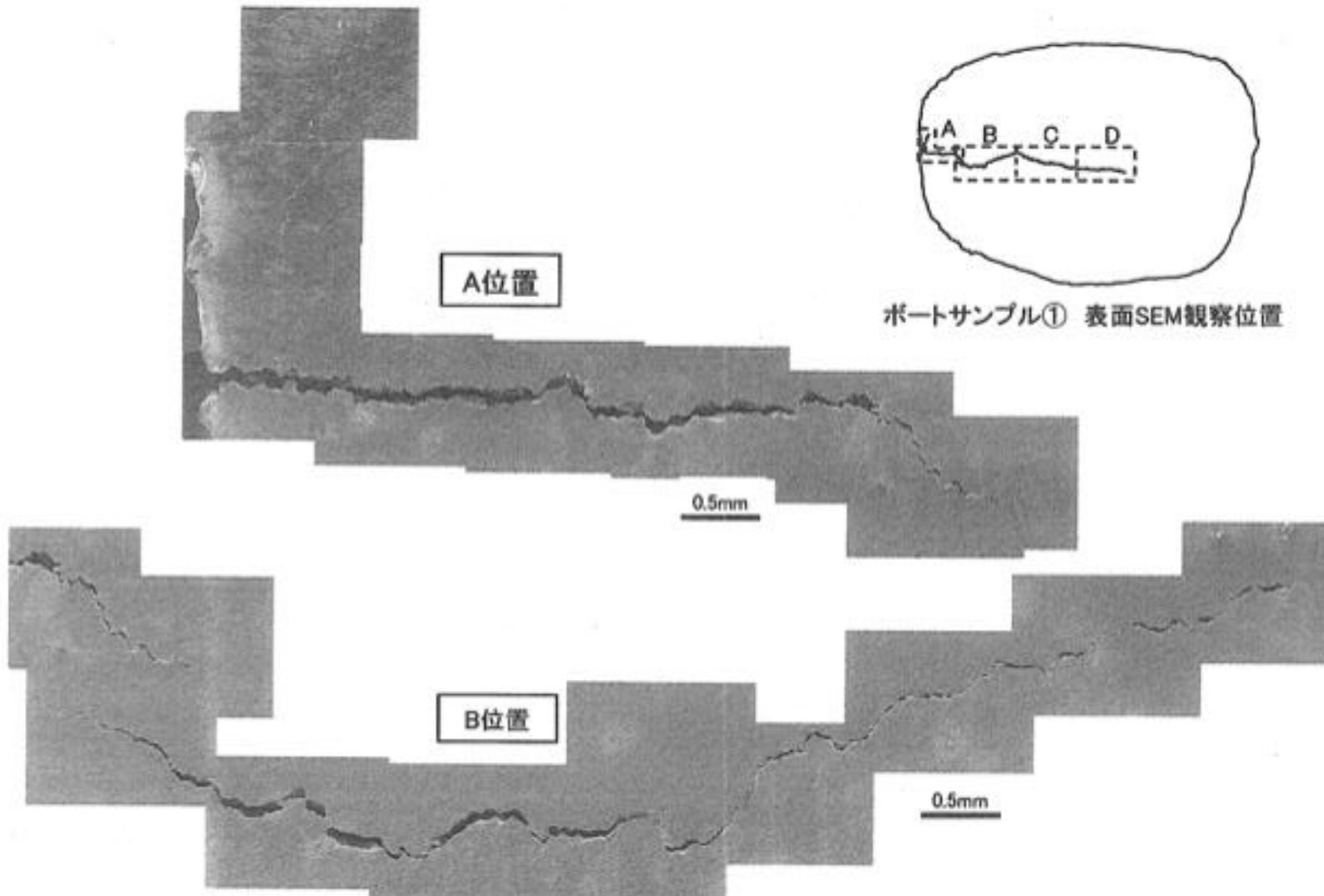
運転開始時期: 1978年10月12日

定格負荷相当年数 (EFPY): 18.4年



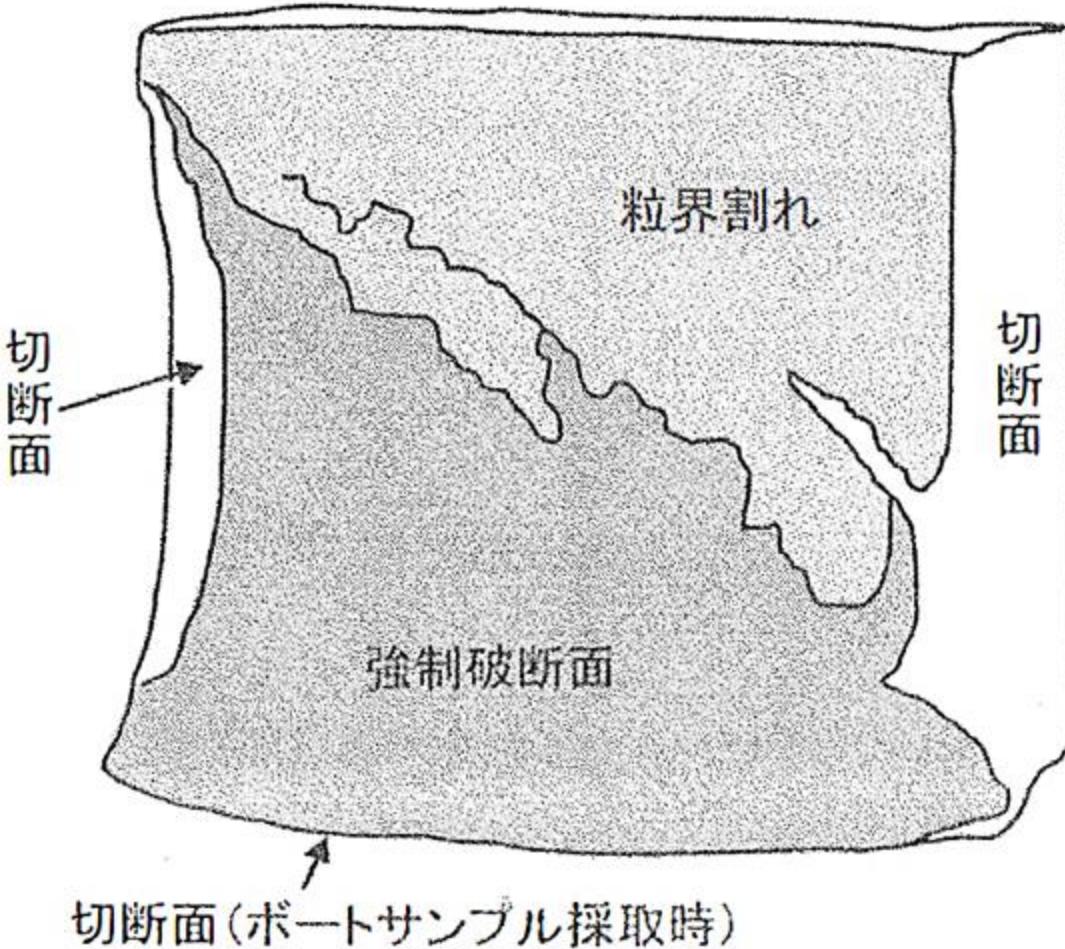
