

安全研究成果報告（案）
安全研究プロジェクトの中間評価用資料
説明資料

燃料健全性に関する規制高度化研究 事後評価 説明資料

令和3年4月

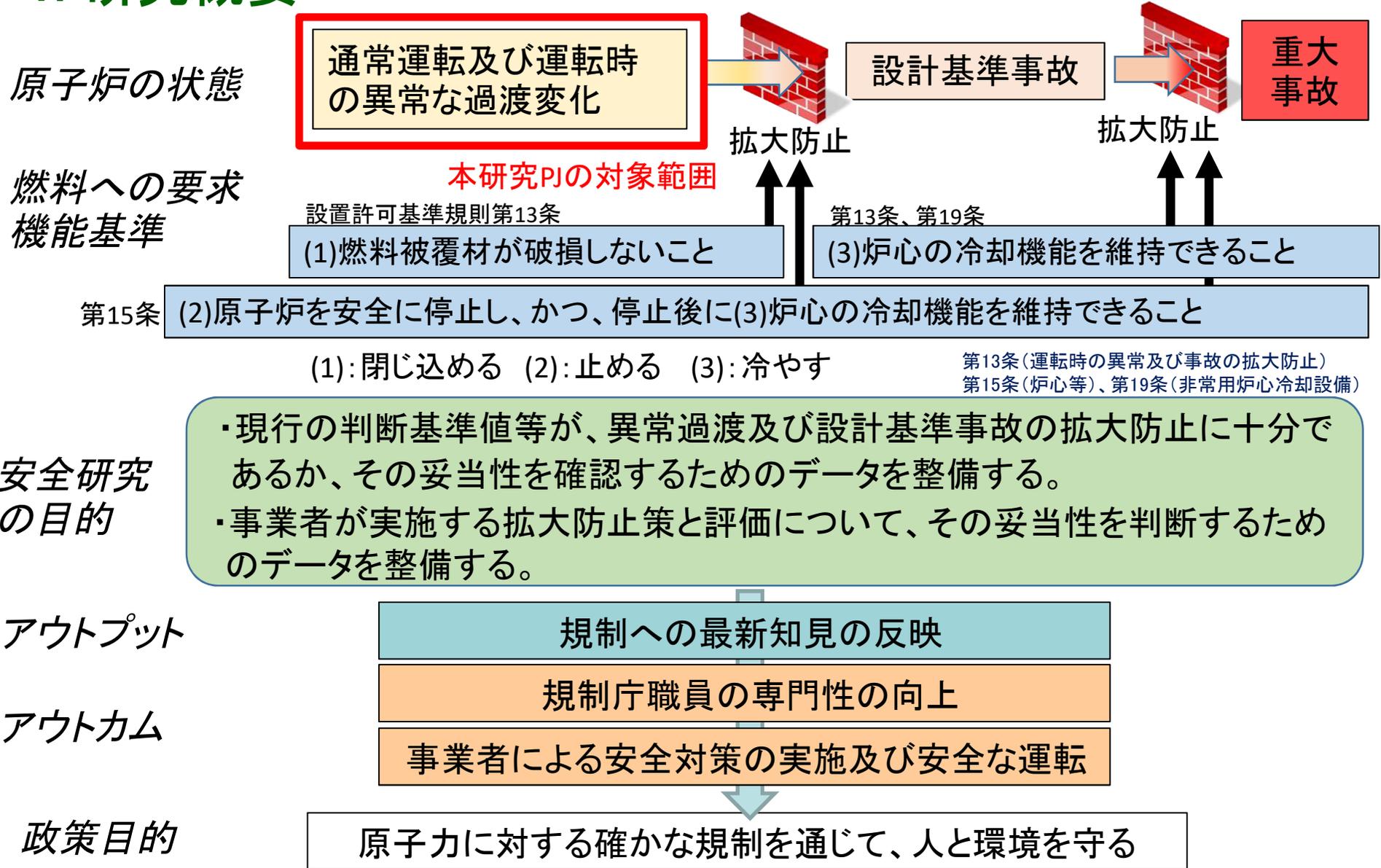
原子力規制庁長官官房技術基盤グループ
システム安全研究部門

目次

1. 研究概要
2. 研究期間を通じた主要成果
3. まとめ
4. 成果の活用について
5. 成果の公表等
6. 成果目標に対する達成状況

1. 研究概要

【核燃料分野安全研究の全体像】



1. 研究概要

(1) 外面割れ破損に関する研究

【背景】

- 過去に試験炉において実施した出力急昇試験において高燃焼度BWR燃料被覆管の外面に発生した初期亀裂が内面に向かって進展することにより生じる燃料破損(以下「外面割れ破損」という。)が観察された。
- 高燃焼度PWR被覆管を用いた条件では外面初期亀裂は生じたものの、貫通には至らなかった。
- 現行の燃料健全性に関する判断根拠整備時には外面割れ破損は観察されておらず、破損モードとして考慮されていない。

【目的】

運転時の異常な過渡変化時に外面割れ破損が系統的に発生するか否かについて検討するため、外面割れ破損の発生メカニズム・発生条件を明らかにする。

(2) 燃料被覆管の高温における巨視的な延性-脆性遷移に関する研究

【背景】

- 現行の過歪による被覆管破損防止の具体的判断基準:「被覆管の円周方向の平均塑性歪が1%以下であること」
- 高燃焼度化による被覆管水素濃度増加に伴い延性が低下する傾向がある。
- 水素濃度及び水素化物析出状態によっては、通常運転時の被覆管温度(約300°C程度の高温)においても被覆管の延性が失われ、破損時の塑性歪が1%を下回る可能性がある。

【目的】

高温における被覆管の巨視的な延性—脆性遷移が発生する水素濃度及び水素化物析出条件を明らかにし、さらに、1%塑性歪基準との比較のため、脆性破損した際の破損時塑性歪について調べる。

(1)、(2)を通じて、燃料健全性に係る現行の判断基準の技術的妥当性を確認する。

1. 研究概要

(3) 改良合金被覆管の照射成長に関する研究

【背景】

- 安全性向上の観点から、耐食性の改善を目的として、現行燃料から被覆管の合金元素含有量等を調整したPWR及びBWR改良型燃料の開発が国内外で進められている。
- 海外では一部が既に実用化されており、国内においても改良型燃料の導入が見込まれる。
- 被覆管の使用に伴う照射成長量が大きい場合、燃料棒及び燃料集合体が過度に変形する可能性があるが、合金元素含有量等が照射成長挙動に及ぼす影響に関する技術知見が十分ではない。

【目的】

改良合金被覆管導入の際の適合性審査における技術的判断根拠として活用するため、合金成分や加工及び熱処理条件が異なる改良合金被覆管の照射成長挙動に関する技術知見を拡充する。

