

原子力（材料編）*

片山 義紀**, 峯村 敏幸**



片山 義紀



峯村 敏幸

Nuclear Power (Materials)*

by KATAYAMA Yoshinori**, MINEMURA Toshiyuki**

キーワード 原子力, ステンレス鋼, ニッケル基合金, 低合金鋼, 照射材, SCC

1. はじめに

原子力発電は、二酸化炭素を排出しないクリーンなエネルギーとして我が国の発電量の約30%を担っていた。しかし、東日本大震災の影響で現在未稼働の状態となっており、再稼働に向けて安全性を確保するために材料に対する期待も大きくなっている。現在、日本で商用稼働しているのは全て軽水炉と呼ばれている形式であり、世界の主流となっている。軽水炉は、沸騰水型原子炉（BWR）と加圧水型原子炉（PWR）に分けられ、いずれも水を減速材に用いた原子炉である。軽水炉は、主に燃料被覆管、制御棒などの炉心材料、原子炉压力容器、炉内構造物などの構造材料、配管およびタービン材料等に分類される。ここでは、軽水炉であるBWRとPWRに使用されている構造材料および配管材料の製造方法、材料特性および溶接性を中心に紹介する。

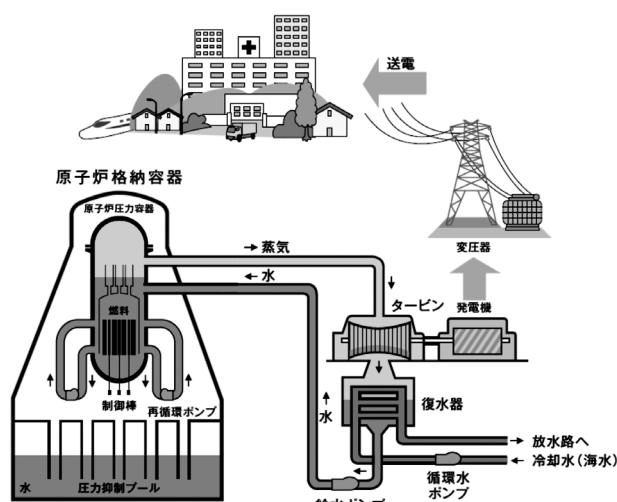


図1 BWR 模式図¹⁾

2. 適用材料と製造プロセス

BWRとPWRの模式図¹⁾を図1, 2に示す。BWRは、原子炉容器の中で直接蒸気をつくり、この蒸気をタービン発電機に導いて発電する。炉心では原子炉冷却材が沸騰しているため、原子炉冷却材の循環には再循環ループを設け、再循環ポンプによって炉心内の冷却材の流量を変え、原子炉出力を制御している。一方、PWRは、原子炉容器内の炉心で高温高圧水をつくり、これを蒸気発生器に導き、蒸気発生器の中で伝熱管の一次系（内側）から二次系（外側）に熱を伝えて二次側に蒸気を発生させ、この蒸気をタービン発電機に送って発電している。

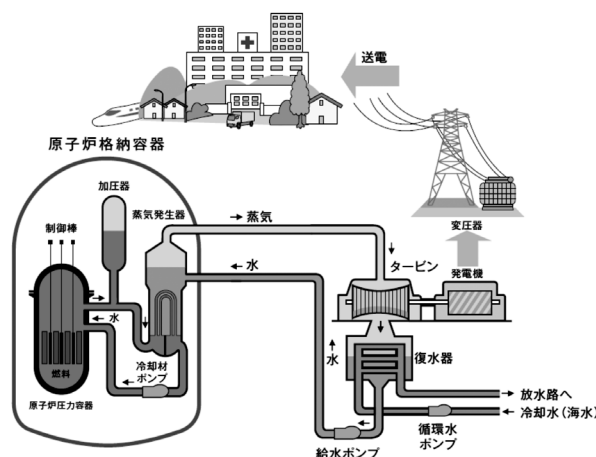


図2 PWR 模式図¹⁾

*原稿受付 平成26年4月25日

**正員 株式会社 東芝 Member, Toshiba Corporation

表1, 2にBWRおよびPWRの主要部品と適用材料を示す。主な材料として圧力容器には低合金鋼、炉内構造物には、ステンレス鋼やNi基合金が使用されている。また、燃料部材にはジルカロイ、配管にはステンレス鋼および炭素鋼が使用されている。