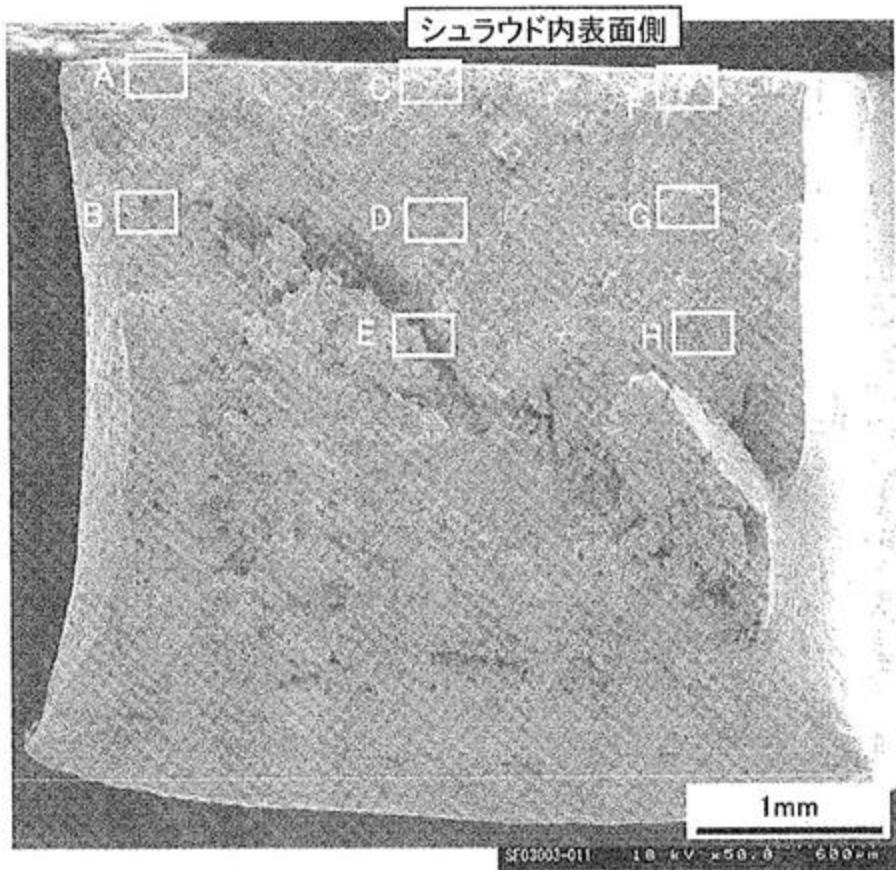
【26】出典: JAERI-Tech 2004-004, 福島第一原子力発電所4号機シュラウドサンプル(1F4-H4)に関する調査報告書(受託研究), 2004.2, 図2.1.1