1. 研究概要

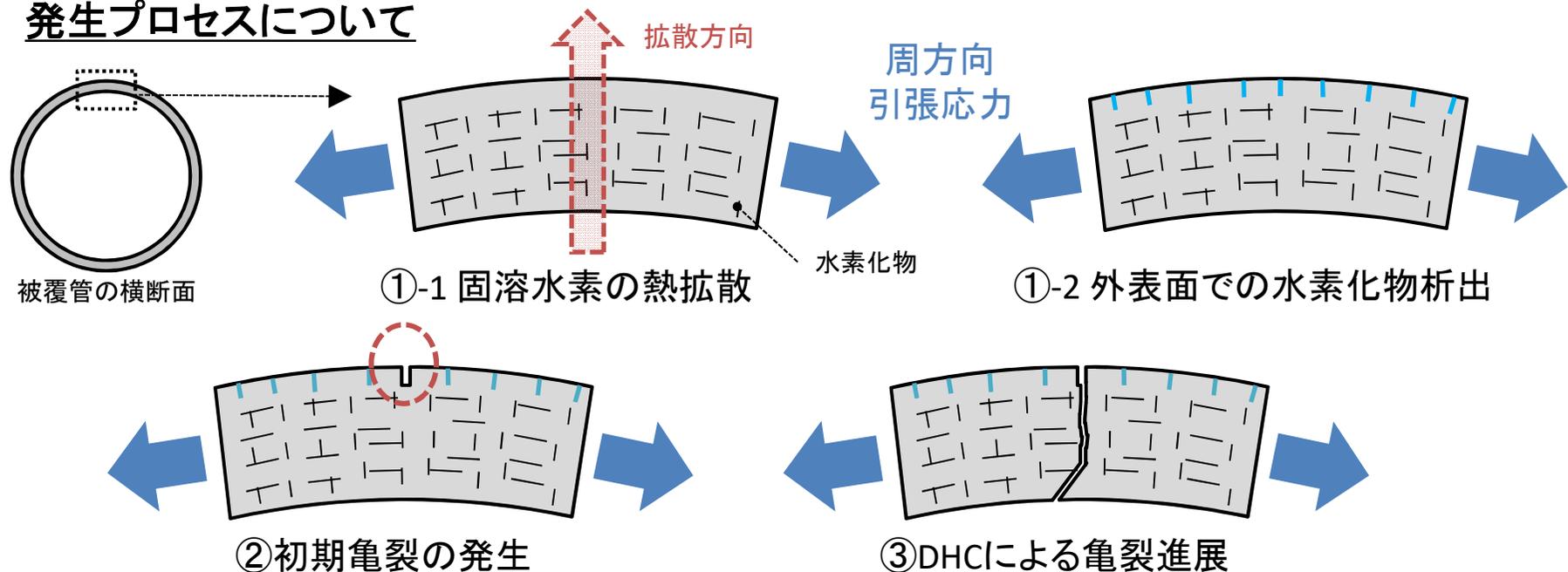
全体工程

	平成19～ 26年度	平成27 年度	平成28 年度	平成29 年度	平成30 年度	令和元 年度	令和2 年度
(1) 外面割れ破損限界に関する研究	～H23年度 炉外試験	出力急昇試験準備			出力過渡時の被覆管応力、外面割れ破損発生に至るまでの時間等の解析的評価		得られた成果の総合評価
(2) 燃料被覆管の高温における巨視的な延性-脆性遷移に関する研究	H22年度～ 内圧破裂試験	<ul style="list-style-type: none"> 内圧破裂試験 供試材断面金相写真の画像解析 水素化物析出形態及び被覆管延性の関係に関する検討 			得られた成果の総合評価		
(3) 改良合金被覆管の照射成長に関する研究	H22年度～	試験炉における照射試験 ▽ ▽ ▽ ▽ ▽ ▽ 中間試験による照射成長データ取得			照射後試験		得られた成果の総合評価

2. 研究期間を通じた主要成果

(1) 外面割れ破損に関する研究

発生プロセスについて



- ① 出力過渡が発生すると被覆管内外面の温度差が増大。それに伴い固溶水素原子が被覆管外表面に向かって熱拡散し、被覆管外表面において水素濃度が局所的に高くなり、最終的に固溶限を超え水素化物が析出する。
- ② さらに、半径方向水素化物が周方向応力により破壊し、初期亀裂となる。
- ③ その後、亀裂先端に応力が集中し、遅れ水素化物割れ(DHC: Delayed Hydride Cracking)により亀裂が進展し肉厚貫通に至る。

