

原環センター トピックス

RADIOACTIVE WASTE MANAGEMENT FUNDING AND RESEARCH CENTER TOPICS

2008.6.NO.86

目次

センターの活動状況	①
オーバーパック溶接部の長期健全性—工学的対策の確かさについて—	④

センターの活動状況

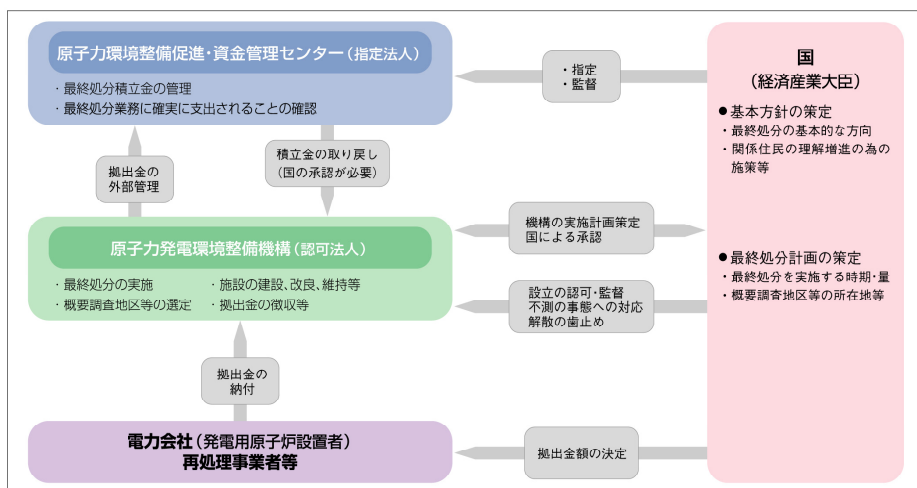
I ニュース

TRU廃棄物（地層処分対象）等に係わる積立金の最終処分資金管理業務を開始いたします

特定放射性廃棄物の最終処分費用の拠出制度、最終処分を実施する主体の設立、拠出金の管理を行う法人の指定等について規定した「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律」が平成12年5月に成立しました。この法を受けて、原環センターは平成12年11月に最終処分積立金の積立てに関する「指定法人」の指定を受け、最終処分積立金の管理等を行う最終処分資金管理業務を開始しております。

平成19年6月には同法の改正が行われ、TRU廃棄物（地層処分対象）等に係わる積立金に加わったことから、「指定法人」である当センターは、今までの最終処分積立金に加え、このたびTRU廃棄物（地層処分対象）等に係わる積立金の最終処分資金管理業務を新たに開始することになりました。

最終処分積立金管理業務に係る基本的スキーム



Ⅱ 賛助会員活動等の実施状況

平成19年度 第10回講演会「地下空洞型処分施設確証試験の試験計画と進捗」

平成17年度より余裕深度処分などの地下空洞型処分施設を対象とした人工バリア施工技術の確証試験を実施しています。本試験は、地下約100mの深さに掘削された日本原燃(株)の試験空洞を借用し、原位置における実規模大の施設を建設しながら、施工技術の確認等を実施するものです。

今回の講演は、試験の全体計画と平成19年度に実施した現場における施工試験等の進捗状況を報告しました。参加者からは、施工の管理基準値や目標性能、施工技術等に関する専門的な質疑が活発に行われ、本試験に対して高い関心が寄せられました。

開催日：平成20年3月25日

会場：東海大学校友会館

演題：地下空洞型処分施設確証試験の試験計画と進捗

講師：寺田 賢二 (L1チーム チーフ・プロジェクト・マネジャー)



平成20年度 第1回講演会「原子力施設の廃止措置に関する国際基準の検討状況等について」

国際原子力機関 (IAEA) では、放射性廃棄物の処理処分や原子力施設の廃止措置を安全に実施するための技術的な要件や指針の検討を行い、出版物として刊行及びWeb上で公開しています。廃止措置に関連しては、2006年末に安全要件及び安全指針文書を刊行しています。

今回の講演では、そのような基準文書の検討体系、内容のあらまし、我が国の制度への影響などについて紹介しました。

参加者から、国際的なクリアランス基準の考え方等、極めて専門的な質問等があり、活発な質疑が行われました。

開催日：平成20年5月30日

会場：原環センター

演題：原子力施設の廃止措置に関する国際基準の検討状況等について

講師：山本 正史 (基準・規格調査研究プロジェクト チーフ・プロジェクト・マネジャー)