BWRのSCC発生の例



【27】出典：JAERI-Tech 2004-004, 福島第一原子力発電所4号機シラウドサンプル(1F4-H4)に関する調査報告書(受託研究), 2004.2, 図3.1.2

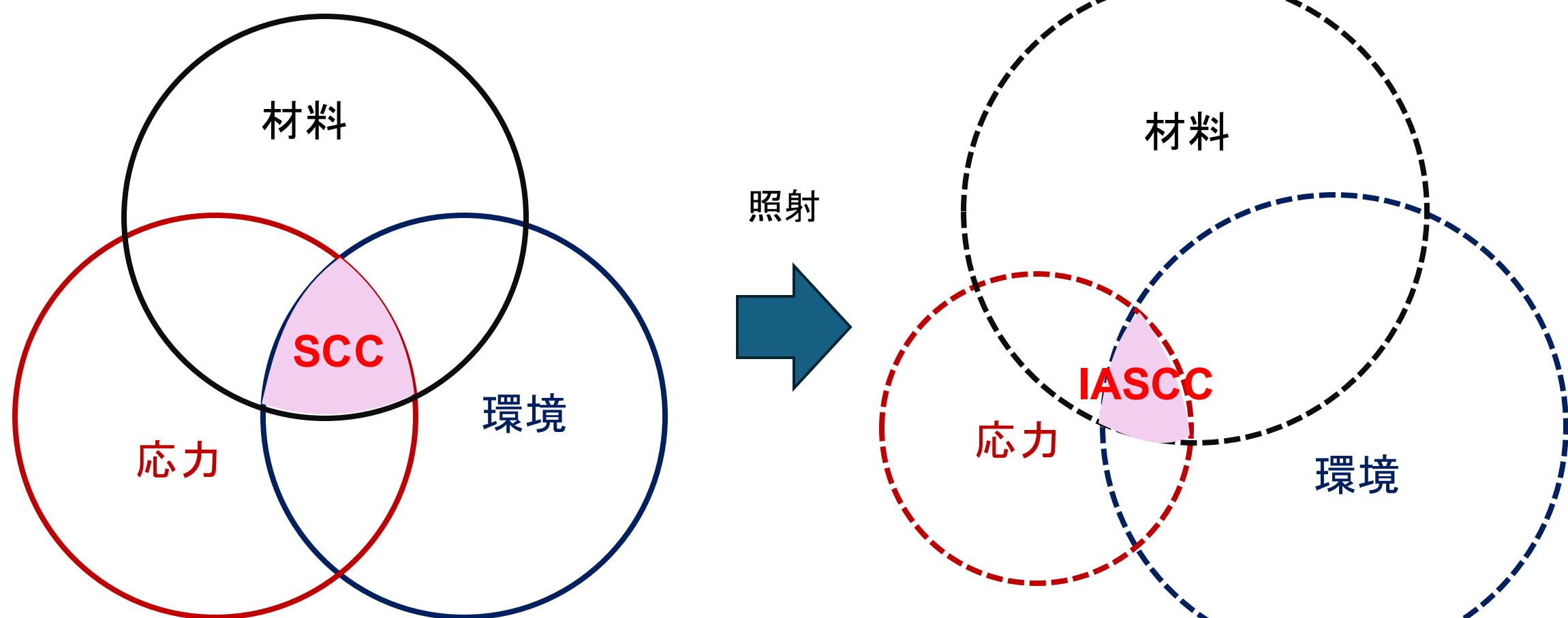
BWRのSCC発生の例



【28】出典：JAERI-Tech 2004-004, 福島第一原子力発電所4号機シュラウドサンプル(1F4-H4)に関する調査報告書(受託研究), 2004.2, 図3.2.9

