

第 50 回 技術情報検討会 議事次第

1. 日時：令和 3 年 10 月 14 日（木） 10：00～12：00
2. 場所：原子力規制委員会 13 階会議室 A （TV 会議システムを利用）
3. 議題
 - (1) 安全研究及び学術的な調査・研究から得られる最新知見
 - 1) 自然ハザードに関するもの
 - ①最新知見のスクリーニング状況
（説明者）川内 英史 技術基盤グループ安全技術管理官（地震・津波担当）
 - ②千葉県の太平洋岸における歴史記録にない津波の痕跡の発見について
（説明者）杉野 英治 技術基盤グループ地震・津波研究部門首席技術研究調査官
 - 2) 自然ハザードに関するもの以外
 - ①最新知見のスクリーニング状況
（説明者）川内 英史 技術基盤グループ安全技術管理官（地震・津波担当）
 - ②ノルウェーエネルギー技術研究所ハルデン炉における問題とその影響
（説明者）佐々木 晴子 技術基盤グループ技術基盤課企画調整官
西山 裕孝 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構安全研究・防災支援部門
安全研究センター副センター長

4. 配布資料

議題(1)

- | | |
|---------|------------------------------------|
| 資料 50-1 | 最新知見のスクリーニング状況（自然ハザード）（案） |
| 資料 50-2 | 千葉県の太平洋岸における歴史記録にない津波の痕跡の発見について（案） |
| 資料 50-3 | 最新知見のスクリーニング状況（自然ハザード以外）（案） |
| 資料 50-4 | ノルウェーエネルギー技術研究所ハルデン炉における問題とその影響（案） |

<技術情報検討会資料>
 技術情報検討会は、新知見のふるい分けや作業担当課の特定を目的とした事務的な会議体であり、その資料及び議事録は原子力規制委員会の判断を示すものではありません。

最新知見のスクリーニング状況の概要（自然ハザードに関するもの）（案）

令和3年10月14日 長官官房 技術基盤グループ

（期間：令和3年8月21日から令和3年10月1日まで）

最新知見等 情報シート番号	件名	スクリーニング結果 (対応の方向性(案))	資料ページ
21 地津-(B)-0009	始良カルデラ形成噴火における流紋岩マグマの集積と噴火トリガー	vi)	2~4
21 地津-(D)-0010	千葉県のパ洋洋岸における歴史記録にない津波の痕跡の発見について（案）	iii)	5~6

対応の方向性（案）： i）直ちに規制部等関係部署に連絡・調整し、規制庁幹部に報告する。 ii）対応方針を検討し、技術情報検討会へ諮問する。 iii）技術情報検討会に情報提供・共有する。 iv）情報収集活動を行い、十分な情報が得られてから再度判断する（必要な場合には安全研究を実施する）。 v）安全研究企画プロセスに反映する。 vi）終了案件とする。以下同じ。

最新知見のスクリーニング状況（自然ハザードに関するもの）（案）

令和3年10月14日 長官官房 技術基盤グループ

（期間：令和3年8月21日から令和3年10月1日まで）

最新知見等情報シート番号	件名	情報の概要	受理日	1次スクリーニング		2次スクリーニング		
				対応の方向性	理由	対応の方向性	理由	対応方針
21 地津-(B)-0009	始良カルデラ形成噴火における流紋岩マグマの集積と噴火トリガー	<p>安全研究プロジェクト「火山影響評価に係る科学的知見の整備（H26～H30）」における「噴火規模及び影響範囲推定のための調査・研究」の成果の一部</p> <p>発表日： 令和2年5月 投稿先： Bulletin of Volcanology (BV) への投稿論文 論文名： Accumulation of rhyolite magma and triggers for a caldera-forming eruption of the Aira Caldera, Japan 著者： 下司信夫・山田伊久子・松本恵子（産業技術総合研究所）・西原歩（神戸大学）・宮城磯治（産業技術総合研究所）</p> <p>本研究は、国内の巨大噴火の活動履歴や噴火に至る準備過程に関する既往知見が少ないことから、巨大噴火前後の活動履歴やマグマ活動を地質学・岩石学を基本とする調査を実施し、巨大噴火を起こした国内の火山を中心に知見を整備する目的で、「火山影響評価に係る科学的知見の整備」（実施期間：平成26年度～平成30年度）プロジェクトが行われその成果の一部として始良カルデラの火山活動に関する知見を取りまとめられたものである。</p>	2021/9/3	vi)	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力発電所の火山影響評価ガイドでは、過去に巨大噴火が発生した火山については、運用期間中に巨大噴火の可能性が十分に小さいか否かを判断することとしている。 ・当該情報は、過去に大規模噴火を起こした始良カルデラを調査した結果、カルデラを形成する噴火によりマグマが失われた後、異なる性質のマグマが再充填され、その後の噴火で噴出したことを示唆した研究事例である。 ・今回の知見は、始良カルデラ周辺域における噴出物の化学組成の変遷から、マグマの種類の変化を推定したものであり、運用期間中の巨大噴火の可能性の判断に影響を与える知見ではない。 ・以上により、当該知見は終 			

最新知見等情報シート番号	件名	情報の概要	受理日	1次スクリーニング		2次スクリーニング		
				対応の方向性	理由	対応の方向性	理由	対応方針
		<p>本研究では、九州南部に位置する始良カルデラを対象としている。始良カルデラは、九州南部に位置する直径 17×23km のカルデラ火山で、大部分は海没している。約 9 万年前から活動を開始し、複数の噴火を繰り返した後、約 3 万年前にカルデラを形成する巨大な噴火（以下「カルデラ形成噴火」という、）が起こり、その後はカルデラ南縁に形成された火口丘（桜島）における噴火が活動の大部分を占めている。</p> <p>論文では、現地調査に基づき採取した試料を、蛍光エックス線分析装置及び FE-EPMA 等を用いて、全岩化学組成、斑晶ガラス包有物に含まれる含水量、および鉄チタン酸化物鉱物を分析し、始良カルデラにおけるカルデラ形成噴火前後のマグマの活動プロセスについて推定した。</p> <p>火山噴出物の分析結果から、始良カルデラは、約 6 万年前から地下 4～5km の深さに流紋岩質マグマの蓄積を開始し、複数回の噴火において特徴の類似した流紋岩質マグマを噴出していたことが明らかになった。また、カルデラ形成噴火の直前に少量の苦鉄質マグマがマグマ溜まりに注入されており、苦鉄質マグマから供給された熱によるマグマの流動化がカルデラ形成噴火のトリガーとなったことが示唆された。</p> <p>カルデラ形成噴火における噴出量は約 400km³ と見積もられており始良カルデラの陥没量はこの噴出量とほぼ等しいこと、始良カルデラ形成直後に噴出したマグマは桜島の安山岩質マグマであったことから、マグマ溜まり内の流紋岩質マグ</p>		了案件とするが、大規模噴火プロセス等について引き続き知見の拡充を行い、新たな知見が得られた後に再検討を行う。				

最新知見等情報シート番号	件名	情報の概要	受理日	1次スクリーニング		2次スクリーニング		
				対応の方向性	理由	対応の方向性	理由	対応方針
		<p>マは、カルデラ形成噴火の際にほぼ全て噴出したと考えられる。</p> <p>カルデラ形成噴火後はカルデラ東部で流紋岩質マグマを噴出する噴火が発生しているが、この流紋岩質マグマはカルデラ形成噴火で噴出した流紋岩質マグマとは組成が異なる流紋岩質マグマであり、かつカルデラ南部の桜島で噴出している安山岩質マグマの珪長質側端成分の特徴を示すことから、カルデラ形成噴火後に崩壊したマグマ溜まりでマグマの置き換わりがあったことが示唆された。</p>				/		

最新知見等情報シート番号	件名	情報の概要	受理日	1次スクリーニング		2次スクリーニング		
				対応の方向性	理由	対応の方向性	理由	対応方針
21 地津-(D)-0006	千葉県の太平洋岸における歴史記録にない津波の痕跡の発見について(案)	<p>発表日： 令和3年9月3日 掲載誌： Nature Geoscience 論文名： A further source of Tokyo earthquakes and Pacific Ocean tsunamis. 著者： Jessica E. Pilarczyk (国立研究開発法人産業技術総合研究所、カナダ・サイモンフレイザー大学、アメリカ・サザン・ミシシッピ大学) et al.</p> <p>本論文では、千葉県の大湊市における津波堆積物調査の結果と津波シミュレーションによるMw8クラスの津波波源の推定結果が報告されている。津波堆積物の調査では、大湊市地域の北部(匝瑳市)、中央部(山武市)、南部(一宮町)で掘削し、中央部と南部で2層の砂層(上位から砂層A、砂層B)を発見し、砂層A及び砂層Bの堆積構造や有孔虫分析等から、津波堆積物であるとされている。年代測定の結果、砂層Aは、1677年延宝地震または1703年元禄地震、あるいはさらに古い未知の地震による津波堆積物である可能性を示し、それより年代の古い砂層Bは、未知の地震による津波堆積物であるとされている。</p> <p>また、砂層Bを対象に津波浸水シミュレーションを用いてその起源を推定し、考察している。これによると、フィリピン海プレートに対して太平洋プレートが沈み込む領域が破壊された場合、比較的小さなすべり量でも大湊地域で見つかった砂層B地点まで浸水させる津波が発生することが分かったとしている。</p>	2021/9/17	iii)	<ul style="list-style-type: none"> 当該情報は、地質学的な調査により新たな津波堆積物を発見し、さらに津波堆積物の情報を基に、フィリピン海プレートに対して太平洋プレートが沈み込む領域でのプレート間地震・津波の発生を考慮する必要性を説明したものである。 基準地震動及び基準津波の審査ガイドでは、基準地震動及び基準津波の策定に当たって、プレート間地震の発生様式を考慮することとしている。 基準津波の審査ガイドでは、基準津波の選定結果の検証の一つとして津波堆積物で確認することとしている。 よって、当該情報は、上記審査ガイドにおける基準津波の策定で考慮される事項として既に記載されていることから審査ガイドに反映する事項はない。 ただし、当該情報は、既に審査を終えた設置変更許 	iii)	<ul style="list-style-type: none"> 当該情報は、地質学的な調査により新たな津波堆積物を発見し、さらに津波堆積物の情報を基に、フィリピン海プレートに対して太平洋プレートが沈み込む領域でのプレート間地震・津波の発生を考慮する必要性を説明したものである。 基準地震動及び基準津波の審査ガイドでは、基準地震動及び基準津波の策定に当たって、プレート間地震の発生様式を考慮することとしている。 基準津波の審 	

最新知見等情報シート番号	件名	情報の概要	受理日	1次スクリーニング		2次スクリーニング		
				対応の方向性	理由	対応の方向性	理由	対応方針
		著者らは、従来考えられてきた相模トラフや日本海溝に加えて、房総半島東方沖のフィリピン海プレートに対して太平洋プレートが沈み込む領域が巨大地震・津波の発生源として注意すべきであるとしている。			可済みの東海第二発電所の基準津波と関連することから庁内で共有する。		<p>査ガイドでは、基準津波の選定結果の検証の一つとして津波堆積物で確認することとしている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・よって、当該情報は、上記審査ガイドにおける基準津波の策定で考慮される事項として既に記載されていることから審査ガイドに反映する事項はない。 ・ただし、当該情報は、既に審査を終えた設置変更許可済みの東海第二発電所の基準津波と関連することから庁内で共有する。 	

千葉県のパ洋洋岸における歴史記録にない津波の痕跡の発見について（案）

令和3年10月14日
地震・津波研究部門
地震・津波審査部門

1. 背景

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）第5条は、設計基準対象施設は、基準津波に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならぬと規定されており、設置許可基準規則解釈別記3において、基準津波の策定に当たっては、敷地に大きな影響を与えると予想される要因を複数選定することとしており、その要因の一つとしてプレート間地震による津波を考慮することを求めている。また、「基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド（以下、「基準津波審査ガイド」という。）」では、敷地周辺における津波堆積物等の地質学的証拠や歴史記録等から推定される規模を超えていることを確認する、としている¹。

令和3年9月に、Nature Geoscience に千葉県九十九里浜における新たな津波堆積物の発見とこれを再現するための推定津波波源に関する論文²（以下「本論文」という。）が発表されたことから、その内容と今後の対応について報告する。

2. 本論文の内容と得られた新知見

本論文の概要は、以下のとおりである。

- 房総半島沖は、太平洋プレート（PAC）、大陸プレート（CON）、フィリピン海プレート（PHS）が1か所で接する「プレート三重点」が存在（図1参照）し、3つのプレート境界により潜在的な巨大地震の発生源となるため、東京都及びその周辺地域は、地震及び津波のリスクが存在すると述べている。

¹ 「3.6 基準津波の選定結果の検証」の「3.6.1 地質学的証拠及び歴史記録等による確認」

² Jessica E. Pilarczyk, Yuki Sawai, Yuichi Namegaya, Toru Tamura, Koichiro Tanigawa, Dan Matsumoto, Tetsuya Shinozaki, Osamu Fujiwara, Masanobu Shishikura, Yumi Shimada, Tina Dura, Benjamin P. Horton, Andrew C. Parnell, and Christopher H. Vane, A further source of Tokyo earthquakes and Pacific Ocean tsunamis, Nature Geoscience, 2021, <https://doi.org/10.1038/s41561-021-00812-2>.