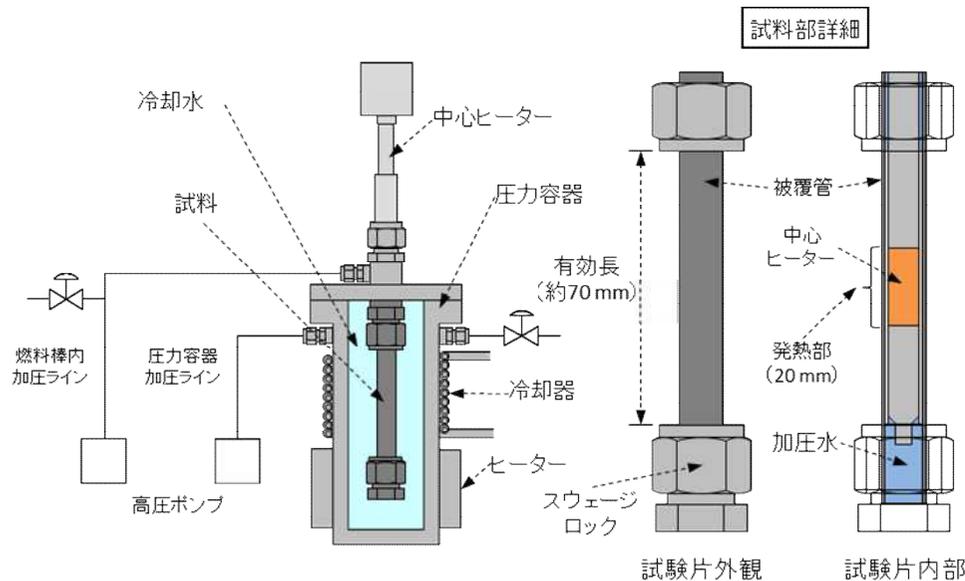
2. 研究期間を通じた主要成果

(1) 外面割れ破損に関する研究

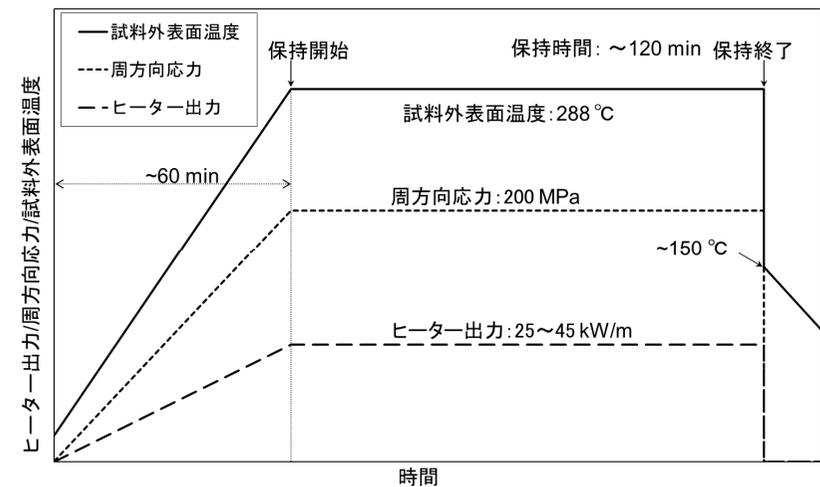
発生条件に関する個別効果試験

出力過渡状態を模擬可能な試験装置(下左図)を用いた個別効果試験を行い、以下を調べた。

- ① 水素原子の熱拡散により被覆管外表面に半径方向水素化物が析出する条件
- ② 析出した半径方向水素化物が破壊し初期亀裂となる条件
- ③ 亀裂が進展し肉厚貫通に至る条件



異常過渡模擬試験装置の模式図



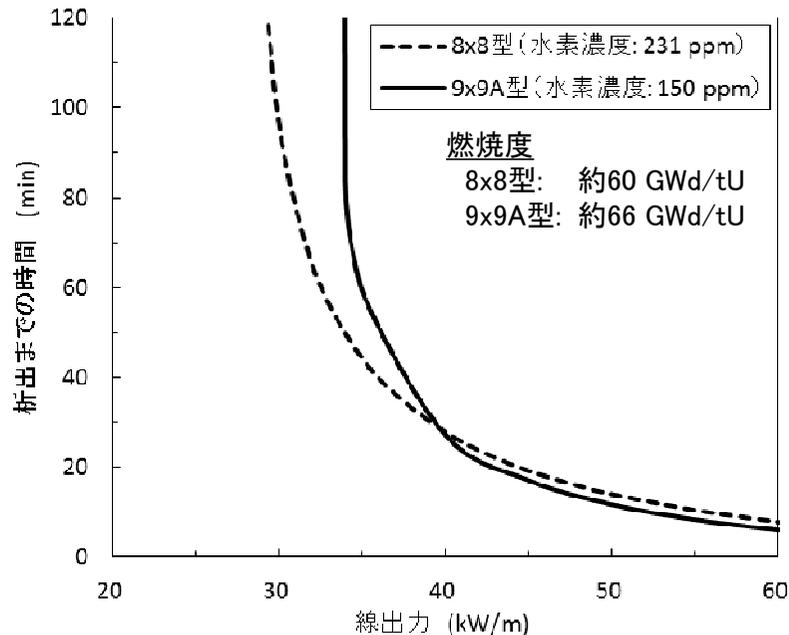
①に関する試験の条件概略

2. 研究期間を通じた主要成果

(1) 外面割れ破損に関する研究

発生条件に関する試験結果まとめ

- ① 水素原子の熱拡散により被覆管外表面に半径方向水素化物が析出する条件

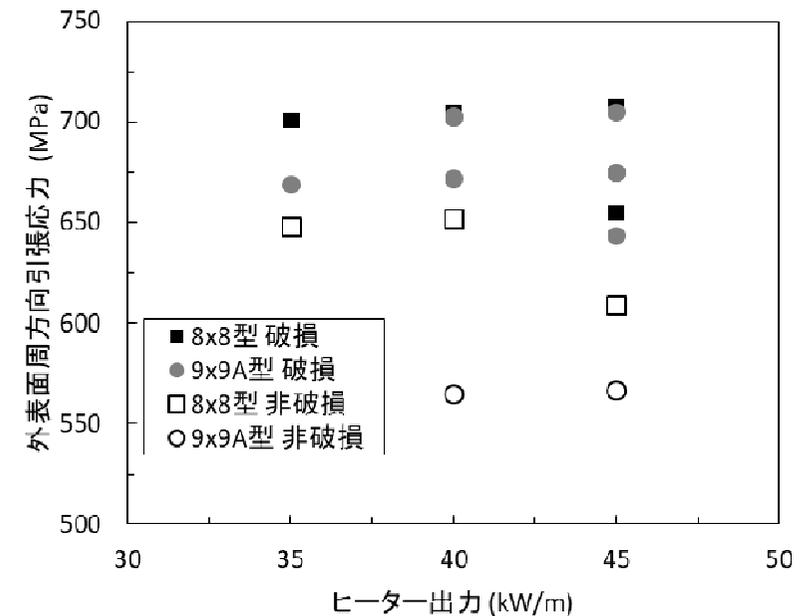


高燃焼度燃料*の被覆管外表面に水素化物が析出するまでの時間と線出力

到達出力が45kW/mでも20分程度必要

*: 燃焼度の低い燃料では、被覆管中の水素濃度が低いため、水素化物析出には至らず、外面割れも発生しない。

- ② 析出した半径方向水素化物が破壊し初期亀裂となる条件



ヒーター出力及び外表面周方向引張応力で整理した破損/非破損マップ

外表面周方向引張応力650 MPa近辺に初期亀裂発生有無に対応する応力しきい値が存在すると考えられる。

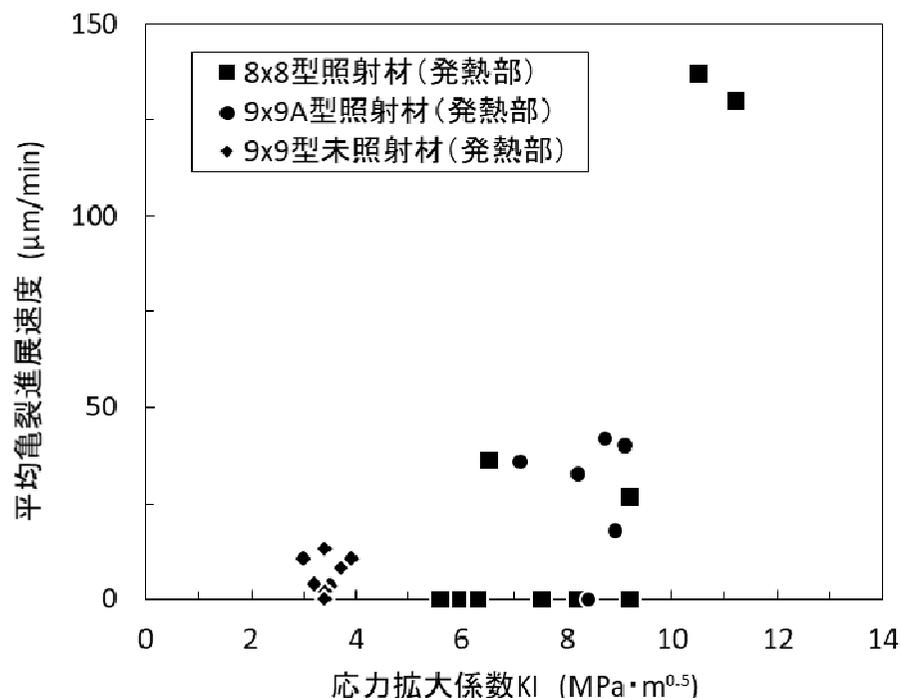
** : 試験条件を踏まえ、試料の破損/非破損により初期亀裂発生の有無を判断した