Ⅲ センターの運営状況

最終処分資金管理業務規程変更の認可

特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律等の一部改正に伴う最終処分資金管理業務規程の一部変更について、特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律第76条第1項の規定に基づき、平成20年3月12日付けにて経済産業大臣に認可の申請を行い、同年4月1日付けをもって認可を受けました。

再処理等資金管理業務規程変更の認可

郵政民営化法の施行に伴う再処理等資金管理業務規程の一部変更について、原子力発電における使用済燃料の再処理等のための積立金の積立て及び管理に関する法律第11条第1項後段の規定に基づき、平成20年3月12日付けにて経済産業大臣に認可の申請を行い、同年4月1日付けをもって認可を受けました。

第73回通常理事会開催

平成20年6月6日（金）開催の第73回通常理事会において、一般会計、最終処分資金管理業務及び再処理等資金管理業務に関する平成19年度事業報告及び決算並びに平成20年度再処理等資金管理業務に関する事業計画及び収支予算の変更について付議し、それぞれ原案のとおり承認されました。

第27回評議員会開催

平成20年6月13日（金）開催の第27回評議員会において、一般会計、最終処分資金管理業務及び再処理等資金管理業務に関する平成19年度事業報告及び決算並びに平成20年度再処理等資金管理業務に関する事業計画及び収支予算の変更並びに公益法人制度改革について報告するとともに、理事の選任について付議し、提案のとおり承認されました。

今回の理事の選任により、次の方々が交代されました。

(敬称略)

区 分	退 任 者	新 任 者	新任者所属・役職
理事（非常勤）	河田 燕 (20.6.13付)	東ヶ崎邦夫 (20.6.13付)	(社)日本アイソトープ協会 理事
理事（非常勤）	近藤 龍夫 (20.6.13付)	佐藤 佳孝 (20.6.13付)	北海道電力(株) 取締役社長
理事（非常勤）	櫻井三紀夫 (20.6.13付)	梅原 肇 (20.6.13付)	(株)グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン 取締役社長
理事（非常勤）	庄山 悦彦 (20.6.13付)	中山 眞 (20.6.13付)	(社)日本電機工業会 会長
理事（常 勤）	米原高史(常務理事) (20.6.30付)	古賀 洋一 (20.7.1付)	(財)九州電気保安協会 専務理事

第74回臨時理事会開催

平成20年6月23日（月）開催の第74回臨時理事会において、公益法人制度改革について報告するとともに、常務理事の選任及び評議員の選出について付議し、それぞれ提案のとおり承認されました。

常務理事には古賀洋一氏が互選され（20.7.1付）、評議員については次の方が交代されました（20.6.23付）。

(敬称略)

区 分	退 任 者	新 任 者	新任者所属・役職
評議員	浦谷 良美	澤 明	三菱重工業(株) 常務執行役員 原子力事業本部長

平成20年度再処理等資金管理業務に関する事業計画書及び収支予算書の変更の認可

「原子力発電における使用済燃料の再処理等のための積立金の積立て及び管理に関する法律」（平成17年法律第48号）第12条第1項後段の規定に基づき、平成20年6月17日付けにて経済産業大臣に変更の認可申請を行い、同年同月30日付けをもって認可を受けました。

オーバーパック溶接部の長期健全性—工学的対策の確かさについて—

1. まえがき

オーバーパックには内包するガラス固化体の放射能がある程度減衰するまでの期間、放射性核種をその内部に閉じ込めておく放射性核種の閉じ込めが基本的な要件として求められており、初期の放射能が約1/1,000オーダーに減衰する1,000年間がその閉じ込め期間（設計耐用年数）とされている^[1,2]。これは1,000年間その構造の健全性が保たれることと解釈できる。

従来オーバーパックの寿命は「腐食により決定」されるとされてきた^[2]。一方、ガラス固化体の封入に伴う溶接を前提とすると、オーバーパックは1,000年の寿命が要求される溶接構造物であると考えられる。溶接構造物における1,000年という長期の健全性評価手法とはどのようなものか？この疑問に対する答えを考えてみたい。