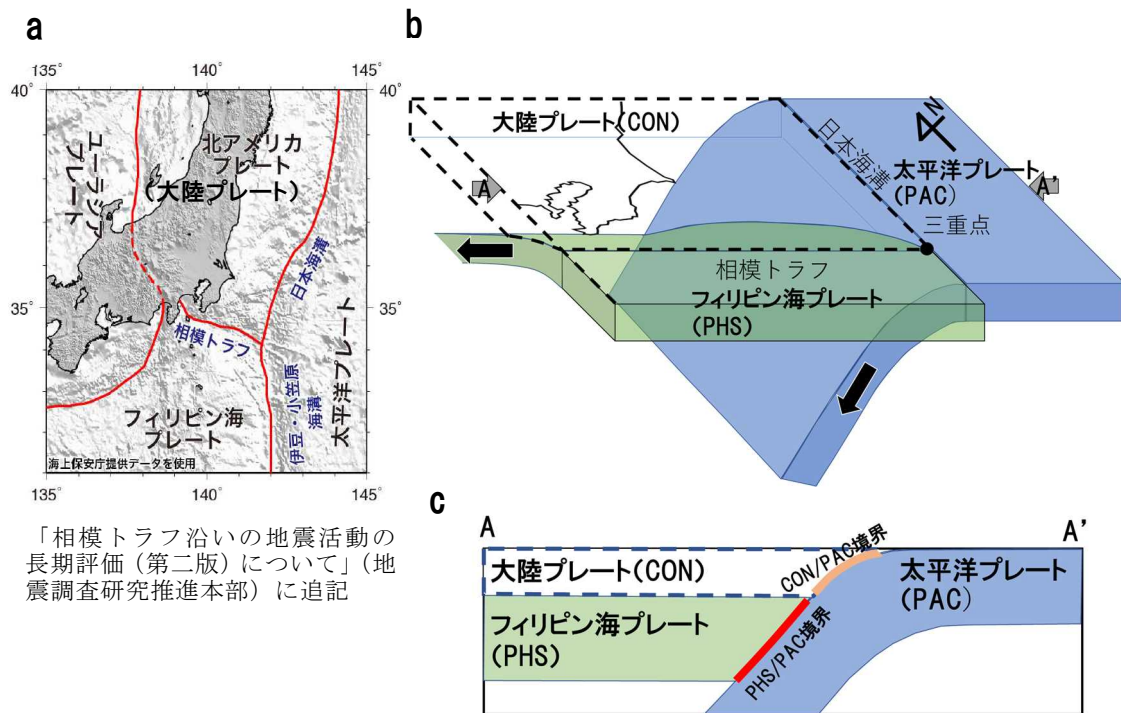


図1 プレート三重点及びプレートの位置関係

- 歴史的に確認されているのは、大陸プレートに対してフィリピン海プレートが沈み込む境界である相模トラフ（以下「CON/PHS境界」という。）及び大陸プレートに対して太平洋プレートが沈み込む境界である日本海溝（以下「CON/PAC境界」という。）において発生したとされる地震であり、フィリピン海プレートに対して太平洋プレートが沈み込む境界（以下「PHS/PAC境界」という。）における被害地震及び被害津波は確認されていないことから、PHS/PAC境界に近い千葉県九十九里浜地域の北部（匝瑳市）、中央部（山武市）、及び南部（一宮町）（以下「調査地域」という。）で地質学的調査（掘削）を行い、中央部と南部で2層の砂層を発見し、津波堆積物と判断している（図2参照）。
- 年代測定の結果、上部の砂層は西暦900年～1700年、下部の砂層は西暦800年～1300年に堆積したものと推定した。上部の砂層は、1677年延宝地震又は1703年元禄地震若しくはより古い未知の地震による津波堆積物である可能性があり、下部の砂層（上部の砂層より古い）は、未知の地震による津波堆積物であるとしている。

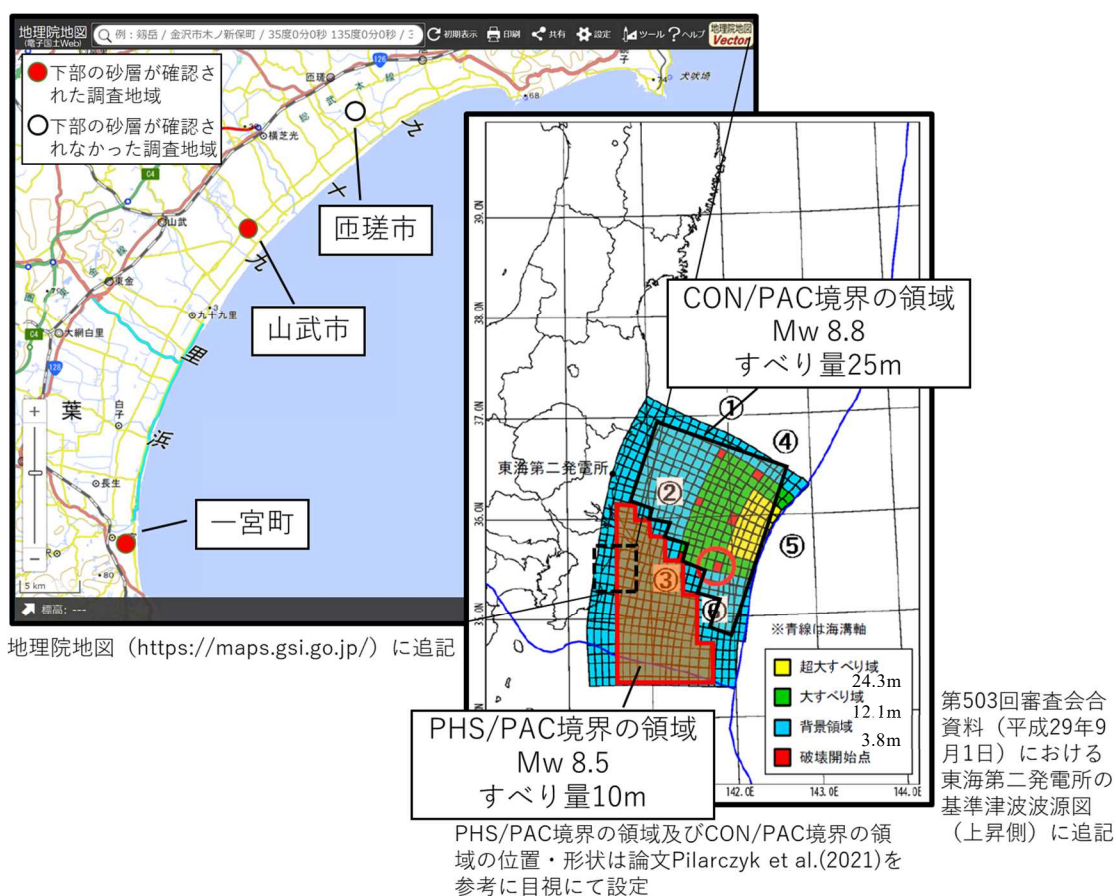


図2 本論文の津波堆積物調査地域、主な推定津波波源の位置及び東海第二発電所の基準津波の波源位置

- このうち、下部の砂層に着目し、津波浸水シミュレーションを用いて CON/PHS 境界、CON/PAC 境界、PHS/PAC 境界及び CON/PAC 境界と PHS/PAC 境界との連動について数ケースずつ解析を行い、津波堆積物の起源を推定している。
- その結果、PHS/PAC 境界で地震が発生した場合、比較的小さなすべり量 (10m) でも下部の砂層まで浸水させる津波が発生することが分かったとした。
- PHS/PAC 境界での、この数十年間の地震観測データ等の限られた期間の情報に基づいて、過去に巨大地震が発生した可能性を否定してはならないとしている。
- 巨大地震・津波の危険性があるとして従来考えられてきた相模トラフである CON/PHS 境界や日本海溝である CON/PAC 境界に加えて、PHS/PAC 境界も発生源として検討すべきであるとした。

3. 今後の対応

本論文で対象となっている PHS/PAC 境界での地震は、設置許可基準規則第 5 条の解釈別記 3 に規定された「プレート間地震」に該当する。基準津波審査ガイドでは、敷地周辺における津波堆積物等の地質学的証拠や歴史記録等から推定される規模を超えていることを確認する、としており、今回の情報は、新たな津波堆積物とこれを再現するための推定津波波源に関する情報である。

本論文の 2 層の津波堆積物（上部砂層と下部砂層）については、新たな知見であり、いずれも推定された年代に幅があるものの、津波堆積物であることを認定した方法に問題はなく、確度の高い情報であると考え。一方、推定津波波源については、わずか 2 か所の調査地域における局所的な津波堆積物（下部砂層）の情報によるものであり、発生当時の津波波源の拡がりやすべり量、マグニチュード等を再現するには、より広域での調査と津波堆積物情報の拡充が必要であると考え。本論文の調査研究は、地震調査研究推進本部の「海溝型地震評価の研究」の施策³の一環として継続して行われており、今後更に検討が進められる可能性がある。引き続き、研究動向に注視し、情報収集を行うこととする。

本論文に関連がある施設としては、日本原子力発電（株）東海第二発電所、日本原子力研究開発機構 原子力科学研究所（JRR-3）、大洗研究所（HTTR）、常陽及び東海再処理施設が挙げられる。新規制基準適合性審査では、それぞれの施設において、CON/PAC 境界に加え PHS/PAC 境界も含む領域に本論文と同程度の地震規模 Mw8.7 の津波波源を設定するとともに、Mw9 クラスで想定する超大すべり域を設定する等の不確かさを十分に考慮した評価を行い、保守的な基準津波を策定している。基準津波による敷地前面等の津波高さ⁴は、本論文の補足資料に示された推定津波波源による津波高さ（最大 12~13m）と比較して十分に高い値である。なお、東海再処理施設については、東海第二等の近隣施設の基準津波を踏まえて廃止措置計画用設計津波が策定されており、津波漂流物防護柵の設置等の対策により、施設の安全機能に影響を及ぼさないことが確認されている。

また、審査と同様に、上記の超大すべり域を調査地点付近の前面海域まで移動させた津波波源を考えた時、津波堆積物が確認された地点まで浸水させることが予想できる。したがって、本論文に関連がある施設に係る基準津波等への影響はないと判断する。

³当該施策は、平成 24 年度に見直された平成 21 年度から当面 10 年間に取り組むべき課題として策定されている。また、令和元年度に、当面 10 年間に取り組むべき課題として引き続き策定されている。

⁴東海第二発電所：T.P. 17.9m、JRR-3：T.P. 14.6m、HTTR（常陽）：T.P. 17.8m

<技術情報検討会資料>
 技術情報検討会は、新知見のふるい分けや作業担当課の特定を目的とした事務的な会議体であり、その資料及び議事録は原子力規制委員会の判断を示すものではありません。