2.1 圧力容器

圧力容器は、圧延鋼板の成形加工やリング鍛造品を溶接して製作する。主な材料として板材ではSQV2A、鍛造品ではSFVQ1A, SFVQ2Aなどの低合金鋼が用いられており、炉水の接する容器内面にはオーステナイト系ステンレスのクラッド肉盛溶接を施している。圧力容器鋼に要求される項目として、中性子照射特性、耐食性および溶接性等が挙げられる。主な製造方法として、真空溶解炉（VIM: Vacuum Induction Melting）で溶解後、鍛造、焼入れ、焼き戻しを行う。大型一体鍛造化が進んでいるが、それでもかなりの溶接部が存在している。圧力容器の照射脆化対策として、照射量の高い位置から溶接部を外している。また、照射脆化を促進する元素であるリン、銅を出来る限り抑制した成分としている。

2.2 炉内構造物

BWRでは、炉内構造物の大部分には低炭素ステンレス鋼である原子力用316、原子力用304が用いられている。

表1 BWRの主要材料

部材	材料名	主要成分	
圧力容器	主容器、蓋	SQV2A SFVQ1A SFVQ2A	板: Fe-Mn-Mo-Ni 鍛造: Fe-Ni-Cr-Mo
	炉内構造物	Type304L	Fe-18Cr-8Ni(0.03C)
		Type316L	Fe-18Cr-8Ni-2Mo(<0.03C)
Alloy600		Ni-15Cr-7Fe	
AlloyX-750		73Ni-15.5Cr-7Fe-2.5Ti	
燃料体	燃料被覆管	ジルカロイ2	Zr-1.5Sn(Fe,Ni,Cr)
	チャンネル	ジルカロイ4	Zr-1.5Sn0.15Fe-0.1Cr
配管	Type304L	Fe-18Cr-8Ni(0.03C)	
	Type316L	Fe-18Cr-8Ni-2Mo(<0.03C)	
	STS410	高压配管用炭素鋼鋼管	

表2 PWRの主要材料

部材	材料名	主要成分	
圧力容器	主容器、蓋	SQV2A SFVQ1A SFVQ2A	板: Fe-Mn-Mo-Ni 鍛造: Fe-Ni-Cr-Mo
	炉内構造物	Type304	Fe-18Cr-8Ni
		Type316(冷間加工材)	Fe-18Cr-8Ni-2Mo
AlloyX-750		Ni-15Cr-7Fe-Ti,Al	
燃料体	燃料被覆管	ジルカロイ4	Zr-1.5Sn(Fe,Ni,Cr)
	蒸気発生器	胴	SA533 Gr.B CL2
管板		SA508 CL3	鍛造, Fe-Ni-Cr-Mo
伝熱管		Alloy600 Alloy690	74Ni-15Cr-10Fe 60Ni-30Cr-9Fe
配管	Type304	Fe-18Cr-8Ni(0.03C)	
	Type316	Fe-18Cr-8Ni-2Mo(<0.03C)	
	STS410/STS480	高压配管用炭素鋼鋼管	

表3 原子力用304, 316の化学成分 (wt%)

	C	Si	Mn	P	S	Ni	Cr	N	C+N
原子力用304	≦0.020	≦0.75	≦2.00	≦0.040	≦0.030	8.00-10.50	18.00-20.00	≦0.12	≦0.13
原子力用316	≦0.020	≦0.75	≦2.00	≦0.040	≦0.030	10.00-14.00	16.00-18.00	≦0.12	≦0.13

原子力用304, 原子力用316は応力腐食割れ（SCC）対策として開発された材料であり、表3に化学成分を示す。圧力容器と隣接しているシュラウドサポートにはAlloy600が、冷却水を炉心に供給する機器であるジェットポンプの一部にはAlloyX-750が適用されている。また、制御棒駆動機構等の一部の部品には、強度と耐食性を備えたXM-19が用いられている。一方、PWRでは、炉心支持板、炉心槽、熱遮蔽体などの構造部材にSUS304が、ボルトにはSUS316冷間加工材、支持ピンにAlloyX-750が使用されている。以下に主な機器の製造プロセスを示す。