ここではオーバーパックの閉じ込め機能という工学的対策について、その確かさの説明に物造りの視点を導入した長期健全性の評価方法を紹介する。

検討対象とするオーバーパックは炭素鋼単体とし、核燃料サイクル開発機構第二次取りまとめ^[2]に示された基本仕様に基づくものとする。

なお本稿の試験、計算結果等は経済産業省からの委託事業「地層処分技術調査等」の成果の一部である。

2. 溶接影響

表2-1にオーバーパックの基本仕様を示す^[2]。

表2-1 オーバーパックの基本仕様

岩盤の種類	硬岩系岩盤		軟岩系岩盤	
	蓋部	円筒部	蓋部	円筒部
オーバーパックの部位	蓋部	円筒部	蓋部	円筒部
1. 耐圧厚さ	110 mm	50 mm	80 mm	30 mm
2. 放射線遮へい厚さ	150 mm			
3. 腐食代	40 mm (12mm+20mm⇒32mm以上)			
オーバーパック厚さ Max (1 or 2) + 3	190 mm			

注) 腐食代、12mm：酸素による腐食
20mm：水の還元による腐食

オーバーパックは、埋設後の地下水との接触による腐食が均等に外側から進んでくることにより徐々に腐食代を消費することになるが、その間耐圧厚さは初期の状態のまま維持されることからその構造健全性が1,000年間確保されることになる。

基本仕様を基に検討対象とするオーバーパックの基本構造を図2-1に示す。蓋と胴体をつなぐ箇所がガラス固化体を封入する際の溶接部である。蓋の構造は落し蓋と平蓋の2種類が基本構造として考えられる。

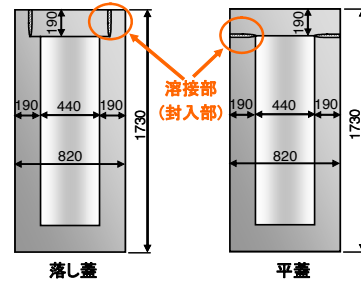


図2-1 オーバーパックの基本構造

図2-2にアーク溶接による溶接部の断面図を一例として示す^[3]。熔融固化した溶接金属、溶接時の熱影響を受けた熱影響部が観察され、その様子は母材とは明らかに異なっている。溶接は加熱、熔融、冷却、凝固という熱プロセスを経る接合技術であることから溶接部の組織、組成、応力、きず、表面状態はこのプロセスの影響—溶接影響—を受けて母材とは異なる状態を呈することは避けられない。従って、オーバーパックでは腐食特性と機械特性に対する溶接影響を前提として長期健全性を確保することが必要であり、その評価方法が求められることになる^[4]。

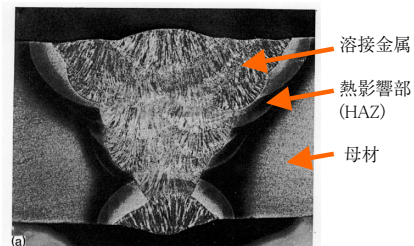


図2-2 アーク溶接による溶接部の断面 ([3] より)

3. 機器の健全性（溶接構造物の長期健全性）

(1) 原子力発電設備の寿命延長

原子力発電設備の高経年化対策は、ASME Code Section XIに代表されるFitness for Service (FFS)—維持規格—を導入し、機器の健全性を検査、評価して使用期間の延長を図るものである。維持規格の有用性は機器の寿命延長に対する工学的判断の正当性の提示である。検査により発見されたきずの種類と寸法に基づき、破壊力学の手法を用いてき裂進展と破壊評価を行い、運転継続の可否と補修、取替えが判断される^[5]。

何故このような方法、すなわち維持規格により寿命延長の説明ができるのかを考えてみたい。破壊力学、材料力学の大家、小林英男（東京工業大学、横浜国立大学）は「機器の健全性とは訳のわからない

言葉」と言いつつ破壊力学の有用性を説明、提示している^[6]。図3-1に構造物の破壊の概念を示す。使用中の機器に存在するき裂が時間と共に進展するのが右上りの曲線、機器の材料が時間と共に劣化しその強度が低下していくのが右下りの曲線である。機器はその使用条件の下で設定される限界き裂寸法までき裂が進展すると破壊に至る。これが両曲線の交点である。材料には欠陥が存在し、製造時には製造欠陥が発生し、使用中にも欠陥が発生、成長する。そもそも材料は時間と共に劣化するものであるから機器の健全性は何らかの指標、評価法、及び判断基準を設けなければ提示できない。これが前記の「・・・訳のわからない言葉」に対する応え方であろうと筆者は考えている。以下さらに検討を進める^[7]。