最新知見のスクリーニング状況の概要（自然ハザード以外に関するもの）（案）

令和3年10月14日 長官官房 技術基盤グループ

（期間：令和3年8月21日から令和3年10月1日まで）

最新知見等 情報シート番号	件名	スクリーニング結果 (対応の方向性(案))	資料ページ
21 地津-(B)-0008	高アスペクト比の配管周方向及び軸方向亀裂の閉形式解	vi)	2~4

対応の方向性（案）： i）直ちに規制部等関係部署に連絡・調整し、規制庁幹部に報告する。 ii）対応方針を検討し、技術情報検討会へ諮問する。 iii）技術情報検討会に情報提供・共有する。 iv）情報収集活動を行い、十分な情報が得られてから再度判断する（必要な場合には安全研究を実施する）。 v）安全研究企画プロセスに反映する。 vi）終了案件とする。以下同じ。

最新知見のスクリーニング状況（自然ハザード以外に関するもの）（案）

令和3年10月14日 長官官房 技術基盤グループ

（期間：令和3年8月21日から令和3年10月1日まで）

最新知見等情報シート番号	件名	情報の概要	受理日	1次スクリーニング		2次スクリーニング		
				対応の方向性	理由	対応の方向性	理由	対応方針
21 地津-(B)-0008	高アスペクト比の配管周方向及び軸方向亀裂の閉形式解	<p>H29～R2 年度安全研究プロジェクト「5. 地震・津波及びその他の外部事象等に係る施設・設備のフラジリティ評価に関する研究」のうち、「地震に対するフラジリティ評価手法の検討」の成果の一部</p> <p>投稿先：ASME Journal of Pressure Vessel Technology（投稿中） 論文名：Closed-form stress intensity factor solutions for circumferential and axial surface cracks with large aspect ratios in pipes 著者：東 喜三郎ほか</p> <p>・非破壊検査で高アスペクト比亀裂（亀裂深さ a が亀裂半長 0.5ℓ を超える形状の亀裂）が検出された場合、現行の ASME B&PV Code Section XI 及び日本機械学会維持規格では、実際の検出範囲よりも大きな半円亀裂（$a/\ell = 0.5$）に置き換え、表面点と最深点の応力拡大係数を評価することが定められている。しかし、近年では、高アスペクト比亀裂の応力拡大係数を、半円に置き換えずに合理的に求める手法が幾つか提案されている。今後、これらの評価手法が、事例規格等として維持規格に反映される可能性がある。</p>	2021/9/10	vi)	<ul style="list-style-type: none"> ・当該情報は、高アスペクト比亀裂（$a/\ell > 0.5$）が検出された場合に、影響係数 G_i の閉形式解に基づいて、配管内表面の高アスペクト比亀裂の応力拡大係数の最大値を精緻に算出する方法、及び簡易に算出する方法を提案したものである。 ・高アスペクト比亀裂の応力拡大係数の評価に係る当該情報は、今後の維持規格の技術評価における技術的知見としての活用が見込まれる。 ・なお、当該情報は、現行の「亀裂解釈」で規定される亀裂評価の方法の妥当性を示すものであり、「亀裂解釈」の見直しの必要性が生じるものではない。 			

最新知見 等情報シ ート番号	件名	情報の概要	受理日	1次スクリーニング		2次スクリーニング		
				対応 の方向 性	理由	対応 の方向 性	理由	対応 方針
		<p>・本研究では、高アスペクト比の配管周方向及び軸方向半楕円亀裂の応力拡大係数を有限要素法により計算した。続いて、応力拡大係数の大きさの比を表す影響係数 G_i を、3つの幾何学的なパラメータ（アスペクト比、亀裂深さ/肉厚比、及び管径/肉厚比）の関数として回帰分析を行い、影響係数 G_i の閉形式解（回帰式）を開発した。開発した回帰式を用いて、表面点、最深点、及び最大点の応力拡大係数と、各パラメータの関係を調べた。</p> <p>・評価の結果、高アスペクト比亀裂は以下の特性を有することが確認された。</p> <p>1. 高アスペクト比亀裂 ($a/l > 0.5$) の場合、多項式応力分布の応力拡大係数に対して、亀裂深さ/肉厚比、及び管径/肉厚比の影響は限定的である。一方で、アスペクト比の影響は大きく、その増加とともに応力拡大係数は単調に減少する</p> <p>2. アスペクト比 a/l が 1.0 を超える場合、最大点の応力拡大係数は最深点よりも大きくなる。</p> <p>1. の特性から、現行の米国機械学会規格（ASME B&PV Code Section XI）及び日本機械学会維持規格で定めるモデル化手法（$a/l > 0.5$ を $a/l = 0.5$ に置き換える手法）が十分に保守的に評価できることが確認できた。この傾向は、平板を対象とした既往研究の結果とも良く一致した。また、1. 及</p>		<p>・以上により、終了案件とする。</p>				

最新知見等情報シート番号	件名	情報の概要	受理日	1次スクリーニング		2次スクリーニング		
				対応の方向性	理由	対応の方向性	理由	対応方針
		<p>び2.の特性は、一様応力分布及び線形応力分布下の楕円亀裂の応力拡大係数の理論解の特性とよく一致した。したがって、1.及び2.の特性は、高アスペクト比半楕円亀裂の一般的な特性であると結論することができた。</p> <p>・以上の特性を利用し、影響係数 G_i の閉形式解に基づいて、配管内表面の高アスペクト比亀裂の応力拡大係数の最大値を精緻に算出する方法、及び簡易に算出する方法を提案した。</p>						

<技術情報検討会資料>
技術情報検討会は、新知見のふるい分けや作業担当課の特定を目的とした事務的な会議体であり、その資料及び議事録は原子力規制委員会の判断を示すものではありません。

ノルウェーエネルギー技術研究所ハルデン炉における 問題とその影響（案）

2021年10月14日
原子力規制企画課
技術基盤課

1. はじめに

2019年8月5日、ノルウェーエネルギー技術研究所（以下「IFE」という。）は、ハルデン炉¹の特定のプロジェクトに関する情報を受け取り、外部主導の調査を開始したとの外部発表を行った。原子力規制庁は、ハルデン炉で試験を実施した三菱重工業と同年8月7日に、日立GEニュークリア・エナジーと翌8日に面談を行い、ハルデン炉で実施した試験に与える影響について状況の把握を行っていることを確認した。

その後、両社から問題の特定と影響の評価を行った結果について、まとまったとの連絡があったことから、今般、面談を行い、報告を受けた（参考1及び2参照）。

2. 報告の概要

2. 1 三菱重工業

(1) PLIM プロジェクト

(a) 試験の概要

- 原子炉容器の供用期間中の延性破壊防止のため、国内材料に適した照射脆化予測法・破壊靱性予測法を開発し、規格案を作成するための研究²（以下「PLIM³プロジェクト」という。）のうち、試験片への中性子照射の加速試験をハルデン炉で実施した⁴。
- 機械試験片（以下「試験片」という。）を円筒形の容器（以下「リグ」という。）に配置し、リグを炉内に装荷して、リグが予め計画した照射量・温度になるように照射期間を定めて照射した⁵。
- リグ内に温度を計測するための複数個の熱電対を配置し、照射試験中に連続して温度を計測した。試験片温度は、リグ内の温度分布解析を

¹ 20 MW 研究炉、重水減速、2018年6月27日に恒久停止を決定

² (財)発電技検「原子力プラント機器高度安全化対策技術」の内の「原子炉（圧力）容器の脆化評価技術の開発」（1998年度～2002年度）

³ Nuclear Power Plant Integrated Management Technology

⁴ 照射後の機械試験は別機関で実施

⁵ 照射レベル：3, 6, 10×10¹⁹ n/cm² の3レベル。照射温度：国内プラントの原子炉（圧力）容器下部胴の通常運転中温度に設定

実施し、試験片の配置位置での温度として評価される。この温度分布解析の解析条件（ガンマ発熱量）の設定にあたり、リグ内に設置された熱電対により計測された温度が参照されている。

(b) 温度変更の概要

- 全リグ（6 体）に対して、各リグ内に配置した 8 個の熱電対のうちの特定の熱電対の出力電圧を明文化されていない変更アルゴリズムで変更した後に、温度換算されている。
- リグ毎の熱電対の時刻歴平均温度は、温度換算の変更前後で、変更前後で差がないものも含め、 $-9\sim+8^{\circ}\text{C}$ となっている。

(c) 影響の評価

- PLIM プロジェクトで得られたデータは、以下の民間規格に反映されている⁶。

【JEAC4201「原子炉構造材の監視試験方法」】

- ① 上部棚吸収エネルギー減少率の予測式の規定

【JEAC4206「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」】

- ② 上部棚破壊靱性評価式⁷の規定

- 温度変更が最も大きい（ -9°C ）リグ No. 2 に対して、IFE が当時の解析を可能な限り再現して解析を行ったところ、試験片温度は $275\sim 301^{\circ}\text{C}$ と評価され、有効な温度範囲⁸内（ $274\sim 310^{\circ}\text{C}$ ）となっていることが確認された。
- その他のリグに対して簡易的に試験片温度を推定したところ、有効な温度範囲内（ $274\sim 310^{\circ}\text{C}$ ）になっていることを確認している。
- 現状確認できている範囲では、試験片の有効性を損なうものではないと評価できる。

2. 2 日立GEニュークリア・エナジー

(1) 被覆管腐食試験プロジェクト

(a) 試験の概要

- 被覆管の腐食因子（中性子線、 γ 線、 β 線および沸騰環境等）が腐食挙動に及ぼす影響を評価し、予め燃料照射実証試験の比較データを取得することを目的とした照射試験を実施した。

(b) 処置の影響の概要

- 約 180 日間の照射のうち約 21 日間、試験設備の故障により、一時的に試験ループ水の温度が設定値から約 10°C 低下した。設備故障が発生した期間の前後のデータ傾向に合わせて運転データ（試験ループ水温、圧力、流量）が書き換えられていた。

⁶ これらの規格は、技術基準規則解釈の第 14 条（安全設備）に引用されている。

⁷ 上部棚吸収エネルギーと破壊靱性の相関式

⁸ 上部棚吸収エネルギーの減少率の予測式における公称照射温度の適用範囲

(c) 影響の評価

- 試験ループ水の温度については、低下幅が小さく期間も短いことから、被覆管腐食に及ぼす影響は非常に小さいと考える。なお、他の照射試験の結果と比較しても、腐食量に差異は認められていない。
- 圧力および流量については、問題にならない程度の変動が試験期間中に発生するのが通常であり、当該照射試験での処置は、試験期間中に発生する変動に比べて十分小さく、腐食に及ぼす影響は非常に小さいと考える。

(d) 審査への影響

- 許認可等申請書類には使用されておらず、影響はない。

(2) B₄C 照射挙動確認試験プロジェクト

(a) 試験の概要

- B₄C 試験体の照射特性を確認する試験を実施

(b) 処置の影響の概要

- 約 120 日間の照射のうち約 30 日間、一部の B₄C 試験体の照射中計測データについて、計測器のケーブルの接続不良に起因した不規則な部分が確認された。この期間の計測データをその前後のデータの傾向に合わせて補間し、前後の計測データと滑らかに接続されるように書き換えられていた。

(c) 影響の評価

- 同じ条件の複数の B₄C 試験体が試験に供されており、本試験の評価に対する影響はない。

(d) 審査への影響

- 許認可等申請書には使用されていないが、電源開発の補足説明資料やコメント回答資料などの一部に引用されている。
- 燃焼度(燃焼密度)がしきい値を超えた高燃焼度の領域でのヘリウム放出率を評価する式 (R) の妥当性を説明するために用いた図に含まれるが、不適切な処置が行われたデータは、妥当性確認の範囲外であり、当該資料における式 (R) の説明内容には影響しない。

3. 規制に与える影響

3. 1 PLIM プロジェクト

技術基準規則⁹第 14 条(安全設備)において、「設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるよう、施設しなければならない。」と規定され、技術基準規則解釈¹⁰第 14 条 4 において、原子炉圧力容器は、「JEAC4206 原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」に掲げる破壊じん性の要求を満

⁹ 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則

¹⁰ 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈

足ること、監視試験については「JEAC4201 原子炉構造材の監視試験方法」によることとしている。これらの規格は、運転延長認可、高経年化技術評価及び設計及び工事計画の認可において、加圧熱衝撃評価（以下「PTS 評価」という。）等に用いられている。