炉心シュラウド

燃料支持構造物である炉心シュラウドは直径5m程度のステンレス製円筒胴である。圧延鋼板より曲げ加工にて製作してきたが、溶接継手削減のために大型鍛造リングを採用するケースもある。

制御棒駆動機構／中性子計測案内管

制御棒駆動機構および中性子計測案内管は、長さ約4mのステンレス製円筒部材である。製造方法としては、押出製管機による熱間押し出しによる配管の製造と鍛造丸棒を利用した段付鍛造+中心孔削り出しによる方法がある。段付鍛造部では鍛造不十分な部位が生じ、偏析や結晶粒が粗大化しやすい傾向があるため、偏析抑制のために鍛造前に実施する均質化熱処理条件を最適化する必要がある。

ジェットポンプビーム（改良718合金）

ジェットポンプビームは、図3に示すようにジェットポンプを固定する部品であり、ニッケル基合金のAlloy X-750が使用されている。しかし、Alloy X-750製ジェットポンプビームの損傷事例を踏まえ、より信頼性に優れたビーム材料の開発を目的として検討・評価を実施し、Alloy718をベースに、現状のAlloy X-750に比べ、耐SCC性に優れた改良Alloy718を開発し、米国プラントへ納入している。改良Alloy718（SB-637 Grade 718 Type 2）は、ASME Code Case N-60-5, Material for Core Support Structures, Section III, Division 1として登録されている²⁾。図4にジェットポンプビームの製造プロセス例を示す。

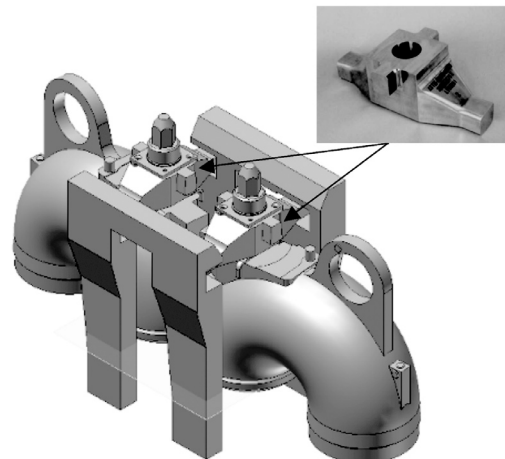


図3 ジェットポンプビーム概略図^{2), 3)}

Nb 添加 600 合金機器

一部の炉内構造物部品には、耐食性に優れた Nb 添加 600 合金を使用している。表 4 に ASME N580-2 の Nb 添加 600 合金の化学成分を示す。Nb 添加 600 合金は Nb 炭化物を粒内に固定させることで粒界の Cr 欠乏層形成を防ぐことを狙った材料である。Nb 添加 600 合金は、均質な材料を得るためには適切な製造条件（鍛造条件、熱処理条件）を確立する必要がある。

2.3 蒸気発生器

PWR の蒸気発生器は、低合金鋼製の耐圧容器内の内部に、Ni 基合金製の伝熱管が挿入されている機器である。これにより原子炉で発生させた熱を一次冷却系（原子炉系）から二次冷却系（タービン系）に伝え、水蒸気でタービンを駆動させる。低合金製の耐圧容器は、加圧された一次冷却水および二次冷却水による強い圧力を受けることから、強靱な低合金鋼が用いられている。伝熱管は、原子炉内で高温に加熱された放射能に触れている一次冷却水から、放射能に触れない二次冷却水へ熱を伝えるものがあり、蒸気を発生させる際の熱交換用鋼管である。従来は Alloy600 が適用されていたが、損傷事例が発生したことにより、高 Cr でより耐食性に優れた Alloy690 が適用されている。さらに熱処理として運転中の耐食性に影響を与える Cr 欠乏層形成を抑制するための均質化熱処理である TT (Thermal Treatment) 処理を施した Alloy690TT 材が用いられている。