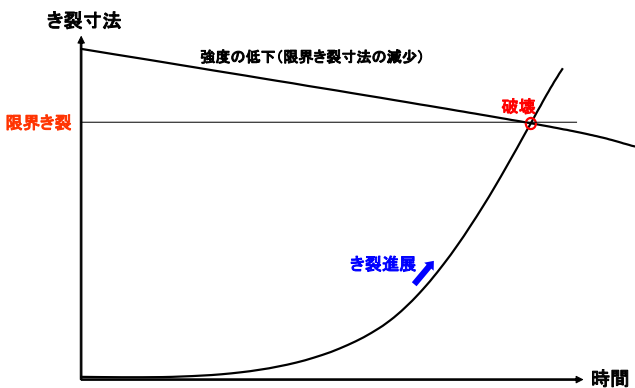


図3-1 構造物の破壊の概念

維持規格における寿命延長の概念を図3-2に示す。破壊に至る道筋は図3-1と同じである。定期検査によりきずの検出があった場合、き裂進展の状況を見ながら運転を続ける。破壊に至る限界き裂寸法に対してある安全率を見込んで設定する最大許容欠陥寸法にき裂が達した時点をも機器の寿命とする。機器は破壊に至る前に補修、取替えが成される。図3-2において維持規格導入により、き裂進展を許容しながら運転継続した期間分(=t₂)の寿命延長が成されること

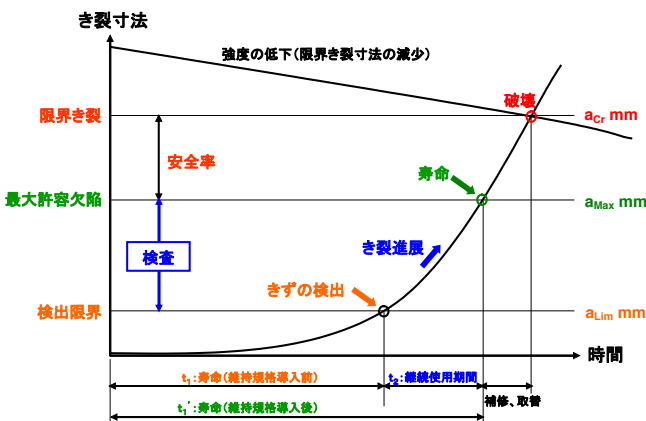


図3-2 原子力発電設備維持規格におけるき裂進展と寿命延長の概念

になる。

ここで注意したいことがある。それは維持規格の成立性。何故図3-2のような手法が可能なのか？ということである。端的には使用中の機器に対する検査が可能だからと云える。検査によるきずの把握ができなければき裂進展を前提とした運転継続は望めない。検査によるきずの検出(きずの有無の判断)と定量(きずの寸法測定、サイジング)は維持規格の前提であると云える。

(2) オーバーパックの長期健全性

処分場に埋設した後のオーバーパック溶接部の検査は実際上不可能である。従ってその長期健全性はガラス固化体の封入終了時点での評価、判断に委ねられる。従って、埋設後の検査(監視、計測)を前提としない寿命評価手法を確立し、溶接部の長期健全性を確認することが必要となる。これが従来技術との大きな違いであり、オーバーパックの特殊性である。しかし溶接影響を前提としたその評価方法はまだ確立されていない。

機器の使用中の検査を前提としない寿命評価手法、長期の構造健全性評価手法とはどのようなものなのか？図3-2に対してどのような状態であればオーバーパックは1,000年間健全と云えるのか？基本はき裂進展の曲線と強度低下の曲線が1,000年の間は交差しないことであるが、仮にき裂が進展したとしても工学的に理由のある安全率を見込んだ最大許容欠陥寸法を一つの目安とし、そこを寿命の1,000年としたのが図3-3である。従って本図はき裂進展と強度低下に基づくオーバーパック溶接部の破損モデルと云うことができる。き裂進展の駆動力は埋設状態における外力の負荷としての地震荷重を考え、ここではその影響は非常に小さいと考えた。一方耐食層が当初の予測通りに消費されることで強度層の板厚は初期状態が維持されると考えた。問題はき裂進展に対する検査の適用が不可能なことである。