このうち、PLIM プロジェクトの試験データは、上記 2. 1 (c) の「①上部棚吸収エネルギー減少率の予測式」及び「②上部棚破壊靱性評価式」の策定のために実施されたものであるが、以下の予測式の策定にも用いられている。

【JEAC4201 原子炉構造材の監視試験方法】

③ 関連温度移行量予測式

三菱重工の検討によれば、簡易的に試験片温度を推定したところ、その範囲は 276～302℃であった¹¹。上記のうち、「①上部棚吸収エネルギー減少率の予測式」については、規格の適用温度範囲内（275～310℃）であることから、影響はないものと考えられる。また、「②上部棚破壊靱性評価式」については、上部棚吸収エネルギーと破壊靱性の相関式であり、温度の影響は受けない。

「③関連温度移行量予測式」については、280～300℃の試験片¹²を対象としていることから、技術的な影響の評価を JAEA の協力を受けて実施した（別紙 1 参照）。概要は以下のとおり。

- 照射温度が仕様の範囲（290℃±10℃）を逸脱した試験片の影響を確認するために、照射温度の簡易補正の結果 280～300℃に入らなかった試験片は除外して、 ΔT_{r30} を求め直し、照射温度の簡易補正の前後の ΔT_{r30} の差を算出した。
- 簡易補正により除外する試験片が発生するデータセットは 5 個あり、 ΔT_{r30} の差は、最も大きい場合で約 3℃（ ΔT_{r30} の絶対値と比較して約 2%）であった。
- 脆化予測式の策定に用いられたデータセットは PLIM 事業により得られたものも含め 371 あり、温度変更の結果が予測式に与える影響は非常に小さいと推定される。

また、過去に事業者が実施した PTS 評価の結果は、温度補正の影響を踏まえても、十分な余裕（最も厳しいもので数十度）を有している。

3. 2 被覆管腐食試験プロジェクト及び B₄C 照射挙動確認試験プロジェクト

前述のとおり、いずれについても、許認可等申請には使用されておらず、影響はない。

4. 今後の進め方

上記 3. 1 の「③関連温度移行量予測式」については、温度変更の影響を踏まえても PTS 評価に用いる予測式に与える影響は非常に小さいと推定されるこ

¹¹ 添付 2 参照

¹² シャルピー衝撃試験片

と、及び過去に事業者が実施した PTS 評価の結果は、十分な余裕を有していることから、既に提出された事業者の申請については、再評価等の対応は必要ないと考える。なお、申請中の審査や今後の審査においては、温度変更の影響を踏まえても、PTS 評価に十分な余裕を有するか確認する必要がある。

関連する民間規格への影響については、策定者である日本電気協会が評価を行うとしていることから、今後実施される影響評価の内容について日本電気協会から聴取することとしたい。

ハルデン炉での材料照射試験（PLIM プロジェクト）における 照射温度の簡易補正とそのシャルピー衝撃特性への影響（案）

2021年10月14日
日本原子力研究開発機構
安全研究センター

1. はじめに

「原子力プラント機器高度安全化対策技術(原子炉(圧力)容器の脆化評価技術の開発)」(以下「PLIM プロジェクト」という。)¹⁻⁶のうち、ハルデン炉で実施された材料照射試験における照射温度の計測において、照射用リグに装荷された熱電対の出力電圧に明文化されていない調整があった。日本原子力研究開発機構(JAEA)安全研究センターでは、原子力規制庁からの依頼に対応し、ノルウェーエネルギー技術研究所(IFE)の外部調査機関主導の調査結果として、報告された熱電対の温度(表1)に基づき、リグに装荷された試験片の温度を簡易的に補正し、関連温度移行量予測式のデータベースとなったシャルピー衝撃特性に及ぼす影響を検討した。

2. PLIM プロジェクトにおける材料照射試験の概要

原子炉圧力容器として用いられる低合金鋼は、炉心からの中性子照射により脆化(以下「照射脆化」という。)する。PLIM プロジェクトでは、照射脆化の程度を調べるため、低合金鋼から作製した試験片をリグと呼ばれる円筒形の容器に入れ、合計で6つのリグ(No.1～No.6)をハルデン炉の炉内に装荷し、試験片が所定の中性子照射量になるまで材料照射試験が実施された。

目標とした中性子照射量のレベルは、3、6、 10×10^{19} (n/cm², E>1MeV)の3段階であった。ハルデン炉の炉水温度は約240℃であり、ガンマ発熱により試験片の温度(照射温度)は上昇する。照射温度は、リグ内の試験片と試験片ホルダーとの隙間に、ヘリウム及びアルゴンガスの混合ガスを満たし、その混合比を変えることにより仕様範囲280℃～300℃となるように制御された。照射温度は、一部の試験片に取付けた熱電対の温度から求めた軸方向のガンマ発熱量分布を用いて、各試験片中央部での照射温度が有限要素解析により求められた。

炉内での中性子照射が終了してリグから取り出された試験片について、照射後試験としてシャルピー衝撃試験等の機械的特性試験が実施された。図1に、シャルピー衝撃試験データの模式図を示す。シャルピー衝撃試験は、監視試験において行われている試験方法であり、異なる試験温度で、切り欠きの入った角柱状試験片に衝撃を与えて破壊させる。低合金鋼の場合、試験温度が低温から高温になるにつれて、破壊様式は脆性から延性に変化する。このような試験データ点を双曲線正接関数で近似して延性脆性遷移曲線と定義し、この曲線から脆化の指標として、吸収エネルギーが41Jとなる温度 T_{41J} (T_{r30})及び上部棚吸収エネルギー(USE)が求められた。USEは、試験片が100%延性破壊となる上部棚領域の吸収エネルギーの平均値である。照射脆化が進むと、 T_{r30} は高温側に移行し、USEが低下する。関連温度移行量は、照射前後の T_{r30} の差分(ΔT_{r30})である。

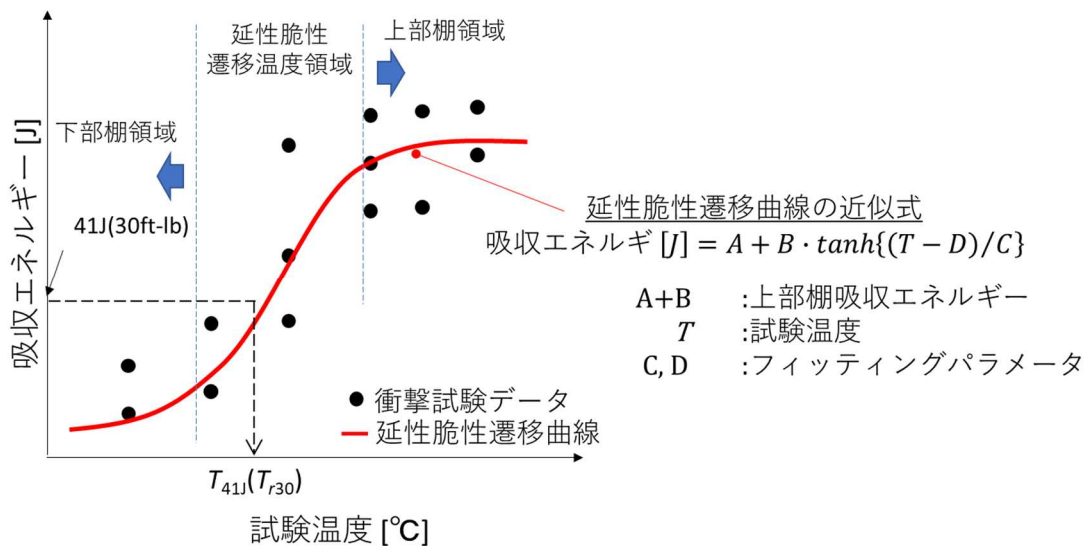


図 1 シャルピー衝撃試験データ(模式図)及び T_{r30} の求め方

3. 検討方法

明文化されていない熱電対出力電圧の調整(以下「温度変更という。」)に起因して照射温度の補正が必要な試験片を同定し、照射温度の補正が、関連温度移行量予測式のデータベースに用いられた ΔT_{r30} に及ぼす影響を調べた。なお、照射脆化の別の指標である USE については、照射温度の影響は軽微(0.08%/°C)であるという試験結果が報告されている⁷ことから、 T_{r30} に比べ照射温度の影響は小さいと考えられる。

(1) リグ内の試験片及び熱電対の配置

PLIM プロジェクト事業報告書¹⁻⁶における試験片及び熱電対のリグ内配置並びに IFE の外部調査機関から報告された温度及び温度変更後温度(表1)から、温度変更に起因して照射温度の補正が必要な試験片を同定した。

(2) 試験片毎の照射温度補正

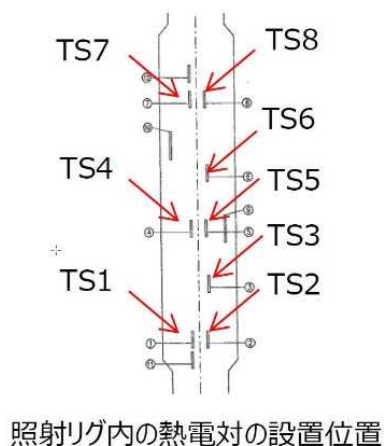
各リグ(計6本)には8本の熱電対が装荷されており、温度変更前後の差分を基に、試験片毎に照射温度を補正した。熱電対と同じ軸方向高さにある試験片については、表1の温度変更前の温度を照射温度とし、同じ軸方向高さに熱電対が2本装荷されていた場合、それらの平均値を照射温度とした。熱電対と試験片の軸方向高さが異なる場合、本来であればガンマ発熱の軸方向分布に基づいて評価すべきところ、今回の検討では図2に示すように、簡易的に隣の熱電対との間で温度変更前後の差分を線形補間し、各試験片の照射温度を補正した。

(3) ΔT_{r30} の再評価

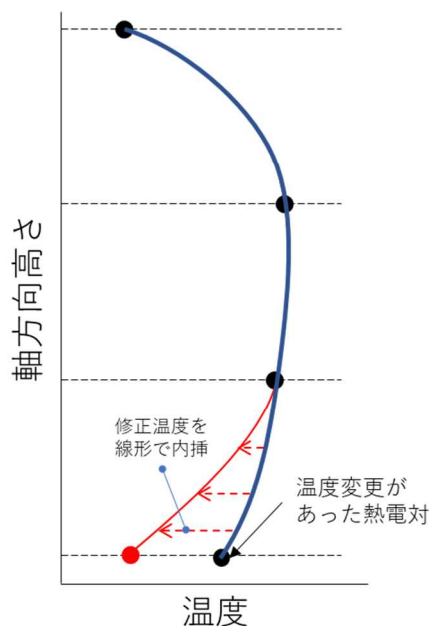
(2)により試験片毎に照射温度を補正した結果、PLIM プロジェクトにおける照射温度の仕様範囲(280°C~300°C)を逸脱した場合、当該衝撃試験データ点を除外して双曲線正接関数(図1)で近似して T_{r30} を再評価し、未照射材との差分である ΔT_{r30} を求めた。除外対象となるデータが上部棚領域である場合、照射温度の USE への影響は軽微である⁷ことから、データ除外前の USE を用いて近似した。

表1 リグ毎の熱電対の時刻歴平均温度(変更前後)

リグ	温度変更された熱電対	変更前温度℃	変更後温度℃ (当時の温度)	差分℃
IFA-643.1 (リグNo.1)	TS1	267	275	8
	TS2	276	279	3
IFA-644.1 (リグNo.2)	TS1	268	275	7
	TS5	306	297	-9
IFA-645.1 (リグNo.3)	TS1	268	273	5
	TS3	277	281	4
IFA-646.1 (リグNo.4)	TS1	274	278	4
IFA-647.1 (リグNo.5)	TS3	300	300	0
	TS6	299	299	0
	TS7	274	276	2
IFA-654.1 (リグNo.6 照射前期)	TS8	280	283	3
	TS4	280	285	5