3. 材料の特性と溶接性

2 項で述べた軽水炉用構造材料は、溶接が多用されている。ここでは、原子力プラント特有のトピックスとしてオーステナイト系ステンレス鋼、低合金鋼、中性子照射材の溶接について紹介する。

3.1 オーステナイト系ステンレス鋼

BWR プラントの主要構造材として耐食性、靱性、加工性および溶接性に優れた SUS304 が使用されてきた。しかし、1974 年米国ドレスデン原子力発電所 2 号機の配管で粒界割れが発見され、その後の研究成果により材料、応力、環境の三つの要因が重畳した場合に発生する応力腐食割れ (SCC: Stress Corrosion Cracking) が原因であることが分かった。通常 SUS304 では十分に固溶化されていれば SCC は発生しないが、溶接などの熱が加わると固溶化されていた炭素が Cr と結合し、粒界に Cr 炭化物が析出し、その近傍に Cr 欠乏層が形成され、その領域

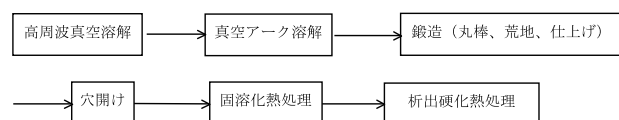


図 4 ジェットポンプビームの製造プロセス例

表 4 Nb 添加 600 合金の化学成分

	C	Si	Mn	P	S	Cu	Ni	Cr	Fe	Nb
ASME N580-2	≤0.050	≤0.50	≤1.00	-	≤0.015	≤0.50	≤72.00	14.0	6.00	1.00
								-17.0	-10.00	-3.00

の耐食性が劣る状態（これを鋭敏化という）になる。溶接残留引張応力が存在すると、Cr 欠乏部位で腐食が起り、さらに水中で酸素や塩素が存在する腐食環境下にあると上述した 3 要因が重畳し、SCC の発生に至る。この SCC の対策として含有炭素量を 0.02% 以下、炭素低下による強度不足を補うために窒素を含有させた原子力用 304、原子力用 316 が開発された。また他の SCC 対策として、材料表面の溶接残留応力を圧縮にするショットピーニングやレーザーピーニングなども実施されている。ショットピーニングは、小さな金属球を材料表面に高速度で当てて残留応力を改善する技術であり、レーザーピーニングは、水中でパルスレーザーを材料表面に照射し、発生したプラズマを封じ込める際の衝撃力により材料表面に圧縮の残留応力層を形成させるものである。

またオーステナイト系ステンレス鋼の溶接金属割れを防ぐ方法としてデルタ・フェライトの存在が有効である。図 5 にデルタ・フェライト量と割れの関係を示す⁴⁾。一般に 5% 以上のデルタ・フェライト量を含む溶接金属組織になるよう溶接材料の管理を行っている。

原子力用 304、原子力用 316 などの低炭素ステンレス鋼は通常の溶接では鋭敏化が生じないことから、SCC の対策材として炉内構造物、配管等に使用されているが、過度な冷間加工を付与すると、応力腐食割れ (SCC) 感受