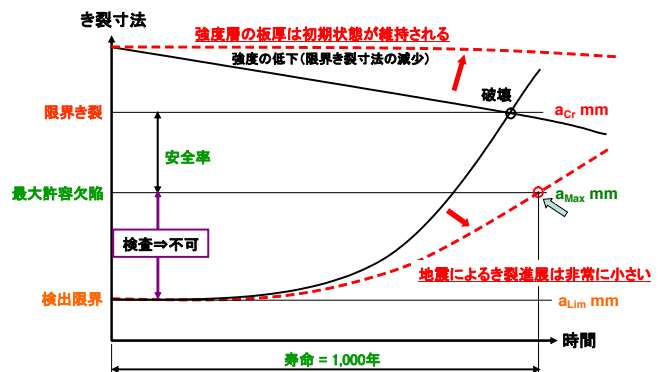


図3-3 オーバーパック溶接部の破損モデル

そこで図3-3を図3-4に書き換えた。地震によるき裂進展は無視し得るという仮定(仮定1)を導入した。また、強度層厚さが維持されることで機械的強度は維持されるとした(仮定2)。この2つの仮定により2

本の曲線はもはや交差しない。従って本図は、オーバーパック溶接部はこれら2つの仮定の下ではき裂進展による破壊が生じないことを提示するモデルと考えることができる。

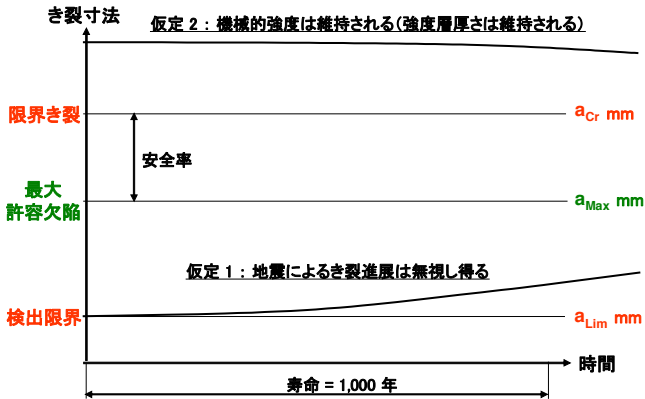


図3-4 オーバーパック溶接部が破壊しないモデルとその仮定

設定した2つの仮定に関してそれが成立するための条件を考えた。これを図3-5に示す。①②は腐食代が均等に消費されるための、また③は強度層自身の強度低下が生じないための条件である。④はき裂進展予測の精度向上に関する条件。⑤は地震荷重負荷時に緩衝材に期待する効果である。⑥の安全率は構造健全性評価のために設定する指標、判断基準の1つである。なお、これらの条件とは別に非破壊検査法による溶接きずの検出限界を提示することが必要となる。

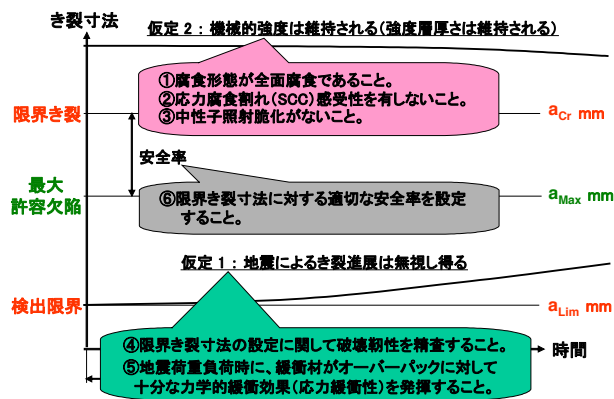


図3-5 長期健全性評価モデル成立のための条件

一旦人手を離れたら容易に手が届かないオーバーパックのような機器の構造健全性を、使用環境の下でそれはもはや破壊しないと云うことができるのか？ 続いて図3-5の成立性について、これまで原環センターが実施してきた各種の試験^[8,9,10]や計算結果に基づいて考えてみたい。

4. 溶接法と溶接きず

図4-1にオーバーパック蓋溶接実規模試験結果の一例を示す^[9]。落し蓋構造に電子ビーム溶接を適用し80mmの部分溶け込み溶接を行ったもので、周溶接終了時(電子ビーム停止時)に不可欠の終端部処理工程の断面観察写真である。溶接終了時は電子ビームによる溶け込み深さを徐々に浅くして行く。そのため溶接条件を変えると電子ビーム先端に一種の溶け込み不良であるコールドショットが発生した。このきずの高さ(深さ方向のきず寸法)は1~2mmであった。溶接条件の修正等でビーム先端での微細なきず発生は抑制可能と考えられるが、この様なきずが溶接部に存在し得ると捉えておきたい。

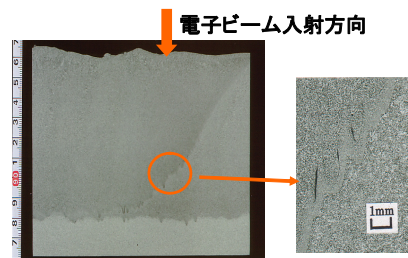


図4-1 溶接試験結果(電子ビーム溶接の例)