応力腐食割れへの照射の影響

照射誘起応力腐食割れ : IASCC

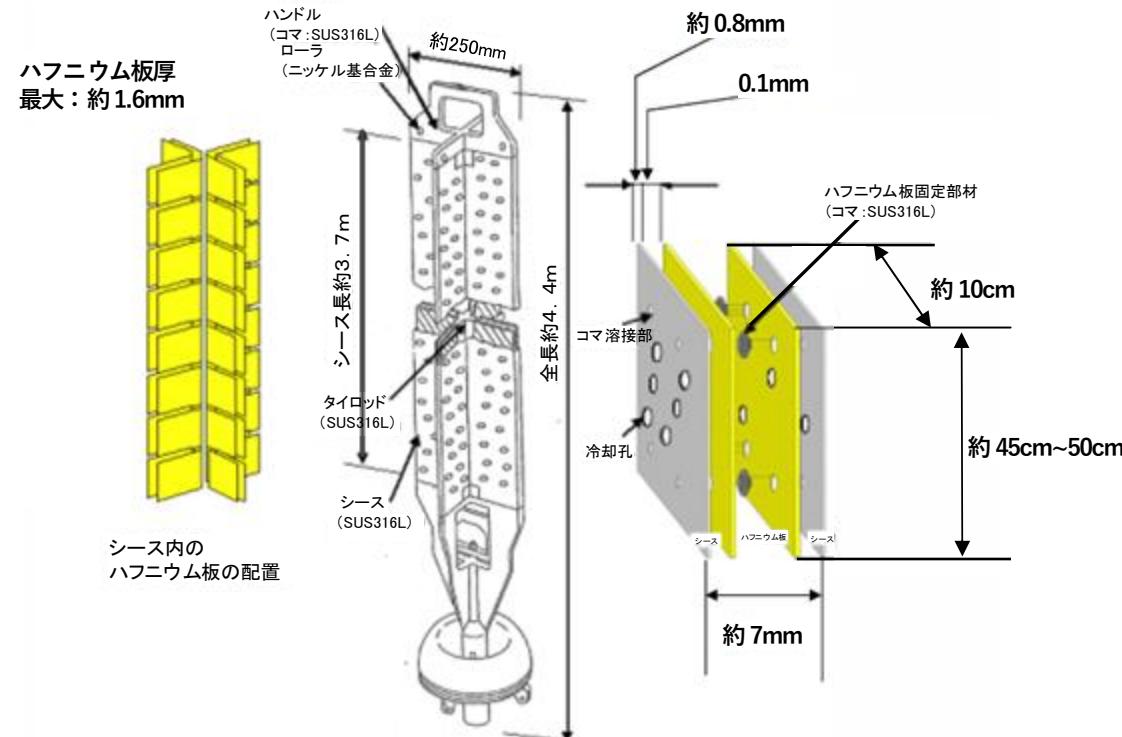


材料と環境 : 影響が大きくなる
応力 : 影響が小さくなる

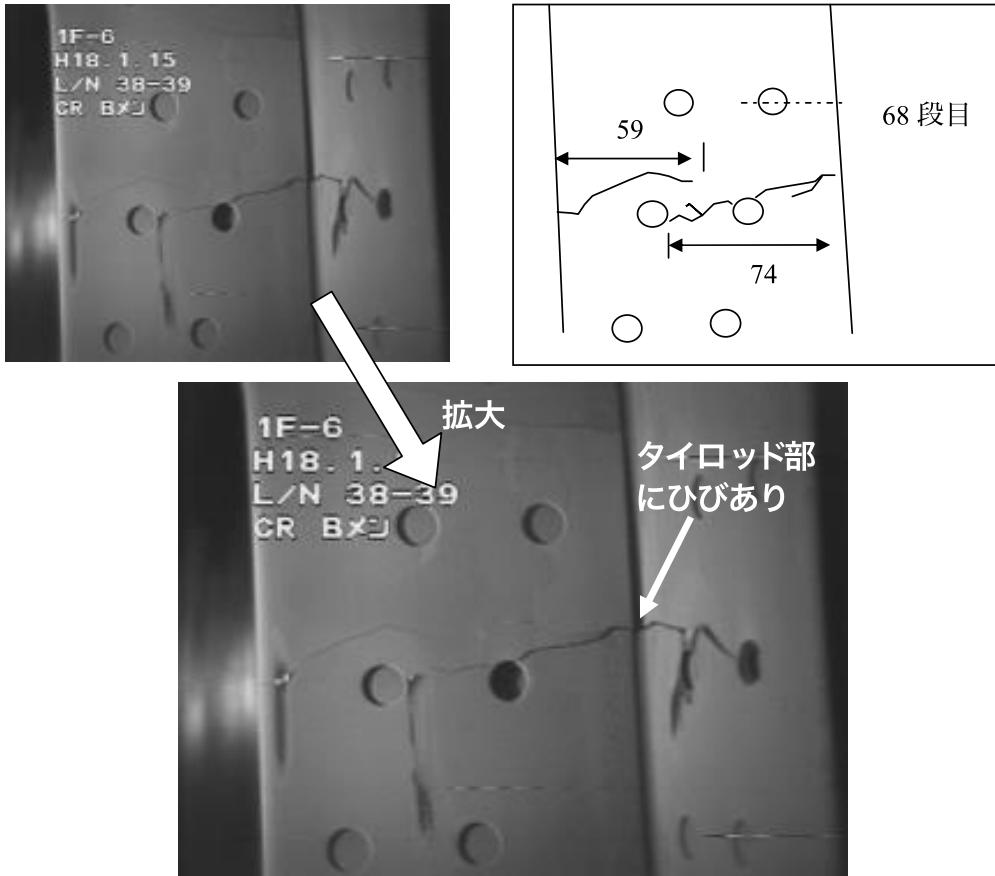
IASCC(BWR)の発生例

シースの材料：SUS316L

破損部の中性子照射量 : $4.4 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$ 以上



【図1】 ハフニウム板型制御棒の構造



福島第一原子力発電所 6号機の例（制御棒シリアルナンバー 99-022 :装荷位置 38-39）
部位：制御棒下側から68段目の冷却孔付近（シース下端から3443mm上）

【29】出典：原子力規制委員会アーカイブ検索システム
(<https://www.da.nra.go.jp/detail/NRA093211699>)

【30】出典：原子力規制委員会アーカイブ検索システム
(<https://www.dl.nra.go.jp/detail/NRA093211699>)

SCCの対策まとめ

材料 : 錐敏化の防止, 加工層の除去

低炭素ステンレス鋼

Nb添加Ni基合金

表面研磨

耐食材料肉盛

溶体化処理

応力 : 引張残留応力の低減

IHSI (Induction Heating Stress Improvement)

溶体化処理

ピーニング (レーザー, 粒子, 水など)

研磨

環境 : 緩和

冷却水純度の向上

水素注入による溶存酸素濃度の低減

貴金属注入

湿度管理

受講 お疲れ様でした

出典一覧

No.	ライセンス	出典情報
【1】	‡	一般社団法人 日本高圧力技術協会,圧力技術, 44巻3号, 2006, P130-142
【2】	‡	一般社団法人 日本高圧力技術協会,圧力技術, 44巻3号, 2006, P130-142
【3】	‡	原子力・エネルギー図面集