2. 研究期間を通じた主要成果

(1) 外面割れ破損に関する研究

発生条件に関する試験結果まとめ

③ 亀裂が進展し肉厚貫通に至る条件



亀裂進展速度と応力拡大係数の関係

肉厚(710 or 860 μm)貫通までに5~20分程度必要

2. 研究期間を通じた主要成果

(1) 外面割れ破損に関する研究

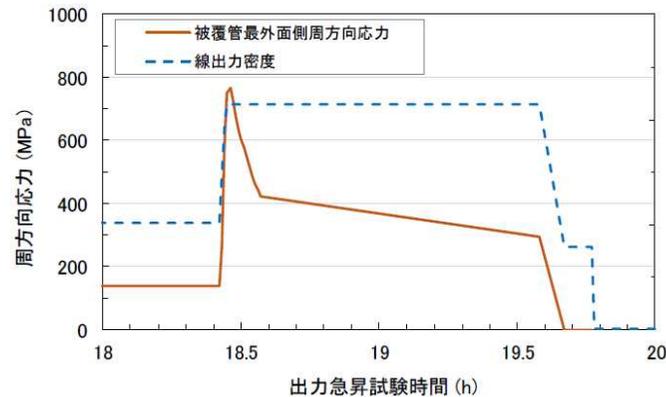
クリープ変形による応力緩和が亀裂進展に与える影響の解析的評価

- 本研究では、個別効果試験により得られた外面割れ破損発生に関する条件を統合試験により評価・検証することを目的とし、試験炉において出力急昇試験を実施する計画としていた。
 - 試験炉における実燃料入りの燃料棒を用いた過渡模擬試験では、核反応による発熱、ペレットの膨張による被覆管への応力負荷、被覆管及びペレットのクリープ変形による応力緩和等が生じるため、より実現象に近い条件での試験が可能である。
 - 特に、個別効果試験では、被覆管周方向応力を一定としていたため応力緩和の効果を取り込めておらず、その意味でも出力急昇試験により外面割れ破損に至る出力レベル及び保持時間を検証することが望ましい。
- しかしながら、平成28年度にJMTR、平成30年度にハルデン炉の廃止が決定されたため、出力急昇試験の実施が不可能となった。
- そのため、本研究ではFEMを用い、出力過渡中の応力緩和がDHCによる亀裂進展に与える影響を解析的に評価した。

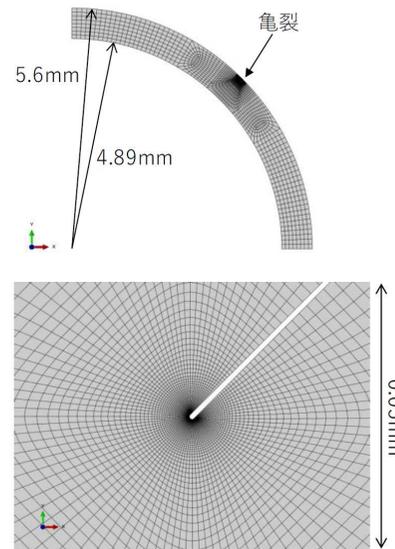
2. 研究期間を通じた主要成果

(1) 外面割れ破損に関する研究

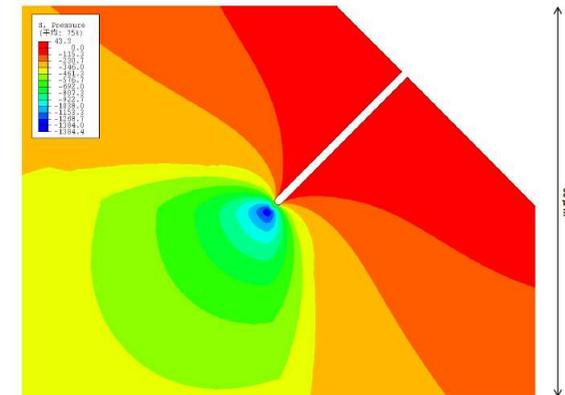
クリープ変形による応力緩和が亀裂進展に与える影響の解析的評価



出力過渡時の被覆管応力の推移



被覆管FEMモデル



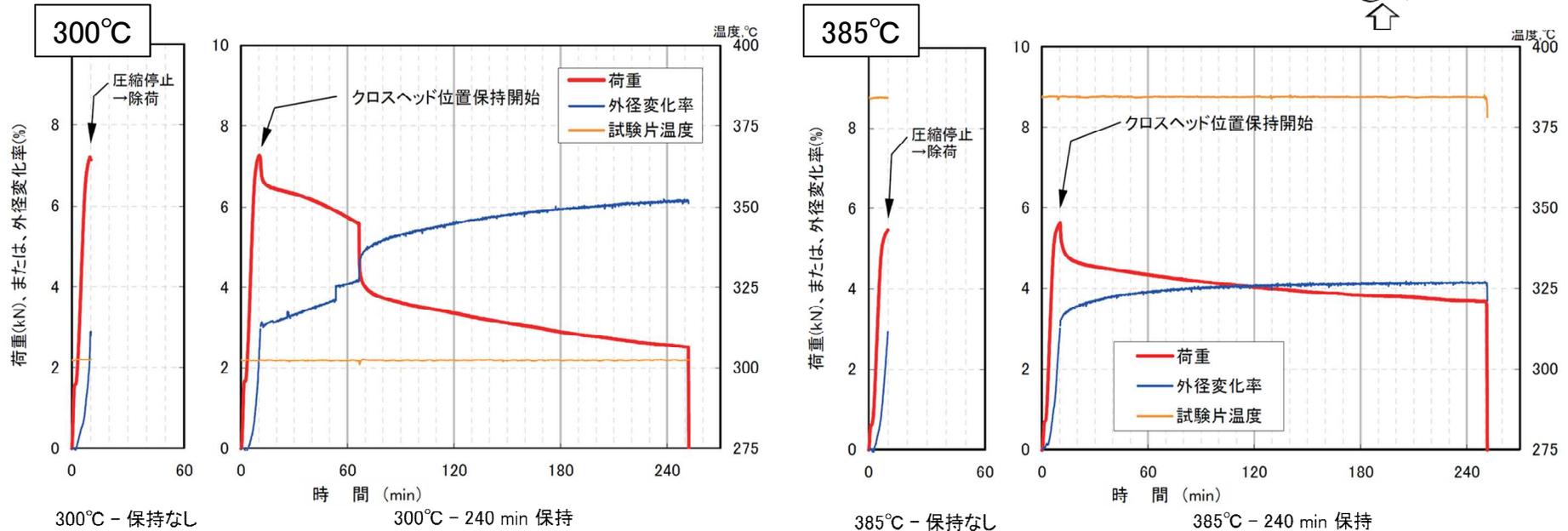
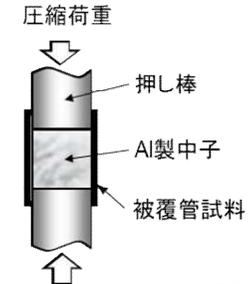
亀裂周りの静水圧応力の解析例