5. 非破壊検査法ときずの検出性、定量性

表5-1にオーバーパック蓋溶接部の非破壊検査法の適用試験結果を示す。非破壊検査法として超音波探傷法であるクリーニングウェーブ法(CW)と飛行時間回折法(TOFD)、及び交流磁場測定法(ACFM)を選定し、表面から最大深さ190mmまでの各手法の人工きずに対する検出性と定量性を提示している。本表は、表面から190mmまでをひとつの非破壊検査法では探傷できないこと、換言するとそれには4種類の探傷法で都合7回の走査をする必要があることを示しているが、長期健全性評価モデルとの関係では、面状きず(き裂状のきず)に対する定量可能な最小きず高さは2mmという点に注意したい^[7]。

6. 溶接部の品質—き裂進展—

き裂進展評価には種々の方法があるが、ここでは非延性破壊を対象としたオーバーパック溶接部の限界き裂寸法と疲労破壊の可能性の検討結果を示す^[6]。溶接部の限界き裂寸法算出には発生する最大主応力を知ることが必要である。ここでは次の2ケースを計算した。

- ・ケース1 (静的荷重条件) : 熱応力+外圧
 - ・ケース2 (動的荷重条件) : ケース1+地震荷重
- 熱応力はガラス固化体からの発熱によるもの、外圧は地下1,000mの結晶質岩を想定し、地震荷重は一回限りの衝撃値として原子力発電プラントの耐震設計基準(2006年の同基準改定前のもの)を参考に設定した^[11]。炭素鋼の破壊靱性は、原子力発電設備用低合金鋼の静的破壊靱性と参照破壊靱性を流

表5-1 オーバーパック溶接部の非破壊検査試験結果

探傷条件	I-1	I-2	I-3	I-4	I-5	I-6	I-7
① 走査方式	CW*	CW**	CW**	TOFD	TOFD	TOFD	ACFM
② 周波数 (MHz)	10	10	10	10	5	5	5kHz
③ 振動子 (mm)	20×10	φ3	φ3	φ6	φ12	φ12	10
④ 屈折角 (°)	-	-	-	60	60	45	-
⑤ 探触子間隔 (mm)	5	38~53	20	80	280	360	-
検出性/定量性	●:非検出、○:検出、◎:検出+定量 d:きずの位置(深さ), H:きずの高さ, L:きずの長さ						
余盛	0.5H×5L 1H×5L 2H×10L	○ ○ ○	● ● ◎				◎ ◎ ◎
d=5	2H×5L 4H×5L		◎ ◎	○ ○			
d=10	2H×5L 4H×5L 5H×10L		◎ ◎ ◎	○ ○ ○	● ●		
d=20	2H×5L 4H×5L		◎ ◎	○ ○	● ●		
d=30	5H×10L		◎	○	●		
d=70	5H×10L			○	●		
d=110	1H×10L 2H×10L 3H×10L 4H×10L 5H×10L			○ ○ ○ ○ ○	● ● ● ● ●		
d=150	5H×10L			○	●		
d=190	1H×10L 2H×10L 3H×10L 4H×10L 5H×10L			○ ○ ○ ○ ○	● ● ● ● ●		
・検出性	面状きず1mmH以上検出						
・定量性	面状きず2mmH以上定量						

用した^[12]。オーバーパック蓋構造は、落し蓋構造を対象に溶接深さを190mm完全溶け込み、80mmと50mmの部分溶け込みの3種類とした。表6-1に示すように、限界き裂寸法は溶接構造により異なるが、80mm部分溶け込み溶接の場合で56mmという値が得られた。なおケース1とケース2で最大主応力が同じ値を示したことから、地震荷重を考慮したケース2における応力拡大係数範囲は零となり、地震による疲労き裂の進展は無いものと判断した。

表6-1 限界き裂寸法の比較(ケース2の場合)

き裂モデル	溶接深さ(mm)	完全溶け込み溶接		部分溶け込み溶接	
		190	80	50	
限界き裂寸法(mm)	無限体中の楕円内蔵き裂	88	72	59	
	半無限体中の表面楕円き裂	69	56	46	

7. 溶接部の品質—腐食特性—

溶接部の腐食特性は母材との比較が基本と考え、母材の腐食シナリオ^[2]を参考に、溶接部での評価項目を以下の4点とした。

- ① 不動態化挙動
 - ② 酸化性雰囲気での全面腐食挙動
 - ③ 応力腐食割れ感受性
 - ④ 還元性雰囲気における水素脆化感受性
- ここでは②について試験結果を紹介する。