端部の熱電対で温度変更が行われた場合



中央部の熱電対で温度変更が行われた場合

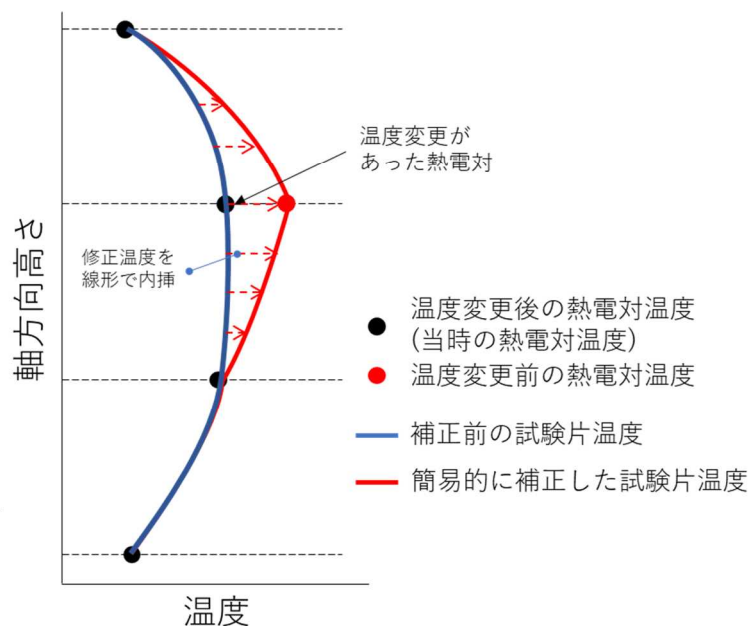


図2 簡易的な試験片温度の補正方法(模式図)

4. 試験片毎の照射温度の補正

図3に、試験片装荷要領及び有限要素解析による温度評価の例(リグ No.2)を示す。図中左は、破壊靱性試験片(1T-CT、1/2T-CT)、引張試験片、シャルピー試験片及び熱電対(TS1~TS8)の装荷位置を示しており、熱電対の計測温度を基に、軸方向高さを変えて有限要素解析(図中右)を実施して各試験片の照射温度が求められていた。3.(2)の方法で求めた差分(補正温度)を青字で示している。同様の評価を各リグ(6本)に対しても実施し、すべてのシャルピー試験片について照射温度の補正を行った。表2に、照射温度の仕様(280°C~300°C)を逸脱した試験片を示す。全37データセットのうち6個のデータセットにおいて、合計14本(全444本)の試験片が照射温度の仕様を逸脱した。

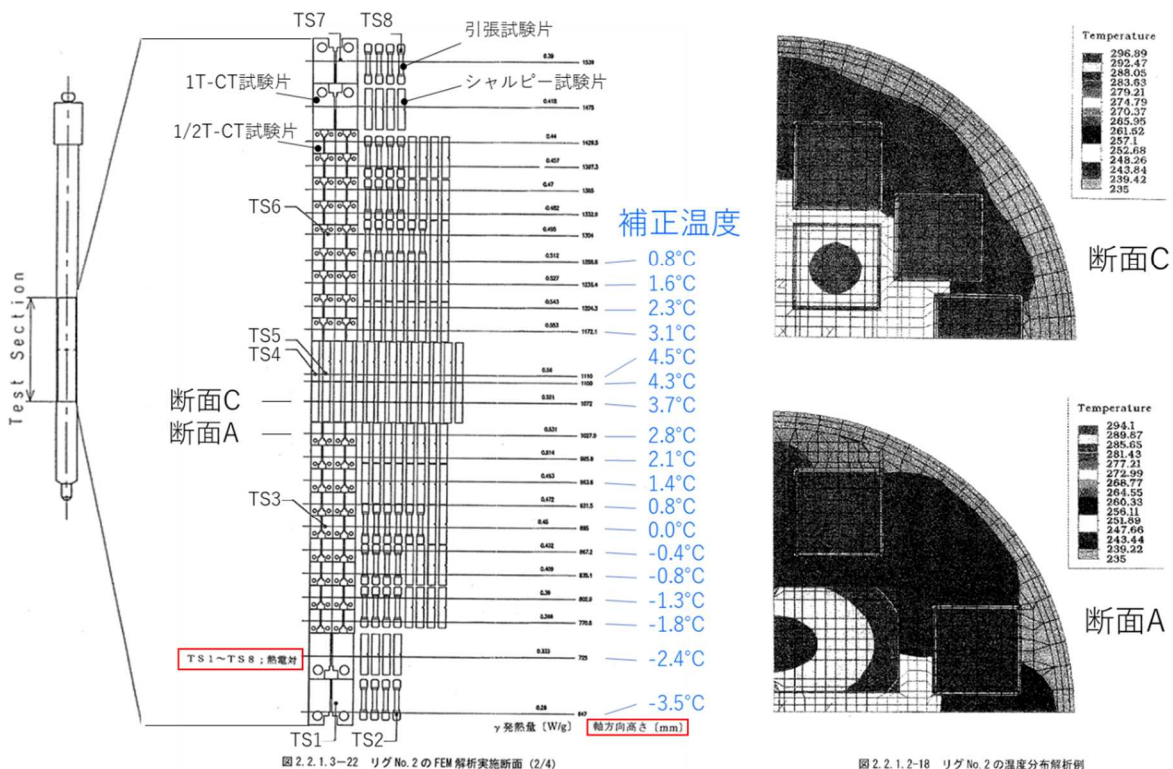


図3 リグへの試験片装荷要領と温度評価例 (リグ No.2)

表2 照射温度の仕様を逸脱する試験片

材料	中性子照射レベル ($n/cm^2, E>1MeV$)	リグ番号	本数
母材 No.1	$\sim 10 \times 10^{19}$	2	3
母材 No.3	$\sim 10 \times 10^{19}$	2	3
母材 No.4	$\sim 10 \times 10^{19}$	2	3
母材 No.5	$\sim 10 \times 10^{19}$	2	2
溶接熱影響部*	$\sim 10 \times 10^{19}$	2	2
標準材	$\sim 10 \times 10^{19}$	2	1

*: 溶接熱影響部は関連温度移行量予測式の開発に用いられていない。

5. シャルピー衝撃試験結果への影響

表2のデータセットのうち、関連温度移行量予測式の開発に用いられた母材及び標準材の5個のデータセットを対象に、照射温度が仕様の範囲を逸脱する試験片で取得したデータを除外して ΔT_{r30} への影響を確認した。図2に、双曲線正接関数を用いて吸収エネルギーに対して最小2乗フィッティングして延性脆性遷移曲線を求めた結果を示す。表3に、除外前後の ΔT_{r30} を比較した結果を示す。データ除外による ΔT_{r30} の変化は最大約3°C(2%)であった。

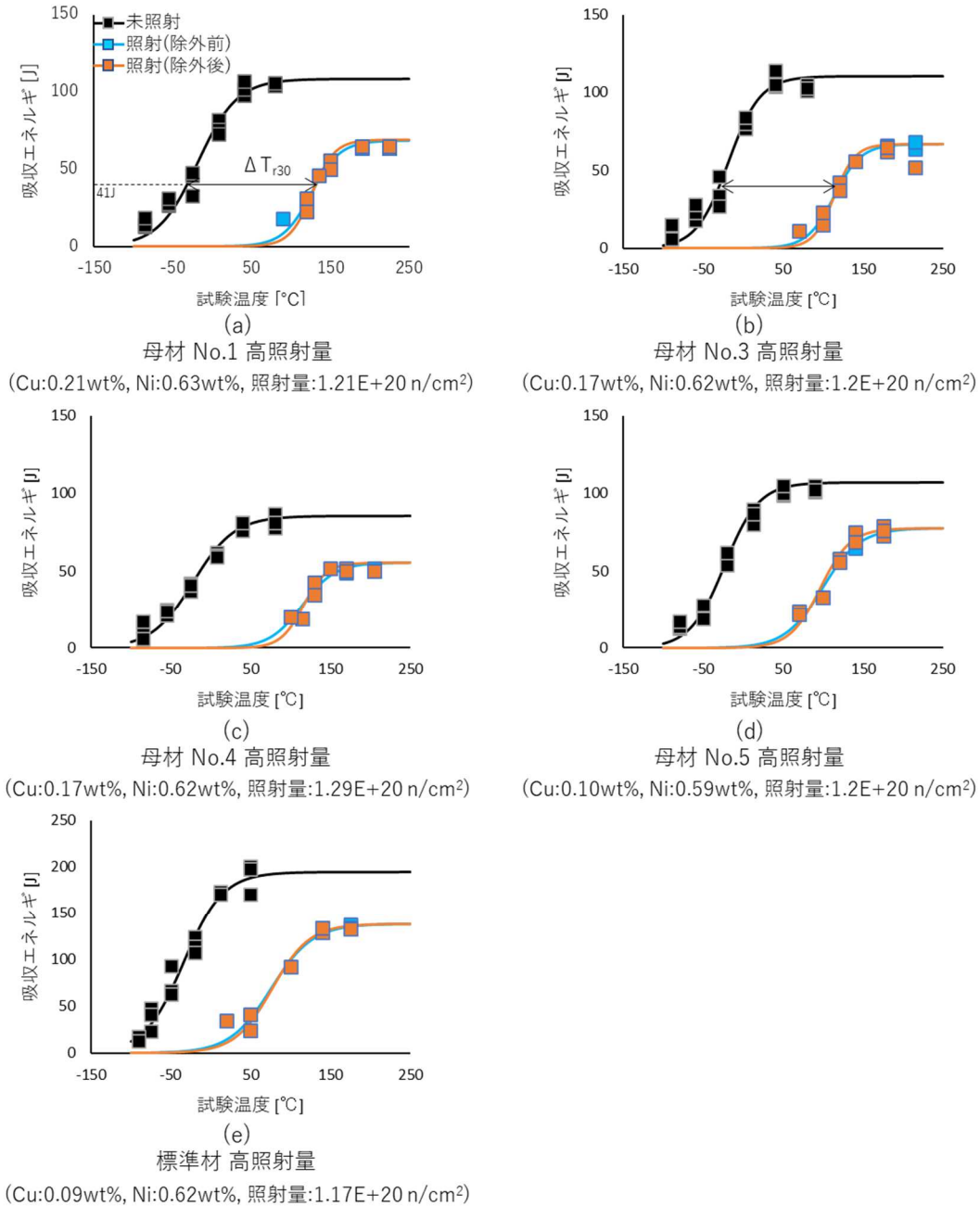


図4 データ除外前後におけるシャルピー延性脆性遷移曲線の評価結果
(未照射材の遷移曲線もあわせて示してある。)

表3 データ除外前後の ΔT_{r30} の変化

	除外前 ΔT_{r30} (°C)	除外後 ΔT_{r30} (°C)	除外後 ΔT_{r30} - 除外前 ΔT_{r30} (°C)	変化率 (%)
(a) 母材 No.1	165.6	165.7	0.1	0.1
(b) 母材 No.3	151.2	151.4	0.2	0.1
(c) 母材 No.4	159.8	159.7	-0.1	0.1
(d) 母材 No.5	136.3	133.4	-2.9	2.1
(e) 標準材	128.7	128.6	-0.1	0.1

6. おわりに

PLIM プロジェクトのうちハルデン炉で実施された材料照射試験において、照射用リグに装荷された熱電対の温度変更に関して、リグに装荷された試験片の照射温度を簡易的に補正し、関連温度移行量予測式のデータベースとなった ΔT_{r30} に及ぼす影響について検討した。

PLIM プロジェクトの事業報告書から試験片装荷位置を確認し、シャルピー試験片の照射温度を補正した結果、6 個のデータセット中の計 14 本の試験片が照射温度の仕様 (280°C~300°C) を逸脱していた。

関連温度移行量予測式の開発に用いられた母材及び標準材の 5 個のデータセットにおいて、照射温度が仕様の範囲を逸脱する試験片のデータを除外した場合、1 個のデータセットで ΔT_{r30} 変化量は 2%程度であり、他の 4 個のデータセットでは 0.1%程度であった。

参考文献

1. 平成 10 年度実用原子力プラント経年変化信頼性等実証試験 事業報告書, 独立行政法人原子力安全基盤機構, 平成 11 年 3 月
2. 平成 11 年度原子力プラント機器高度化技術開発 事業報告書, 独立行政法人原子力安全基盤機構, 平成 12 年 3 月
3. 平成 12 年度原子力プラント機器高度化技術開発 事業報告書, 独立行政法人原子力安全基盤機構, 平成 13 年 3 月
4. 平成 13 年度原子力プラント機器高度安全化対策技術 事業報告書, 独立行政法人原子力安全基盤機構, 平成 14 年 3 月
5. 平成 14 年度原子力プラント機器高度安全化対策技術(重要機器等脆化評価等) 事業報告書, 独立行政法人原子力安全基盤機構, 平成 15 年 3 月
6. 平成 14 年度原子力プラント機器高度化技術開発 事業報告書(別冊)原子炉(圧力)容器の脆化評価技術の確立, 独立行政法人原子力安全基盤機構, 平成 15 年 3 月
7. R. Nanstad and R. G. Berggren "Effects of Irradiation Temperature on Charpy and Tensile Properties of High-Copper, Low upper-shelf, submerged arc-welds", ASTM STP, 1175, (1993).