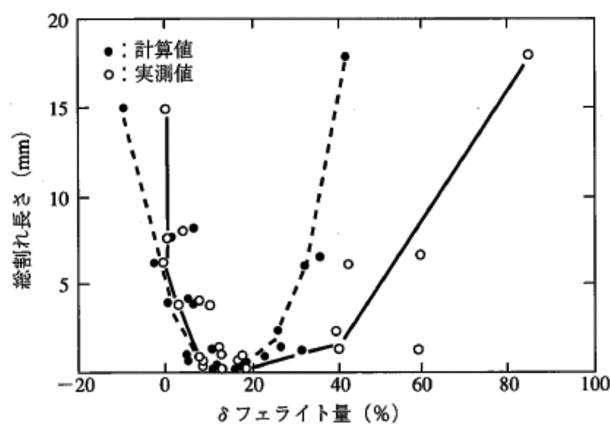


図 5 ステンレス鋼の凝固割れ感受性に及ぼすデルタ・フェライト量の影響⁴⁾

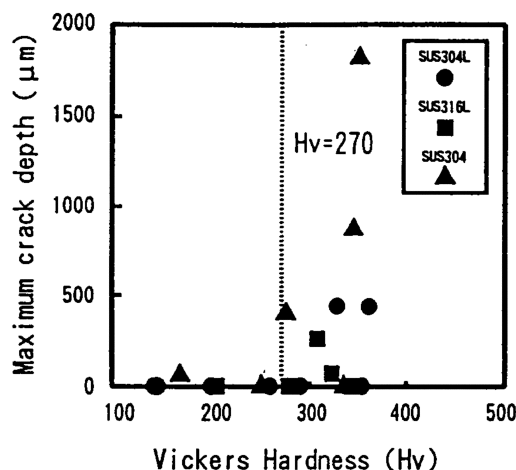


図 6 オーステナイト系ステンレス鋼の硬さと SCC 割れ深さの関係⁶⁾

性を有することが知られている^{5, 6)}。図6にオーステナイト系ステンレス鋼の硬さと SCC 割れ深さの関係を示す⁶⁾。低炭素ステンレス鋼においても 300HV 以上で SCC 感受性を有している。そのため SCC 対策として 300HV を超えないようにハードグラインダを禁止するなどの対策を講じている。また、製造時の加工と熱履歴の複合効果も SCC 感受性を高めている可能性が指摘されている⁷⁾。SUS316L に溶体化処理 (Solution Heat Treatment: SHT) を施した後、室温にて 0%, 5%, 10% の冷間圧延加工を加えた後、溶接熱影響を模擬するために 500~700℃ の範囲で最大 1000 時間の熱処理を施し、10% しゅう酸腐食試験を実施した結果を図 7 に示す。冷間加工率が高いほど短時間で粒界腐食が観察されている⁸⁾。以上のことから、オーステナイト系ステンレス鋼による機器の製造においては、加工、熱履歴を十分に管理することが重要である。

3.2 低合金鋼

低合金鋼では、溶接熱処理 (PWHT) 後に SR 割れという再熱割れが発生することがある。この割れは熱影響部の粗粒化域で起こる粒界割れであり、その防止には止端部の形状を滑らかにするなどの対策が必要である。

低合金鋼で製作される圧力容器では、内面に対するオーステナイト系ステンレス鋼の肉盛溶接部に生じるアンダークラッドクラッキング (UCC) の発生が知られている。UCC は溶接熱影響部の再熱割れと水素に基づく低温割れがあるが、材質、溶接施工面などから十分な対策が