【4】	‡	Used with permission of AMPP GLOBAL CENTER, INC, from DISTRIBUTION AND FREQUENCY OF STRESS CORROSION IN NUCLEAR SYSTEMS, STAEHLE, R. W.,, NATIONAL ASSOCIATION OF CORROSION ENGINEERS., CREUSOTLOIRE (FIRM), UNITED STATES., INTERNATIONAL CONFERENCE ON STRESS CORROSION CRACK, 1977; permission conveyed through Copyright Clearance Center, Inc.
【5】	‡	Used with permission of AMPP GLOBAL CENTER, INC, from DISTRIBUTION AND FREQUENCY OF STRESS CORROSION IN NUCLEAR SYSTEMS, STAEHLE, R. W.,, NATIONAL ASSOCIATION OF CORROSION ENGINEERS., CREUSOTLOIRE (FIRM), UNITED STATES., INTERNATIONAL CONFERENCE ON STRESS CORROSION CRACK, 1977; permission conveyed through Copyright Clearance Center, Inc.
【6】	‡	加治 芳行「軽水炉材料の長期使用の観点からの SCC 研究」日本原子力学会材料部会 材料部会報 2019.年3月号 http://www.aesj.or.jp/~material/MSTD-AES/NuclMaterLett/letters2019_03.pdf
【7】	‡	加治 芳行「軽水炉材料の長期使用の観点からの SCC 研究」日本原子力学会材料部会 材料部会報 2019.年3月号 http://www.aesj.or.jp/~material/MSTD-AES/NuclMaterLett/letters2019_03.pdf
【8】	‡	金田 潤也「BWR プラントにおける SCC 事例と対策」日本原子力学会材料部会 材料部会報 2019.年3月号をもとに作成 http://www.aesj.or.jp/~material/MSTD-AES/NuclMaterLett/letters2019_03.pdf
【9】	‡	資源エネルギー庁ウェブサイト (https://www.enecho.meti.go.jp/about/special/johoteikyo/hairo.html)