ハルデン炉での照射試験における温度変更について

過去当社より委託したノルウェーのハルデン炉での照射試験において、IFE（ハルデン炉を所有する機関）から「要領が明確でない温度変更が行われていた」との報告を受けています。

本資料は、現時点での IFE 及び外部調査機関から得られた情報に基づき、過去のハルデン炉での照射試験結果への影響をまとめたものです。

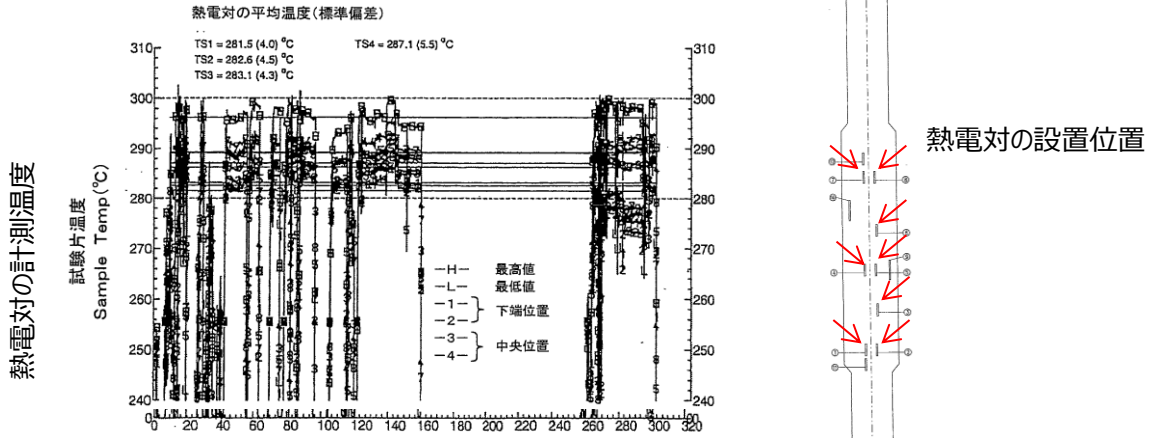
1. ハルデン炉に関するプロジェクト

- 当社が IFE に委託したプロジェクトは以下の通りであり、原子炉容器材料の脆化程度を評価するために、原子炉容器と同等の材料（試験片）をハルデン炉で照射している。
名称：(財)発電技検「原子力プラント機器高度安全化対策技術」の内の「原子炉（圧力）容器の脆化評価技術の開発」（1998年度～2002年度）
実施内容：原子炉容器の供用期間中の延性破壊防止のため、国内材料に適した照射脆化予測法・破壊靱性予測法を開発し、規格案を作成する（補足1参照）。
IFE スコープ：試験片照射（加速照射）（*）照射後の機械試験は別機関で実施。
- 尚、上記プロジェクトで得られたデータは、下記の国内規格・基準へも反映されている。
JEAC4201「原子炉構造材の監視試験方法」（2004年版以降）
（上部棚吸収エネルギー減少率の予測式の規定）
JEAC4206「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」（2004年版以降）
（上部棚破壊靱性評価式（上部棚吸収エネルギーと破壊靱性の相関式）の規定）

2. ハルデン炉での試験概要

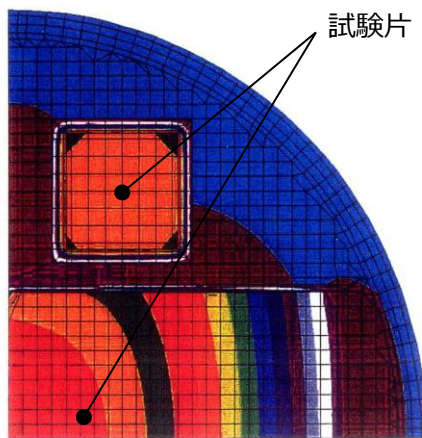
- ハルデンでの照射試験は、機械試験片（以降、試験片）を円筒形の容器（「リグ」と呼ぶ）に配置し、そのリグを炉内に装荷して、リグが予め計画した照射量に達するように照射期間を定めて照射するものである（照射レベル： $3,6,10 \times 10^{19}$ n/cm²の3レベル）。
- 照射試験条件として、上記の照射量に加え、照射温度も、国内プラントの原子炉（圧力）容器下部胴の通常運転中温度に設定し、リグ内に温度を計測するための複数個の熱電対を配置し、照射試験中に連続して温度を計測している。
- 照射された試験片は、照射量と試験片温度のパラメータで整理される。試験片温度は、リグ内の温度分布解析（FEM）を実施し、試験片の配置位置での温度として評価される。この温度分布解析の解析条件（ガンマ発熱量）の設定にあたり、リグ内に設置された熱電対により計測された温度が参照されている。（図1、添付1参照）。
- 尚、照射された試験片の機械試験は、IFE ではなく別機関で実施し、IFE のスコープは照射試験のみである。

熱電対による温度計測

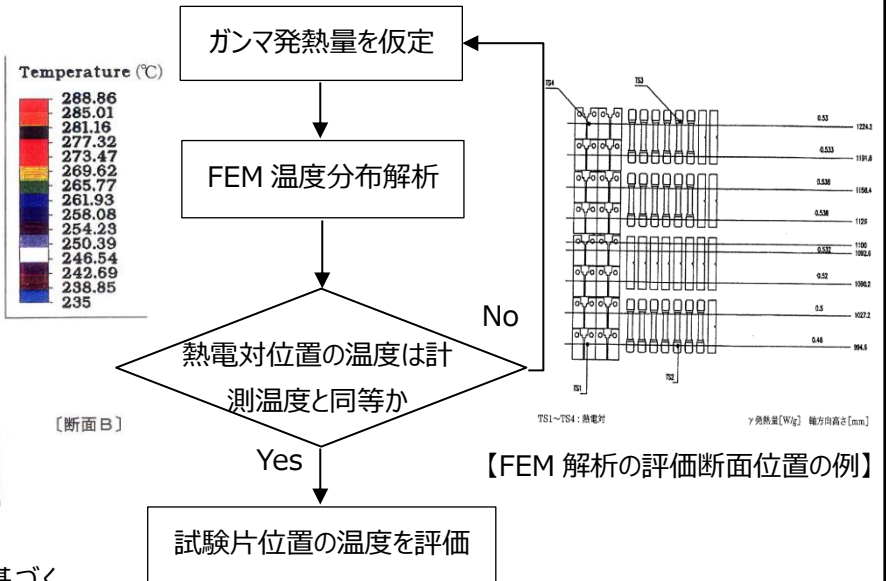


【照射試験中の熱電対の計測温度 (時刻歴) の例】 【照射リグ中の熱電対の設置位置の例】

FEM による温度分布解析



【熱電対の計測温度の平均値に基づく FEM 解析による温度コンタ図の例】



【ガンマ発熱量の設定と FEM 解析の流れ】

試験片位置での温度評価

FEM 解析により得られた温度分布から、試験片温度として試験片位置での温度を評価。

- 照射リグ内に配置された試験片の照射温度は、リグ内の温度分布解析 (FEM) にて評価される。
- この温度分布解析は、ガンマ発熱量を変化させて繰り返し実施され、解析による熱電対位置の温度が計測温度に極力近くなるようなガンマ発熱量を設定して実施している。

出典 : 独立行政法人 原子力安全基盤機構 (財団法人 発電設備技術検査協会) 平成 14 年度原子力プラント機器高度安全化対策技術 (重要機器等脆化評価等) 事業報告書, 平成 15 年 3 月

図 1 ハルデン炉での照射試験における各試験片の照射温度の算出方法

3. 温度変更に関する情報

- 外部調査機関による調査の結果、当社が委託したプロジェクトにおいては、以下のとおり熱電対の温度変更が行われていたことが確認されている。
 - ✓ 全リグ（6 体）に対して、各リグ内に配置した 8 個の熱電対のうち特定の熱電対データからの温度換算に、明文化されていない変更アルゴリズムが組み込まれている。
 - ✓ リグ毎の熱電対の時刻歴平均温度は、温度換算の変更前後で、変更前後で差がないものも含め、-9~+8℃となっている（表 1 参照）。

表 1 リグ毎の熱電対の時刻歴平均温度（温度変更前後）

IFA-643.1 (see Figure 4) (リグ No.1)

TS signal	As-measured temperature, °C 計測温度	Amended temperature, °C 変更後温度	ΔT , °C	Interval over which amended temperature applied
TS1	267	275	8	1999/07/07 – 1999/09/29
TS2	276	279	3	1999/07/07 – 1999/09/29

IFA-644.1 (see Figure 23) (リグ No.2)

TS signal	As-measured temperature, °C	Amended temperature, °C	ΔT , °C	Interval over which amended temperature applied
TS1	268	275	7	1999/07/01 – 2001/11/24
TS5	306	297	-9	1999/07/01 – 2001/11/24

IFA-645.1 (see Figure 27) (リグ No.3)

TS signal	As-measured temperature, °C	Amended temperature, °C	ΔT , °C	Interval over which amended temperature applied
TS1	268	273	5	1999/07/17 – 1999/10/09*
TS3	277	281	4	1999/07/17 – 1999/10/09*

*TS1 and TS3 removed during continued irradiation of IFA-645.1 until 2000/10/26

IFA-646.1 (see Figure 38) (リグ No.4)

TS signal	As-measured temperature, °C	Amended temperature, °C	ΔT , °C	Interval over which amended temperature applied
TS1	274	278	4	1999/07/01 – 2000/04/29

IFA-647.1 (see Figure 49) (リグ No.5)

TS signal	As-measured temperature, °C	Amended temperature, °C	ΔT , °C	Interval over which amended temperature applied
TS3	300	300	0	1999/12/20 – 2000/10/06
TS6	299	299	0	1999/12/20 – 2000/10/06
TS7	274	276	2	1999/12/20 – 2000/10/06
TS8	280	283	3	1999/12/20 – 2000/10/06

IFA-654.1 (see Figure 54) (リグ No.6 (照射前期))

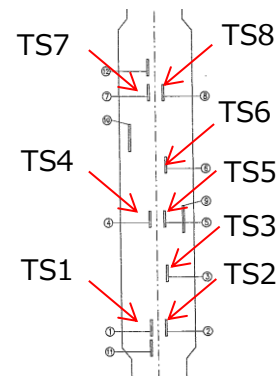
TS signal	As-measured temperature, °C	Amended temperature, °C	ΔT , °C	Interval over which amended temperature applied
TS4	280	285	5	2000/06/20 – 2000/10/06

【説明】

IFA-***,* : リグ番号 (6 種類)

TS* : 熱電対番号

ΔT (°C) : 変更された温度と計測された実際の温度との差



照射リグ内の熱電対の設置位置

4. 温度変更の影響について

今回の事象は、熱電対の計測結果から温度へ換算する際の温度変更であることから、熱電対温度を参照し温度分布解析で評価している試験片の温度への影響を確認し、試験片の有効性を確認する。

4.1 影響評価の考え方

- 照射試験時の試験片における照射温度が企図した温度範囲を外れていた場合は、その試験片は有効ではない。
- 当該プロジェクトにおける破壊靱性の有効範囲は、JEAC4201-2007(2013 年追補版)により、274~310℃である（上部棚吸収エネルギーの減少率の予測式における公称照射温度の適用範囲）。
- 今回の温度変更では、計測温度と変更後の温度では、-9~+8℃の差があることから、これにより、試験片温度が上記の有効範囲内であるかどうかを評価する。