- FEMAXI-8により出力過渡中の被覆管応力は700MPaから300MPa程度に緩和すると推定。
- その場合の亀裂周りでの応力集中をFEMにより解析し、亀裂進展挙動を評価。
- 700MPa→300MPaの応力低下により、亀裂の肉厚貫通までにかかる時間は数分→30分以上まで増加
- 外面割れ破損に至る合計時間は数十分のオーダー
- 既存の添十解析*では、過渡継続時間は長いものでも200秒程度(BWR-5の例)
- 運転員の操作開始を想定し、10分間の余裕を見込んでも(安全評価指針の要求)、高燃焼度BWR燃料における外面割れ破損は系統的に発生しないと考えられる。

2. 研究期間を通じた主要成果

(1) 外面割れ破損に関する研究

PWR燃料被覆管の亀裂進展性に関する検討



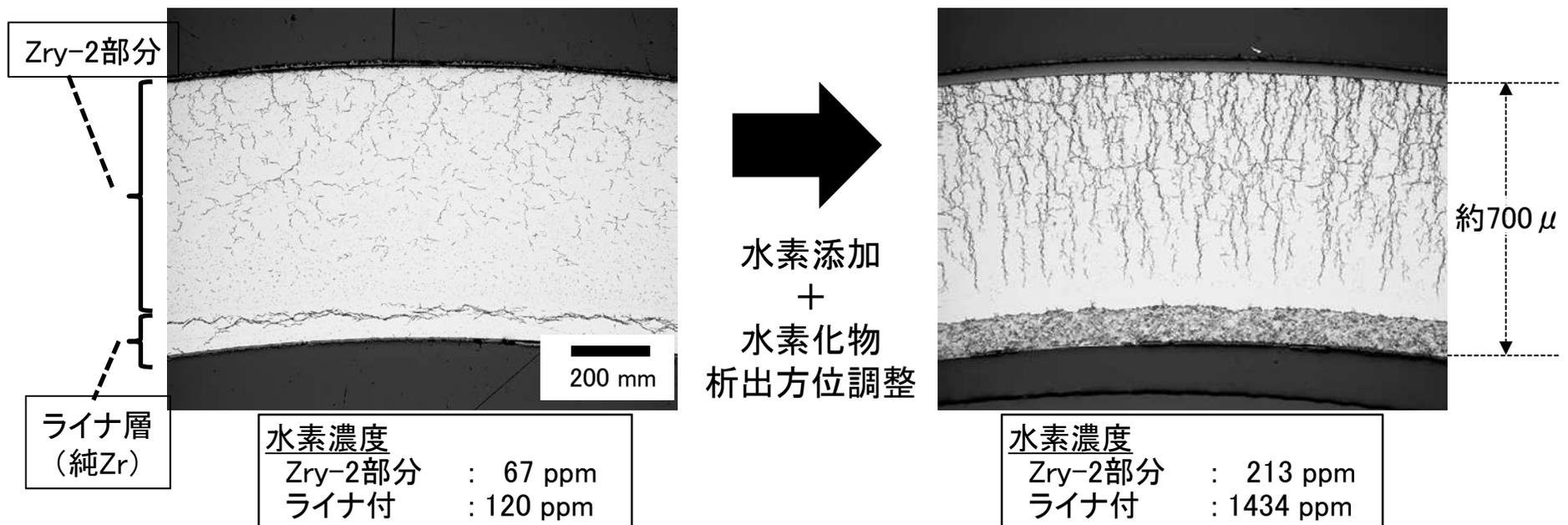
中子拡管試験で得た荷重及び外径変化率の経時変化

- 貫通亀裂、すなわち被覆管破損は300°C-240 min保持の条件でのみ観察された。
- 300°C-240 min保持の条件では、外表面に未貫通亀裂が観察されたが、荷重保持による亀裂進展はほぼ生じなかった。
 - 385°Cにおいては、300°Cと比べて被覆管金属層の延性が高いため、亀裂先端部に局所的な塑性変形が生じ、応力集中が妨げられたことが原因の1つとして考えられる。
 - 出力急昇試験においてPWR燃料被覆管が外面割れ破損を示さなかったことは、温度条件の差異が主たる原因であると考えられる。