図7-1にTIG溶接によるオーバーパック蓋溶接実規模試体から切り出した腐食試験を80℃の人工海水中に90日間浸漬した後の腐食深さ分布を示す。母材や熱影響部 (HAZ) と比較して溶接金属では連続的あるいは部分的に腐食が進む選択腐食 (青色側の表示) が観察された。MAG溶接試験片においても同様の現象が観察されたが、電子ビーム溶接試験片ではこのような選択腐食は観察されなかった。

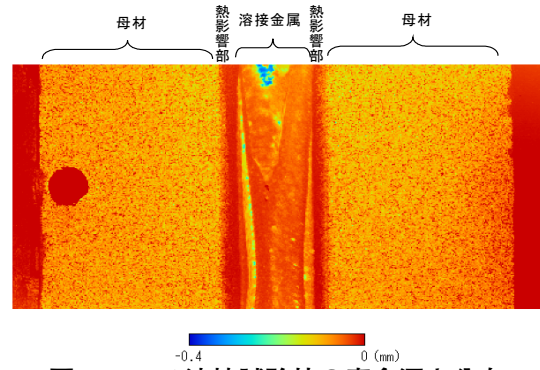


図7-1 TIG溶接試験片の腐食深さ分布

この選択腐食による最大腐食深さを極値統計解析により求めると第2次取りまとめ^[2]において提示した母材の最大腐食深さの範囲に入ることから、腐食代の設定に対して見直しをもたらすものではないと判断している^[13]。TIG溶接やMAG溶接では溶接材料(溶加材)を用いることから、溶接金属はその化学組成の影響を受け、特にSiやMn、S等の濃度が高くなったこと、及び多層溶接の熱サイクルにより耐食性の劣る組織が形成されたこと等が選択腐食発生に影響しているものと推測している。

③の応力腐食割れ(SCC)については炭素鋼の感受性が高いと言われている炭酸塩/重炭酸塩環境下でのSSRT(低ひずみ速度引張試験)を実施して母材、HAZ、溶接金属でのSCC感受性の調査を続けている。現状、溶接金属の炭酸塩環境でのSCC感受性は母材に比べて低いことが確認されている^[14]。

8. 溶接部の品質—中性子照射脆化—

ガラス固化体からの中性子照射によるオーバーパック溶接部の脆化の可能性を検討した結果を表8-1に示す。中性子照射条件が厳しいと予想される、蓋(天井部)内表面中心位置とガラス固化体充填部中央に該当する側壁内面位置の2ヶ所における埋設後1,000年間での累積照射量を3次元モンテカルロ法放射線輸送解析コード(MCNP-4C2)により計算し、発電用軽水炉原子炉圧力容器鋼材を対象とした国内脆化予測式^[15]の適用範囲と比較した。オーバーパックの中性子累積照射量は3~4桁小さいことが確認された。これより直ちにオーバーパック溶接部での中性子照射脆化は無い、と結論できるかどうかは議論の余地があるが、現状の知見では脆化の評価対象となる照射量の範囲からは大きく外れていると云える^[16]。

表8-1 中性子累積照射量の比較

評価位置	中性子累積照射量 (n/cm ² , E≥1MeV)
蓋(天井部)内表面中心位置	4.223E+13
ガラス固化体充填部中央に該当する側壁内面位置	1.105E+14
国内脆化予測式の適用範囲	1.0×10E+17~1.0×10E+20

9. まとめ—人工建造物の長期健全性評価—

以上の試験と計算に基づく知見を図9-1にまとめる。条件①②③はいずれも仮定2の成立を支持している。条件④は将来オーバーパック用の炭素鋼の鋼種が選定された時点で確認するべきものとする。条件⑤は炭素鋼と緩衝材の剛性を考えると基本的に成立し得るものと判断される。