4.2 影響評価の要領と評価結果

熱電対データの温度変更の試験片温度への影響を以下のとおり評価した。

a. 評価要領

- 当該プロジェクトにおける当時の評価と同様に、温度分布解析を実施し、リグ内に配置されている各試験片の照射温度を評価する。
- 温度分布解析は、当時の解析モデルが残存しないことから、当時の解析を可能な限り再現して実施し、温度変更される前の熱電対による温度を参照する。
- 温度分布解析は、全リグに対して実施予定であるが、温度変更が最も大きい（-9℃）リグ No.2 に対して先行して実施する（その他リグも解析実施中）。

b. 評価結果

- 温度分布解析結果の例を図 2 に、本温度分布解析結果による各試験片の温度変更前の温度範囲を当時評価した温度変更後の温度と比較して図 3 に示す。図 3 より、試験片温度は 275~301℃と評価され、有効な温度範囲内（274~310℃）となっていることが確認された。
- 尚、本評価は、リグ No.2 の結果であるが、その他リグについても、解析が完了次第、評価予定であり、現時点では、その他のリグに対して簡易的に試験片温度を推定しても、有効な温度範囲内（274~310℃）になっていることを確認している（添付 2 参照）。

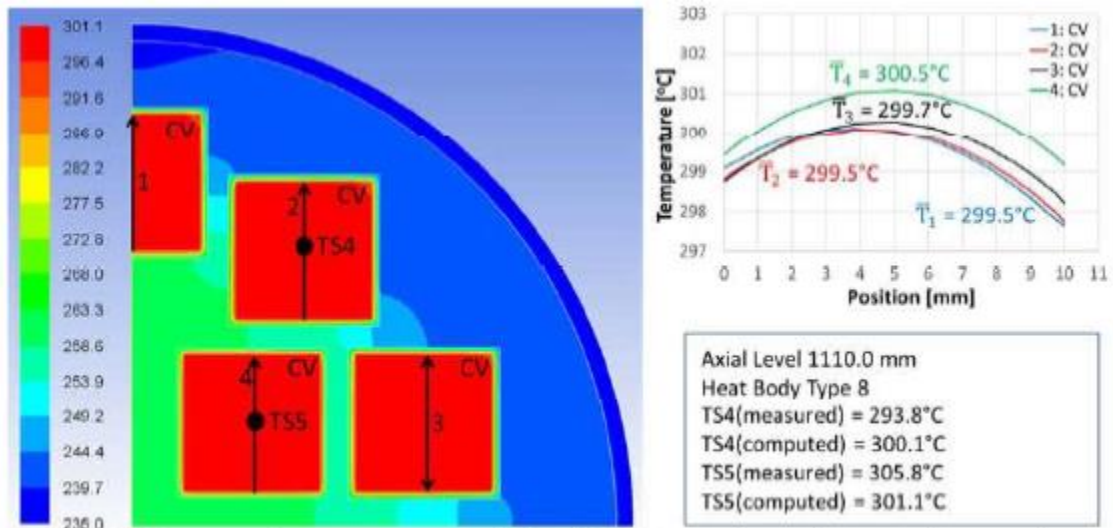


Figure 28. Computed temperatures at axial level 1110.0 mm above the reactor bottom plate.

図 2 温度分布解析結果の例

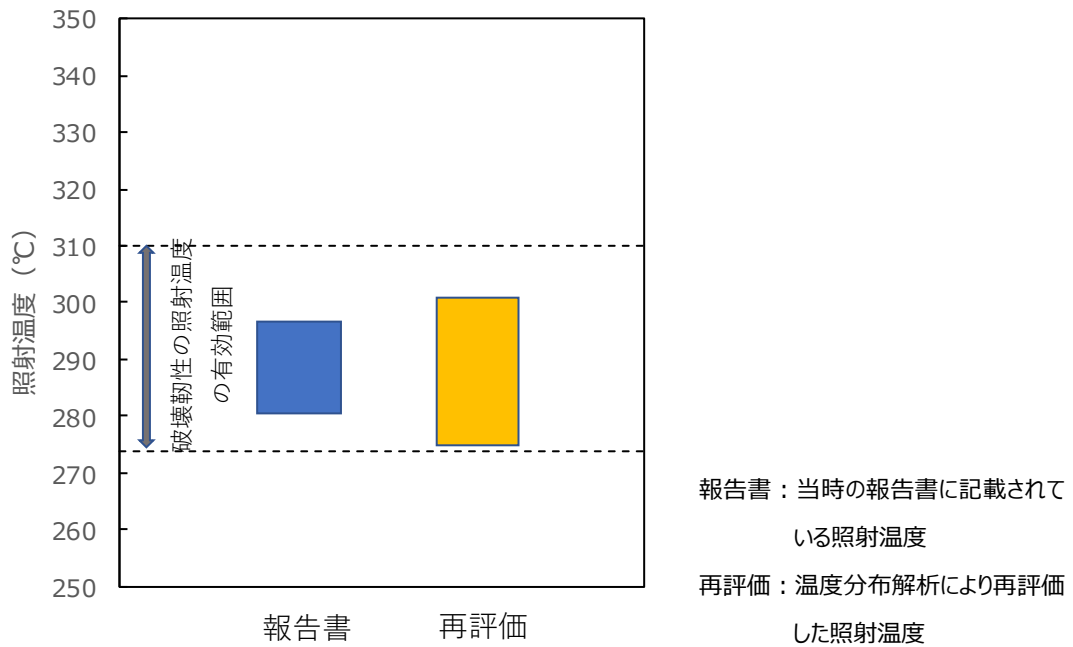


図 3 リグ No.2 の試験片の照射温度範囲の比較

5. まとめ

ハルデン炉での照射試験における温度変更は、照射試験中の温度に関するものであり、現状確認できている範囲では、試験片の有効性を損なうものではないと評価できる。現時点でも、IFE と調整中であり、IFE から追加情報（No.2 リグ以外の温度分布解析結果）を入手次第、現状評価の妥当性を確認する。

以上

平成13年度

原子力プラント機器高度安全化対策技術

事業報告書

平成14年 3 月

独立行政法人 原子力安全基盤機構
(財団法人 発電設備技術検査協会)

H13.3.87

b. 温度分布解析

各リグの試験片収納部に取り付けられた熱電対の計測データの平均値を基に、各試験片位置における温度分布を FEM 解析により求めた。

解析において、試験片の温度は照射期間の各リグ 8ヶ所に設置した熱電対の時間平均温度を用い、ガス混合比及び試験片とホルダー間のギャップ寸法から熱伝達条件を求め、熱電対位置でのガンマ発熱量を求めた。次に、熱電対位置でのガンマ発熱量軸方向分布から、試験片リグ全長に渡り内挿で求めた。各試験片位置においてこのガンマ発熱量を FEM 解析の入力条件とした。

CT 試験片については試験時き裂の進展するサイドグループ断面の温度を代表とした。全リグの温度評価結果を図 5.2.1.2 - 3 及び図 5.2.1.2 - 4 に示す。リグ No.2 の再照射範囲下端部を除いた全ての試験片は目標値の $290^{\circ}\text{C} \pm 10^{\circ}\text{C}$ を満足した。

c. 照射量の解析結果

リグ No.2、No.3 のドジメトリワイヤの測定結果を基に、各試験片について以下の照射量等を求めた。

- a. 高速照射量 ($E > 1\text{MeV}$ 、 $E > 0.1\text{MeV}$)、熱照射量 ($E < 0.417\text{eV}$)
- b. 高速中性子束 ($E > 1\text{MeV}$) の対熱中性子束比
- c. dpa (Fast dpa($E > 1.23\text{KeV}$), Thermal dpa($E < 1.23\text{KeV}$)及び Total dpa)

照射量の解析結果を図 5.2.1.2 - 5 及び図 5.2.1.2 - 6 に示す。リグ No.2、3 (高) の目標照射レベルは、 $10 \times 10^{19}(\text{n}/\text{cm}^2) \pm 20\%$ ($E > 1\text{MeV}$)である。リグ No. 2 の照射量は、 $6.7 \times 10^{19} \sim 13.2 \times 10^{19}(\text{n}/\text{cm}^2)$ ($E > 1\text{MeV}$)、リグ No.3 (高) の照射量は、 $6.1 \times 10^{19} \sim 12.1 \times 10^{19}(\text{n}/\text{cm}^2)$ ($E > 1\text{MeV}$)であり、ほぼ目標を達成した。

高速中性子束 ($E > 1\text{MeV}$) の対熱中性子束比は両リグで $0.11 \sim 0.19$ であり、目標の 0.2 を下回った。しかしながら、目標設定のベースとなった実炉の R/V 内表面での高速中性子束 ($E > 1\text{MeV}$) の対熱中性子束比は約 $0.15 \sim 0.22$ であり、試験は実炉に近い値となった。

熱電対の温度変更を考慮した試験片温度の簡易的な推定について

熱電対温度の変更による試験片温度への影響は、温度分布解析を実施して確認する必要があるが、ここでは、簡易的な推定方法による影響程度を以下の要領に基づき評価した。

a. 推定要領

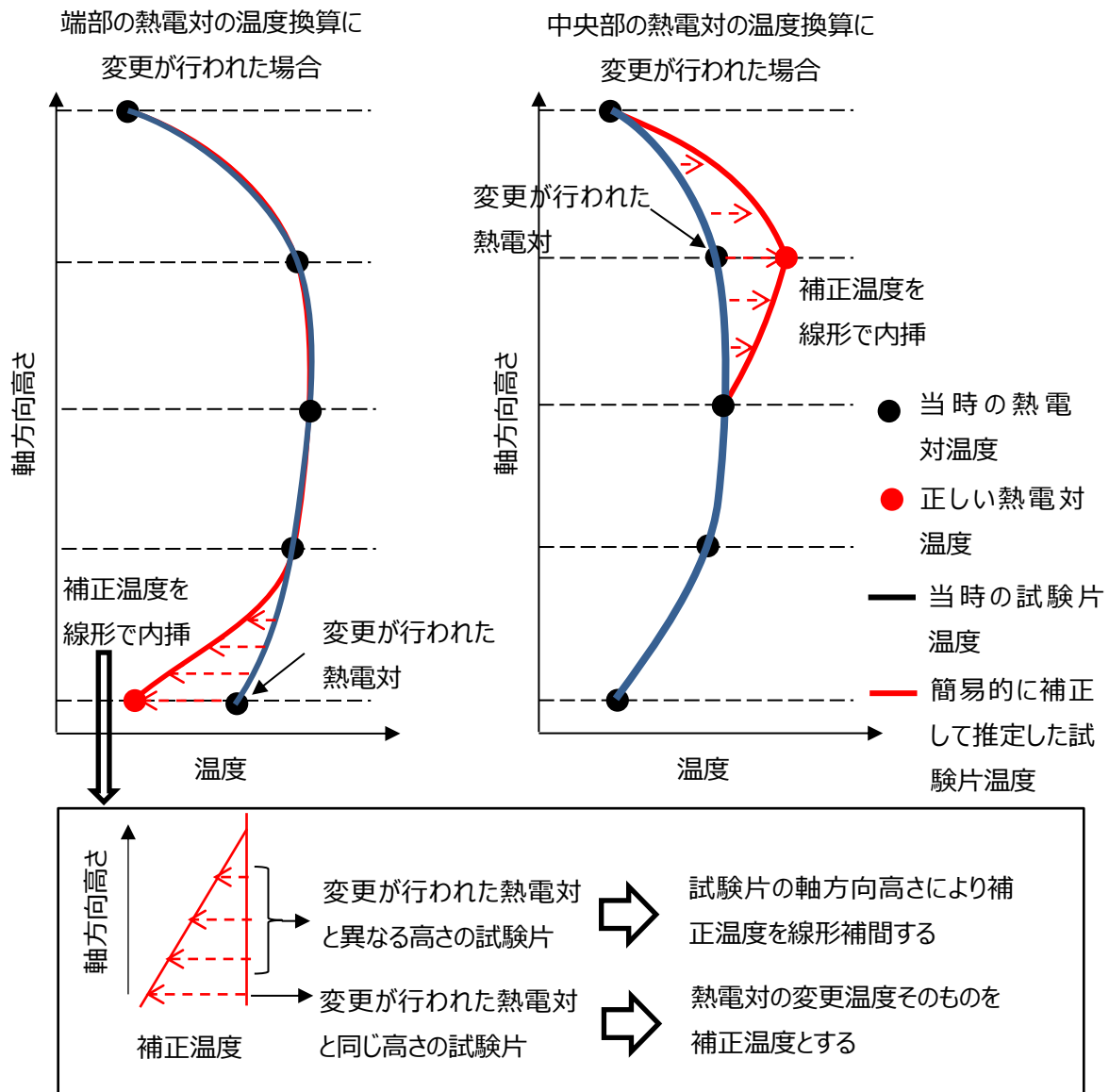
温度変更される前後の熱電対データに基づく温度を基に、以下の要領で簡易的に試験片温度を推定した（図添付 2-1）。