2. 研究期間を通じた主要成果

(2) 燃料被覆管の高温における巨視的な延性-脆性遷移に関する研究

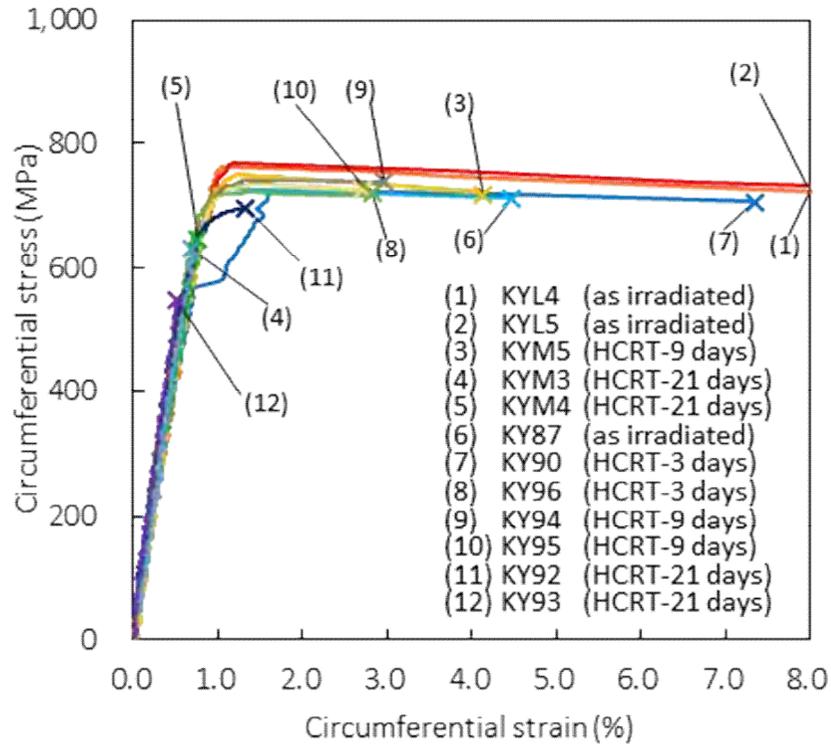
- 使用済燃料被覆管に水素添加・水素化物析出方位調整処理を施した試験片を用いて内圧破裂試験を実施した。(試験温度: 300°C)
- 金相写真の画像解析により水素化物配向の程度を指標化し、試験結果を整理した。
指標値 = (水素化物の半径方向への投影長さの積算積値) / 測定面積



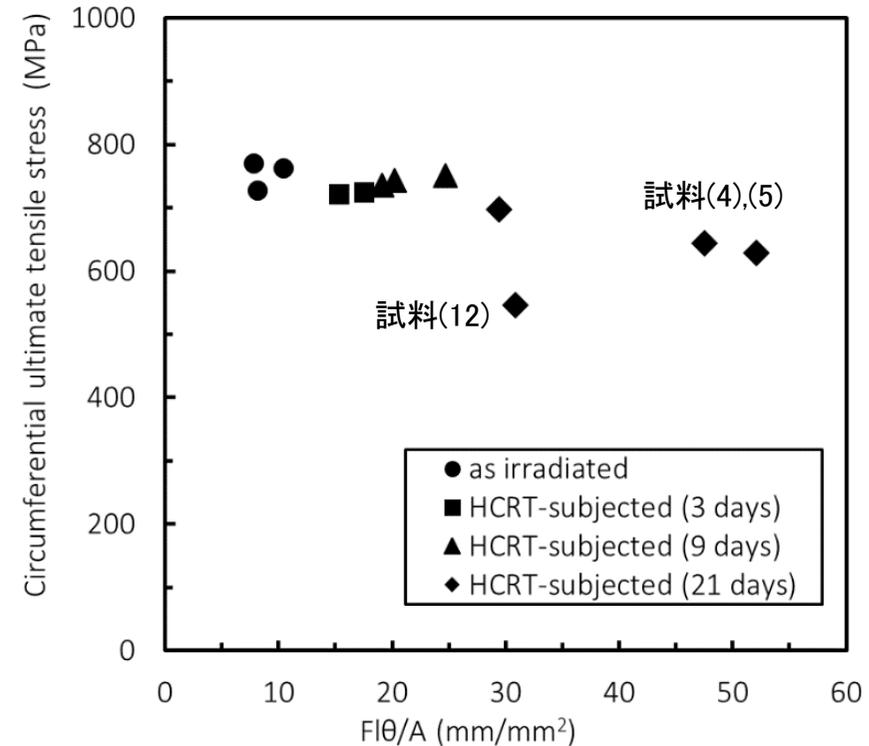
試験片断面金相写真の例

2. 研究期間を通じた主要成果

(2) 燃料被覆管の高温における巨視的な延性-脆性遷移に関する研究



各試料の応力-歪曲線

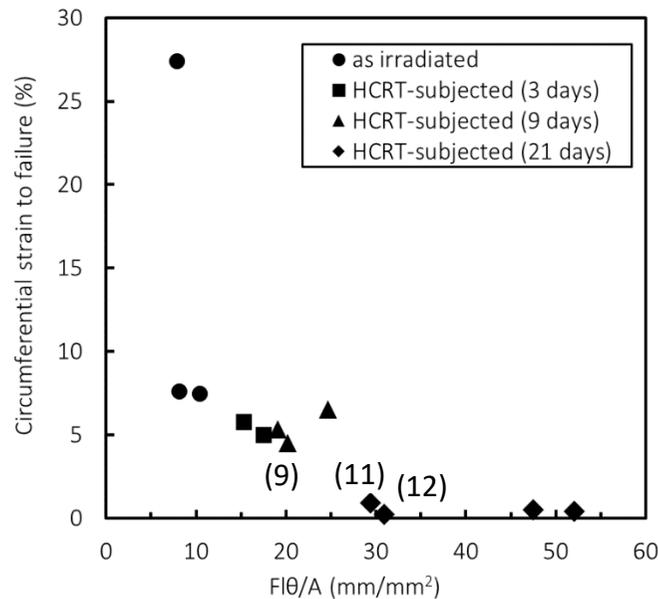


指標値と周方向引張強さの関係

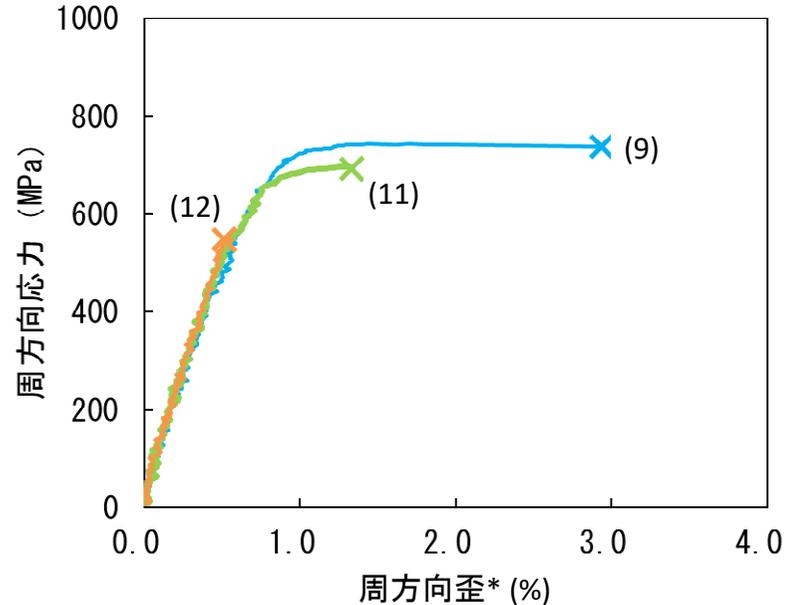
- ごく一部の試料が極度に延性を失い、降伏前に破壊したことから、結果として低い強度を示した。(試料(12)など)
- 水素化物は被覆管が延性を失うまでは強度に対して顕著な影響を及ぼさない。