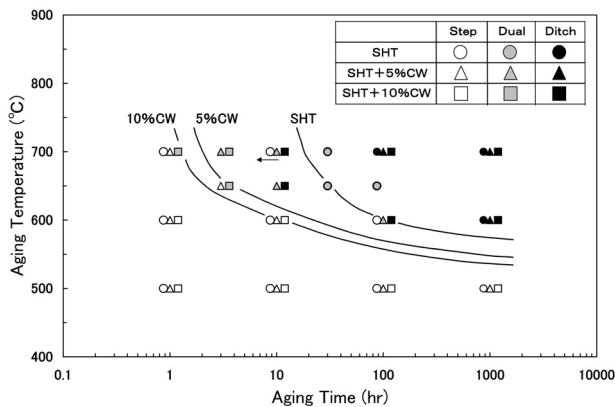


図 7 10% しゅう酸電解腐食試験による SUS316L の時間-温度-鋭敏化線図⁷⁾

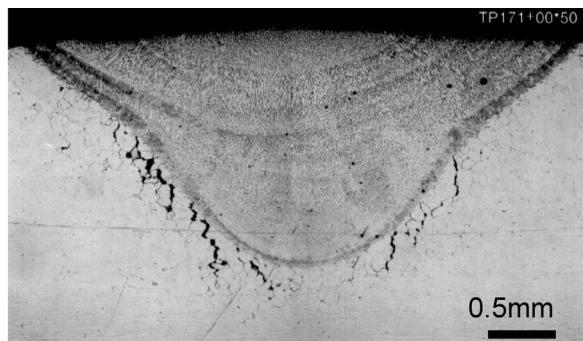


図 8 中性子照射 304 ステンレス鋼の TIG 溶接試験後の断面組織¹¹⁾

必要であり、圧力容器本体の溶接継手の再熱割れ防止に十分注意する必要がある⁹⁾。UCC の発生位置は、ビード重ね部で次パスのビードによって 600~700℃ に加熱された HAZ の粗大粒組織に生じる¹⁰⁾。割れのメカニズムとして HAZ のクリープ延性不足が原因と想定されるが、高入熱、残留応力、Al などの微量元素の影響も起因していると考えられる。肉盛クラッドの場合、母材の熱影響範囲が広くなり、溶接残留応力が高くなる傾向がある。そのため、UCC が発生することがあるため、クラッド方法の改善などによる入熱制限の対策が必要である。成分系としては、高 Mn、低 Cr で炭素量も低い方が望ましく、成分仕様にて管理している。

3.3 中性子照射材

軽水炉の炉内構造材料は、炉心付近で中性子照射を受けると、核変換ヘリウムを材料中に蓄積する。1984年には、米国サバンナリバー炉におけるステンレス鋼製タンクの補修溶接により、割れの原因が核変換ヘリウムであることがわかった。

最近、炉内構造物の溶接補修の可能性を検討するため、ステンレス鋼部材に溶接試験した結果が報告されている。図 8 は照射済みの SUS304 鋼板を TIG 溶接試験した後の断面組織観察例¹¹⁾であり、ビード下に粒界割れの発生が観察されている。ヘリウム量や溶接入熱をパラメータとして TIG 溶接を行った結果、中性子照射ステンレス鋼の場合も図 9 に示すようにヘリウム量が高いほど、また溶接入熱が大きいほど割れが生じやすいことが確認さ