- 各リグ内に 8 個の熱電対が配置され、配置箇所はリグ軸方向に 5 か所に位置することから（同様の軸方向位置に 2 個の熱電対が配置される箇所あり）、リグ軸方向で 4 つの領域を設定する。
- 各リグ内に配置された 8 個の熱電対の内、一部の熱電対に対してのみ温度変更が行われていることから、温度変更が行われていた熱電対を含む軸方向領域にある試験片に対して、温度変更前後の熱電対データに基づき、試験片の温度を推定（補正）する（温度変更が行われてない領域は、その他領域での温度変更の影響は受けないとする）。具体的には以下の通り。
 - ✓ 温度変更された熱電対と同じ軸方向高さにある試験片に対しては、変更温度そのものを補正温度 ΔT_m とする。
 - ✓ 温度変更された熱電対と同じ軸方向領域にあるが、試験片位置（リグ軸方向高さ）が異なる場合は、試験片位置に応じて温度を補正する（線形補間）。なお、同じ軸方向高さに 2 個の熱電対がある場合には、2 個の熱電対の変更温度の平均値を試験片の補正温度 ΔT_m とする。

b. 試験片温度の推定結果

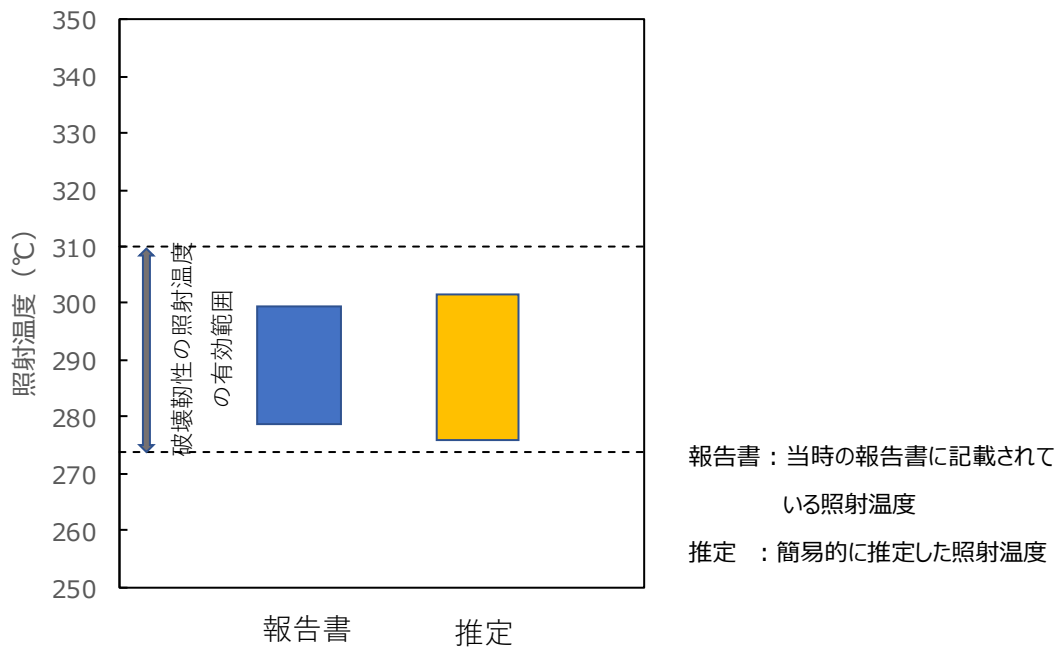
上記の考え方にに基づき推定した温度変更前の試験片温度の範囲を、当時評価した温度変更後の温度と比較して図添付 2-2 に示す。

図添付 2-2 より、温度変更後では 279~300℃であるのに対して、温度変更前では 276~302℃となっていることが確認される。



注) 同じ軸方向高さに二つの熱電対がある場合には、この二つの熱電対の計測温度に合うようにガンマ発熱分布を仮定することになるので、同じ軸方向高さに二つの熱電対がある場合は、その変更温度の平均値の切り上げた値を試験片の補正温度、 ΔT_m とする。

図添付 2-1 簡易的な試験片温度の補正（推定）方法の概念

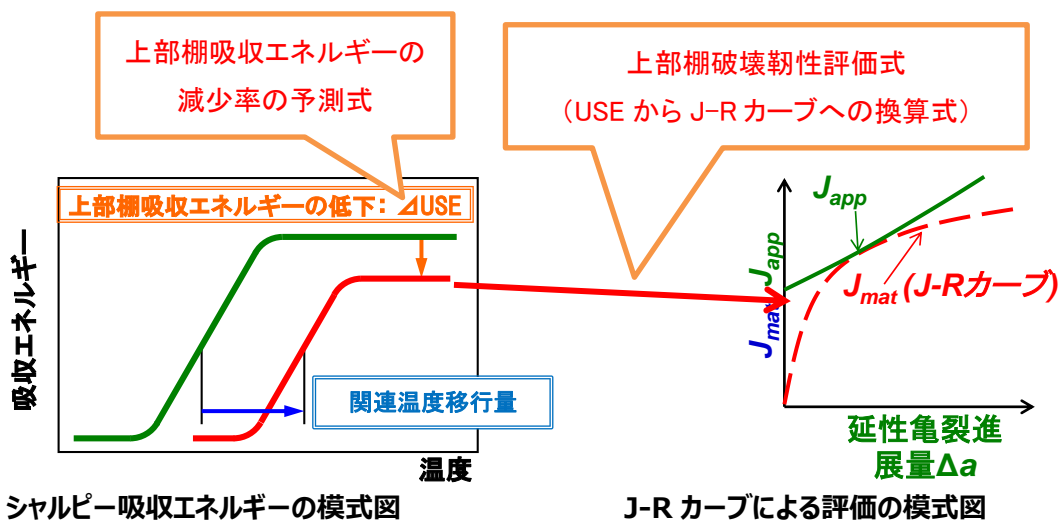


図添付 2-2 全リグの試験片の照射温度範囲の比較

上部棚吸収エネルギーの評価手法

延性破壊が主な破壊形態となるシャルピー遷移曲線における比較的高い温度領域は、上部棚温度領域と呼ばれており、原子炉容器材料の上部棚温度領域におけるシャルピー吸収エネルギー（上部棚吸収エネルギーと呼ぶ）は、中性子照射により減少することが知られている。

本プロジェクトにおいては、中性子照射による上部棚吸収エネルギーの減少率の予測式が開発された。また、延性破壊に対する弾塑性破壊力学評価に使用する破壊靱性としては J-R カーブが使用されることから、上部棚吸収エネルギーから J-R カーブに換算するための換算式が開発された。



- 中性子照射により脆化が進み、シャルピー吸収エネルギー（上部棚吸収エネルギー）が減少する。
- その減少程度を予測するために、データベースの一部として、ハルデンで照射した材料の試験データを活用し、予測式を開発し、規格化されている。

規格：JEAC4201

「原子炉構造材の監視試験方法」

- 照射脆化が進み、その状況下で荷重が作用しても、延性破壊を生じないことを示すために、J-R カーブによる評価を実施している。
- 評価に必要な材料特性（J-R カーブ）をハルデンで照射した試験データで策定している。
- 尚、 J_{app} は、欠陥を想定すれば荷重条件に応じて評価できるものである。

規格：JEAC4206

「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」

ハルデン炉(ノルウェー)に関する調査結果とその影響について

1. 概要

本書は、2020年12月10日の原子力規制庁殿との面談における御依頼を受けて、IFE(ノルウェーエネルギー技術研究所)が行ったハルデン炉に係る調査に関し、IFEに事実関係の確認を行った結果を御報告するものです。

当社(当時日立製作所、現日立GEニュークリア・エナジー)は、IFEから調査結果に関する報告を2020年12月に受けました。それによれば、過去にハルデン炉での試験結果に対して不適切な処置が行われたと疑われる複数のプロジェクトがあり、その中にIFEが1990年代に当社から受託した「被覆管腐食試験プロジェクト」と「B₄C照射挙動確認試験プロジェクト」が含まれている、とのことでした。この処置について、プロジェクト実施当時には当社への報告はありませんでした。

以下にそれらのプロジェクトに関する当社の評価結果を説明します。いずれも、国内原子力発電所の安全性への影響はないと考えます。

2. 被覆管腐食試験プロジェクト

当社は、ハルデン炉を用いて被覆管の腐食因子(中性子線、 γ 線、 β 線および沸騰環境等)が腐食挙動に及ぼす影響を評価し、予め燃料照射実証試験の比較データを取得することを目的とした照射試験を実施しました。

2.1 処置の内容について(IFE調査報告より)

当該照射試験において、約180日間の照射のうち約21日間、試験設備の故障により、一時的に試験ループ水の温度が設定値(プラント通常運転温度を模擬した温度)から約10°C低下しました。対策として試験ループの圧力と流量の微調整により約5°C回復しましたが、設備故障が発生した期間の前後のデータ傾向に合わせて運転データ(試験ループ水温、圧力、流量)が書き換えられていました。

2.2 処置の影響について

上記の運転データの変動が被覆管の腐食に及ぼす影響について、評価しました。

(i) 温度低下について

ハルデン炉の試験ループ水が設定値から約10°C~5°C低下しましたが、温度の低下幅が小さいとともに期間も短く、被覆管腐食に及ぼす影響は非常に小さいと考えます。なお、他の照射試験の結果と比較しても、腐食量に差異は認められていないことから、本事象が腐食に及ぼす影響は非常に小さいと考えます。

(ii) 圧力および流量について

ハルデン炉における照射試験においては、問題にならない程度の変動が試験期間中に発生するのが通常であり、当該照射試験での調整は、試験期間中に発生する変動に比べて十分小さく、腐食に及ぼす影響は非常に小さいと考えます。

以上(i)、(ii)より、照射試験中において短期間、設備の故障に起因して運転データの変動がありましたが、この変動による被覆管腐食への影響は非常に小さいことから、本試験の目的への影響はないと考えます。

3. B4C 照射挙動確認試験プロジェクト

当社は、IFE のハルデン炉を用いて B₄C 試験体の照射特性を確認する試験を実施しました。

3.1 データ補間処理の内容について (IFE 調査報告より)

当該照射試験において、約 120 日間の照射のうち約 30 日間、一部の B₄C 試験体の照射中計測データについて、計測器のケーブルの接続不良に起因した不規則な部分が確認されましたが、この期間の計測データに対して不適切な補間処理が実施されていました。具体的には、異常が見られた期間の前後のデータの傾向に合わせて補間することで、前後の計測データと滑らかに接続されるよう書き換えられていました。

3.2 データ補間処理の影響について

本照射試験では同じ条件の複数の B₄C 試験体が試験に供されているため、一部のデータが計測不良等によって取得できない場合でも、他の同じ条件の B₄C 試験体から取得できなかった期間のデータは十分に取得できることから、本試験の評価に対する影響はありません。

4. まとめ

以上、IFE によるハルデン炉に係る調査報告について評価した結果、試験目的への影響はないと考えます。

なお、当該データは実用発電用原子炉の設置許可申請および工事計画認可申請では使用しておらず、申請内容および安全性に影響はありません。