2. 研究期間を通じた主要成果

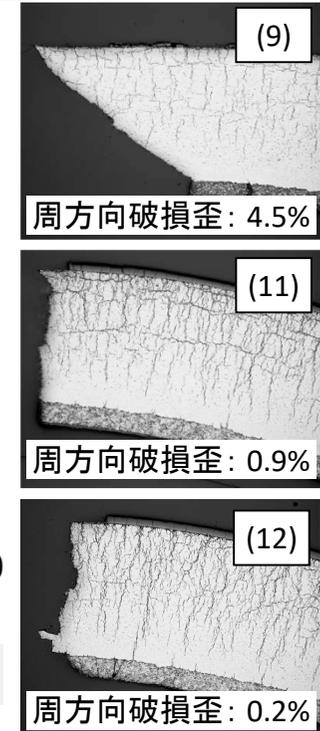
(2) 燃料被覆管の高温における巨視的な延性-脆性遷移に関する研究



指標値と周方向破損歪の関係



応力-歪 曲線



- 照射ままの試料はいずれも1%以上の周方向破損歪を示した。(左図中の凡例●)
- 半径方向水素化物の析出度合いが十分に高い場合には、300℃においても被覆管が脆性的に破損し得ることがわかった。
- 周方向破損歪約1%を境として破損挙動が変化
 - 1%塑性歪が水素化物に起因する巨視的な延性-脆性遷移を判断するしきい値とみなすことができ、現行の1%塑性歪基準の技術的妥当性が確認された。

2. 研究期間を通じた主要成果

(3) 改良合金被覆管の照射成長に関する研究

- Zr-Nb二元系合金を含むPWR用改良燃料被覆管試験片をハルデン炉で照射
- 温度240°C、300°C、320°Cで試験片を照射し、試験片を照射リグから定期的に取り出して長さを測定することで照射成長(長さの増加率)を評価

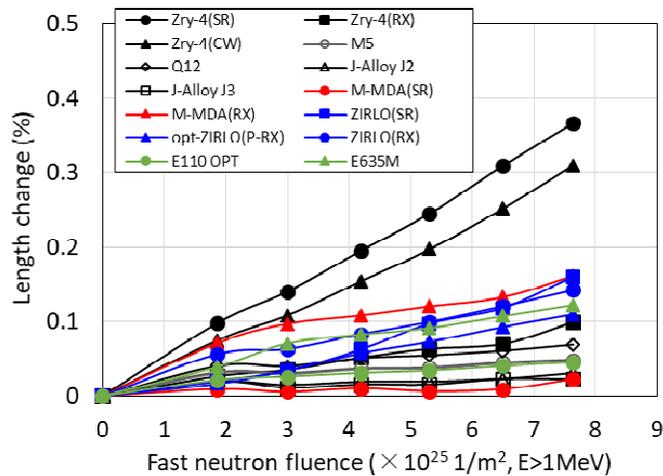
Alloy*		
Zr-Sn-Fe system (reference)	Zircaloy-4	(CW, Q=2)
	(Zry-4)	(CW, Q=4)
		(SR, Q=2)
		(SR, Q=4)
		(RX, Q=2)
Zr-Nb system		(RX, Q=4)
		M5
		J-Alloy, J2
		J-Alloy, J3
Zr-Nb-Sn-Fe system		E110opt
	M-MDA	(SR)
		(RX)
		Q12
		Optimized ZIRLO (P-RX)
	ZIRLO	(SR)
	(RX)	
	E635M	

* CW: cold-worked, SR: stress-relieved, RX: recrystallized, P-RX: Partial recrystallized, Q: Q-value at tube fabrication

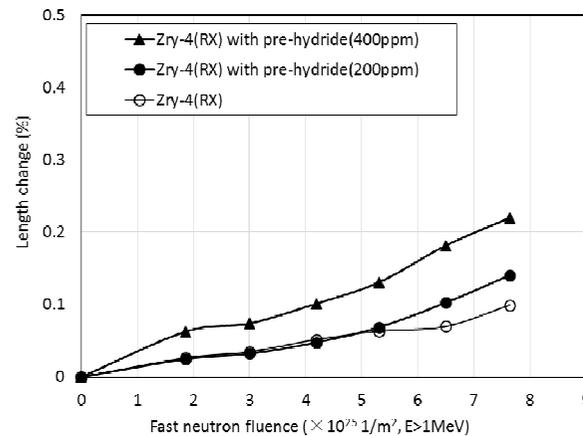
試験に供した改良合金被覆管

2. 研究期間を通じた主要成果

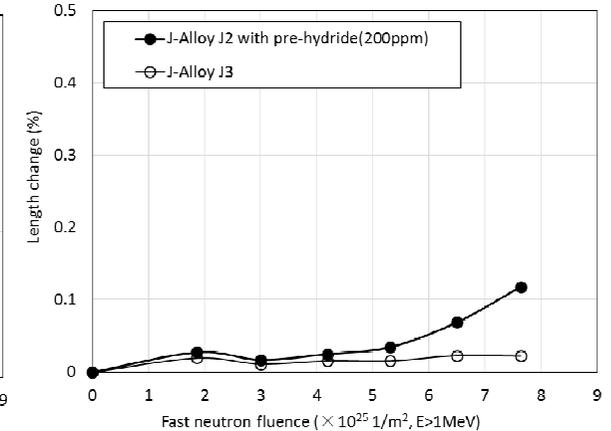
(3) 改良合金被覆管の照射成長に関する研究



照射温度320°Cにおける長さ変化



あらかじめ水素を吸収させた被覆管の長さ変化の比較
(照射温度320°C)



- 従来使用されていたZry-4(SR、応力除去材)と比較して改良合金被覆管の照射成長量は小さいことがわかった。
- いずれの合金においても、水素吸収処理材の照射成長量は燃焼末期で増加傾向にあり、使用に伴う水素吸収も照射成長に影響を及ぼすことがわかった。
 - 改良合金の水素吸収率は10%以下に低減されており、従来材(約15%)と比較して照射成長に対する水素吸収の影響も低減すると考えられる。

3. まとめ

(1) 外面割れ破損に関する研究

- BWR燃料被覆管を対象とした個別効果試験、FEM解析、PWR使用済燃料被覆管を用いた中子拡管試験により、外面割れ破損の発生メカニズム・発生条件を明らかにした。
- これにより、外面割れ破損が運転時の異常な過渡変化時に系統的には発生しないと考え得る成果を得た。

(2) 燃料被覆管の高温における巨視的な延性-脆性遷移に関する研究

- 水素吸収及び水素化物再配向処理を施した高燃焼度BWR燃料被覆管を用いて内圧破裂試験を実施し、約1%の周方向塑性歪を境として水素化物析出に起因する巨視的な延性-脆性遷移が生じることを明らかにした。
- これにより、現行の1%塑性歪基準の技術的妥当性を確認することができた。