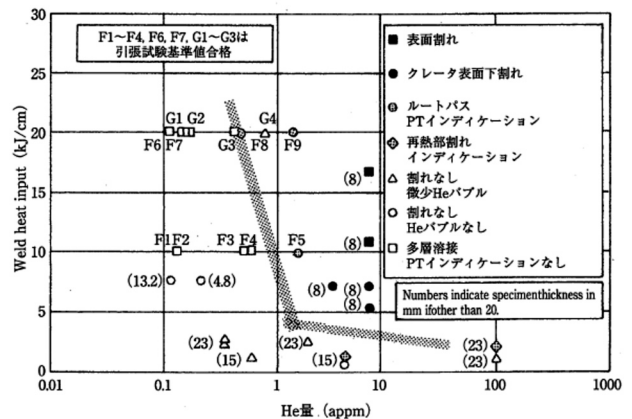


図 9 中性子照射ステンレス鋼の TIG 溶接試験結果¹¹⁾

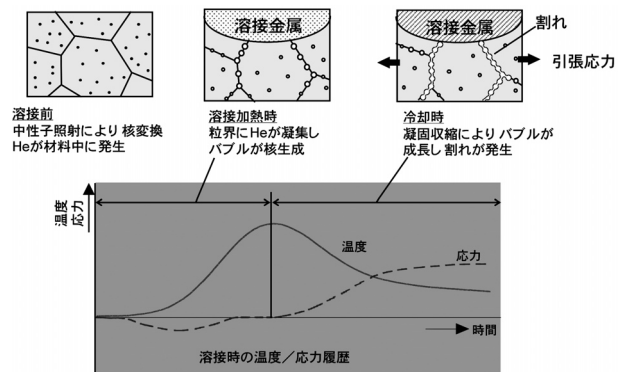


図 10 ヘリウム含有ステンレス鋼の溶接割れ機構¹²⁾

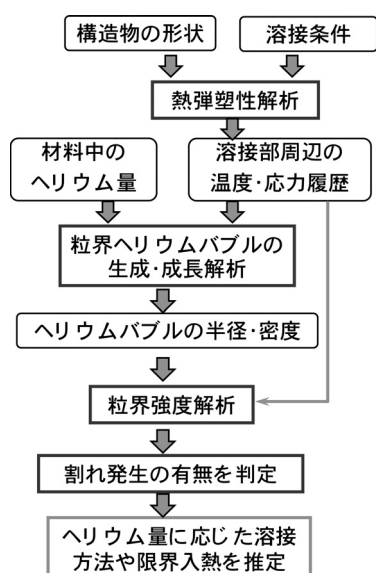


図11 溶接割れシミュレーションの評価フロー¹²⁾

れた¹¹⁾。

ヘリウム含有材を溶接補修する際には、材料中のヘリウム量に応じて、溶接割れが生じない溶接方法や施工条件を選定する必要がある。このため、ヘリウムによる溶接割れ現象をモデル化し、割れが生じない施工条件を予測するシミュレーション技術の開発が行われた。溶接割れの発生メカニズムは、中性子照射により材料中に生成されたヘリウム原子が溶接時の加熱により結晶粒界に凝集し、ヘリウムバブルが核生成するものである(図10)¹²⁾。生成したバブルは空孔の吸収やバブル同士の合体により成長する。溶融池が通過後、冷却段階では引張応力によりヘリウムバブルが成長し粒界に沿った割れが発生する。溶接割れシミュレーションでは、溶接時における粒界ヘリウムバブルの核生成や合体、成長ならびに溶接割れの発生をモデル化する。そして溶接部近傍の温度・応力履歴と、材料中のヘリウム量とを入力パラメータにして粒界ヘリウムバブルの半径・密度を計算し、粒界割れ解析により割れ発生の有無を判定する(図11)¹²⁾。シミュレーション計算は、ヘリウム含有ステンレス鋼の溶接試験結果をよく再現する結果が得られている。

4. おわりに

本稿では軽水炉を中心とした原子力プラントで使用さ

れている主要な構造材料を取り上げ、製造プロセス、材料特性、溶接性などについて解説した。本稿が原子力材料全般を網羅出来ていない点をご容赦願うとともに、構造材料およびその溶接に関わる読者の方々の一助となれば幸いである。

参考文献

- 1) 電気事業連合会：原子力・エネルギー図面集。
- 2) Y. Katayama, M. Tsubota, Y. Saito, N. Tanaka and S. Tanaka: SCC PROPERTIES OF MODIFIED ALLOY 718 IN BWR PLANT, Proceedings of the 15th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System - Water Reactors -, (2011).
- 3) Y. Katayama, M. Itow, T. Kubo and N. Tanaka: EVALUATION OF SCC BEHAVIOR OF MODIFIED ALLOY 718, Proceedings of the 16th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System - Water Reactors -, (2013).
- 4) 西本, 夏目, 小川, 松本: 溶接・接合選書11 ステンレス鋼の溶接 産報出版株式会社 (2001), 88.
- 5) M. Tsubota, Y. Kanazawa and H. Inoue: The Effect of Cold Work on the SCC Susceptibility of Austenitic Stainless Steels, Proceeding of 7th International Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System, Vol.1, (1995), 519-527.
- 6) Y. Kanazawa and M. Tsubota: STRESS CORROSION CRACKING OF COLD WORKED STAINLESS STEEL IN HIGH TEMPERATURE WATER, Corrosion 94, Paper No.237 (1994).
- 7) Y. Katayama, M. Tsubota and Y. Saito: Combination of Cold Work and Heat Treatment on Stress Corrosion Cracking Susceptibility of L-grade Stainless Steel, Corrosion 2003, Paper No.03665 (2003).
- 8) 片山, 坪田: SUS316Lの粒界腐食に及ぼす冷間加工の影響, 第46回材料と環境討論会講演集, B-209 (1999).
- 9) 薄田: 損害防止技術を中心とした軽水炉構造材料, 株式会社アイピーシー, (1989), 241.
- 10) 井川, 五代: 溶接全書14 耐熱鋼・耐熱材料の溶接, 産報出版株式会社, (1978), 65.
- 11) 小藪, 浅野, 高橋, 坂本, 川野, 中村, 橋本, 越石, 加藤, 桂, 西村: 中性子照射を受けたステンレス鋼およびニッケル基合金の溶接性について, 溶接学会論文集, 第18巻第4号 (2000), 606.
- 12) 川野: ヘリウムを含有する原子炉構造材料の溶接補修技術, 溶接学会誌, 第70巻 第8号12月 (2001).