出典一覧

No.	ライセンス	出典情報
【10】	‡	原研十年史, 日本原子力研究所, 1966, 提供: 日本原子力研究開発機構
【11】	‡	原研十年史, 日本原子力研究所, 1966, 提供: 日本原子力研究開発機構
【12】	‡	原研十年史, 日本原子力研究所, 1966, 提供: 日本原子力研究開発機構
【13】	‡	川崎正之, JPDR圧力容器クラッドのヘア・クラックの調査とその対策, 原子力工業 第13巻 12号, p35 図1, 日刊工業新聞社発行
【14】	‡	JAERI-memo 3480, JPDR圧力容器のクラッドの亀裂に関する材料学的検討, 1; 金属組織について, 1969, Fig2
【15】	‡	JAERI-memo 3480, JPDR圧力容器のクラッドの亀裂に関する材料学的検討, 1; 金属組織について, 1969, Fig1
【16】	‡	JAERI-memo 3480, JPDR圧力容器のクラッドの亀裂に関する材料学的検討, 1; 金属組織について, 1969, Fig3
【17】	‡	JAERI-memo 3480, JPDR圧力容器のクラッドの亀裂に関する材料学的検討, 1; 金属組織について, 1969, Fig9
【18】	‡	近藤達男, 原子力工業における事例と対策 軽水炉, 金属材料 第13巻 11号, p65 第2図, 日刊工業新聞社発行
【19】	‡	近藤達男, 原子力工業における事例と対策 軽水炉, 金属材料 第13巻 11号, p64 写真1, 日刊工業新聞社発行

出典一覧

No.	ライセンス	出典情報
【20】	‡	JAERI-Tech 2004-004, 福島第一原子力発電所4号機シュラウドサンプル(1F4-H4)に関する調査報告書(受託研究), 2004.5, 図2.1.1
【21】	‡	JAERI-Tech 2004-044, 福島第二原子力発電所3号機シュラウドサンプル(2F3-H6a)に関する調査報告書(受託調査), 2004.5, 図2.3.1
【22】	‡	JAERI-Tech 2004-044, 福島第二原子力発電所3号機シュラウドサンプル(2F3-H6a)に関する調査報告書(受託研究), 2004.5, 図3.1.3
【23】	‡	JAERI-Tech 2004-044, 福島第二原子力発電所3号機シュラウドサンプル(2F3-H6a)に関する調査報告書(受託研究), 2004.5, 図3.2.2
【24】	‡	JAERI-Tech 2004-044, 福島第二原子力発電所3号機シュラウドサンプル(2F3-H6a)に関する調査報告書(受託研究), 2004.5, 図3.2.4
【25】	‡	JAERI-Tech 2004-044, 福島第二原子力発電所3号機シュラウドサンプル(2F3-H6a)に関する調査報告書(受託研究), 2004.5, 図3.3.7
【26】	‡	JAERI-Tech 2004-004, 福島第一原子力発電所4号機シュラウドサンプル(1F4-H4)に関する調査報告書(受託研究), 2004.2, 図2.1.1
【27】	‡	JAERI-Tech 2004-004, 福島第一原子力発電所4号機シュラウドサンプル(1F4-H4)に関する調査報告書(受託研究), 2004.2, 図3.1.2
【28】	‡	JAERI-Tech 2004-004, 福島第一原子力発電所4号機シュラウドサンプル(1F4-H4)に関する調査報告書(受託研究), 2004.2, 図3.2.9
【29】	‡	原子力規制委員会アーカイブ検索システム (https://www.da.nra.go.jp/detail/NRA093211699)

出典一覧

No.	ライセンス	出典情報
【30】	‡	原子力規制委員会アーカイブ検索システム (https://www.da.nra.go.jp/detail/NRA093211699)