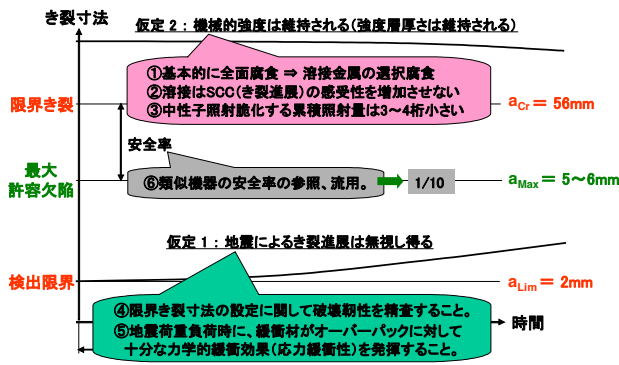


図9-1 長期健全性評価モデルの成立性

安全率は維持規格におけるフェライト鋼容器の欠陥評価での通常状態の限界き裂寸法設定時の10を用いた。ただし、処分容器の寿命評価に維持規格の安全率を用いることについては議論の予知があると考えられる。

縦軸のき裂寸法の関係は、超音波探傷法の検出限界（定量可能な最小きず高さ）が2mm。破壊に至る限界き裂寸法は56mm（落し蓋80mm部分溶け込み溶接構造の場合）、最大許容欠陥寸法は安全率10を見込んで5~6mmとなり、このきず高さは超音波探傷法による非破壊検査で検出、定量が可能である。

以上、オーバーパック溶接部の長期の構造健全性に着目してその評価モデルを提示し、その成立性を検討した。き裂進展の駆動力としての地震力の扱い、腐食挙動の予測の確かさ、中性子照射脆化評価法の妥当性など本評価モデルの課題は多い。事象の抽出、機能や条件の定義は厳密にすべきである。寿命評価手法は先人に学ぶ点が多いが、いずれは独自の、かつ未知の領域に入らざるを得ない。条件の確かさを言うためには一旦オーバーパック本体から離れて代替品質のような視点を持つことも必要と考える。そして何よりオーバーパックが工学的対策であること、すなわちもの造りの視点を欠かしてはならないと考える。

なお本稿の試験、計算結果等は経済産業省からの委託事業「地層処分技術調査等」の成果の一部である。

(朝野 英一)

参考文献

- [1] 動力炉・核燃料開発事業団、高レベル放射性廃棄物地層処分研究開発の技術報告書—平成3年度—、PNC TN1410 93-05911、1993年
- [2] 核燃料サイクル開発機構、わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性—地層処分研究開発第2次取りまとめ、分冊2、JNC TN1400 99-022、1999年
- [3] K.Easterling, Introduction to the Physical Metallurgy of Welding, Butterworth, 1983
- [4] H. Asano, et al., Long-term integrity of waste package final closure for HLW geological disposal, (I); Points at issue Concerning 1,000 Years Containment Capability of Overpack, *J. Nucl. Sci. Technol.*, 42[5], 470-479, 2005
- [5] 日本機械学会、発電用原子力設備規格、維持規格(2007年追補版)、JSME S NA1-2007、2007年
- [6] 小林英男、日本機械学会誌, Vol.87, No.786, 1984年
- [7] H. Asano, et al., Long-term integrity of waste package final closure for HLW geological disposal, (IV); Influence of Welding and Prediction of Long-Term Integrity of Weld Joint, *J. Nucl. Sci. Technol.*, 43[8], 924-936, 2006
- [8] H. Asano, et al., "同上,(II); Applicability of TIG Welding Method to Overpack Final Closure, "*J. Nucl. Sci. Technol.*, 42[6], 573-587(2005)
- [9] H. Asano, et al., "同上,(III); Applicability of Electron Beam Welding to Overpack Final Closure, "*J. Nucl. Sci. Technol.*, 43[2], 206-221(2006)
- [10] H. Asano, et al., "同上,(V); Applicability of MAG Welding Method to Overpack Final Closure, "*J. Nucl. Sci. Technol.*, 45[9], (2008) 掲載予定
- [11] 原子力発電所耐震設計技術, JEAC 4601-1987 付録-3、(社)日本電気協会、平成4年9月、第2刷
- [12] 原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法, JEAC4206-2004付録1 (社)日本電気協会
- [13] 横山裕, 他, 第54回材料と環境討論会講演集, B-114 (2007)
- [14] 三井裕之, 他, 第53回材料と環境討論会講演集, B-105 (2006)
- [15] 原子炉構造材の監視試験方法, JEAC 4201-2004, (社)日本電気協会
- [16] 朝野英一, 他, 日本原子力学会2006年秋の大会, B35

編集発行

財団法人 原子力環境整備促進・資金管理センター（略称：原環センター）

〒104-0052 東京都中央区月島1丁目15番7号（バシフィックマークス月島8階）

TEL 03-3534-4511（代表） FAX 03-3534-4567

ホームページ <http://www.rwmc.or.jp/>