(3) 改良合金被覆管の照射成長に関する研究

- 種々のPWR用改良合金燃料被覆管を対象として試験炉での照射試験を実施し、合金成分や被覆管の加工及び熱処理条件が照射成長挙動に及ぼす影響に関する技術的知見を拡充した。

4. 成果の活用について

- これまで破損モードとして検討されていなかった外面割れ破損を考慮してもなお現行基準が適用可能であることを確認することができた。
- また、本研究の成果により、1%塑性歪基準の技術的妥当性を確認することができた。
- さらに、本研究で得た改良合金被覆管の照射成長に関するデータは、改良燃料が導入される場合の適合性審査における技術的判断根拠の一つとして活用できる。

5. 成果の公表等

原子力規制庁の職員が著者に含まれる公表

(1) 論文(査読付)

- K. Une, K. Ogata, et al., The Terminal Solid Solubility of Hydrogen in Irradiated Zircaloy-2 and Microscopic Modelling of Hydrogen Behavior, *Journal of Nuclear Materials*, 389, pp. 127-136, 2009.
- T. Kubo, K. Ogata, et al., In-Situ Scanning Electron Microscope Observation and Finite Element Method Analysis of Delayed Hydride Cracking Propagation in Zircaloy-2 Fuel Cladding Tube, *Journal of ASTM International*, Vol. 8, No. 3, 2011.
- A. Yamauchi and K. Ogata, A study on macroscopic fuel cladding ductile-to-brittle transition at 300°C induced by radial hydrides, *J. Nucl. Sci. Technol.*, 57 [3], 301-311, 2020.

(2) 国際会議のプロシーディング(査読付)

- K. Ogata, et al., Progress in the Research Programs to Elucidate Axial Cracking Fuel Failure at High Burnup, *Proc. 2007 International LWR Fuel Performance Meeting*, San Francisco, Sept. 30 – Oct. 3 (2007).
- K. Ogata, et al., Separate Effects of Factors Affecting Outside-in Cracking of High Burnup Fuel Cladding, *Proc. 2008 Water Reactor Fuel Performance Meeting*, Seoul, Seoul, Korea, Oct. 19-23, 2008.
- Y. Endo, et al., Ab-initio Study of the Influence of Pressure on the Hydrogen Diffusion Behavior in Zirconium Hydrogen Solid Solution, *Materials Science and Technology 2008*, Pittsburgh, USA, Oct. 5-10, 2008.
- K. Ogata, et al., Effects of Heat Flux on Hydrogen Diffusion and Hydride Induced Crack Propagation in Zr-lined Zircaloy-2 Cladding Tube, *Proc. Top Fuel 2009*, Paris, Sept. 6-10, 2009.
- K. Ogata, et al., Hydrogen Thermal Diffusion and Crack Propagation Behaviors in Irradiated Zircaloy-2 Cladding Tubes, *Proc. 2010 LWR Fuel Performance Meeting*, Orlando, USA, Sept. 26-29, 2010.
- K. Ogata, et al., Hydrogen-Induced Crack Initiation and Propagation in Zr-Lined Zircaloy-2 Cladding Tubes, *2011 Water Reactor Fuel Performance Meeting*, Chengdu, China, Sept. 11-14, 2011.
- K. Ogata, et al., Effect of Increased Hydrogen Content on the Mechanical Performance of Irradiated Cladding Tubes, *Proc. Top Fuel 2012*, Manchester, UK, Sept. 2-6, 2012.
- K. Ogata, et al., Conditions to Cause Cladding Failure by Hydrogen-Induced Cracking, *Proc. 2013 LWR Fuel Performance Meeting*, Charlotte, USA, Sep. 15-19, 2013.

5. 成果の公表等

原子力規制庁の職員が著者に含まれる公表

(3) その他

- K. Ogata, et al., Research Program on the Key Factors Controlling Outside-in Cracking Fuel Failure, Enlarged Halden Programme Group Meeting, Loen, Norway, May 18-23, 2008.
- A. Yamauchi, et al., An Overview of Experimental Studies On the Hydride-Induced Fuel Failure during Power Ramp, OECD/NEA Workshop –Pellet-Cladding Interaction (PCI) in Water-Cooled Reactors, Lucca, Italy, June, 2016.
- A. Yamauchi, et al., Quantification of Morphology of Zr-Hydride Precipitates for Evaluation of High-Burnup Fuel Cladding Mechanical Property, NuMat2016, Montpellier, Nov. 7-10, 2016.
- 緒方恵造 他、高燃焼度燃料破損限界試験 (1) 温度勾配下における燃料被覆管中水素の再分布試験、日本原子力学会2008年秋の大会、2008年9月
- 久保利雄 他、高燃焼度燃料破損限界試験 (2) 燃料被覆管半径方向亀裂進展速度の微視的評価、日本原子力学会2008年秋の大会、2008年9月
- 牟田浩明 他、高燃焼度燃料破損限界試験 (3) 有限要素法による亀裂先端近傍の水素拡散解析、日本原子力学会2008年秋の大会、2008年9月
- 久保利雄 他、日本原子力学会2009年秋の大会 (4) 燃料被覆管半径方向亀裂進展速度の微視的評価Ⅱ、日本原子力学会2009年秋の大会、2009年9月
- 牟田浩明 他、日本原子力学会2009年秋の大会 (5) 有限要素法による亀裂近傍の水素流量評価、日本原子力学会2009年秋の大会、2009年9月
- 緒方恵造 他、日本原子力学会2009年秋の大会 (6) 熱拡散による燃料被覆管外周部への水素化物集積条件評価試験、日本原子力学会2009年秋の大会、2009年9月
- 馬場利和 他、日本原子力学会2010年秋の大会 (7) 照射済み燃料被覆管の半径方向水素熱拡散試験、日本原子力学会2010年秋の大会、2010年9月(査読なし)
- 緒方恵造 他、日本原子力学会2010年秋の大会 (8) 外面割れ亀裂発生模擬試験、日本原子力学会2010年秋の大会、2010年9月
- 緒方恵造 他、高燃焼度燃料破損限界試験 (9) 外面初期亀裂発生条件の評価、日本原子力学会2011年秋の大会、2011年9月(査読なし)
- 緒方恵造 他、高燃焼度燃料破損限界試験 (10) 燃料被覆管の外面割れによる破損条件の検討、日本原子力学会2012年秋の大会、2012年9月(査読なし)
- 山内紹裕 他、使用済BWR燃料被覆管の機械的性質に及ぼす水素化物析出形態の影響、日本原子力学会2016年春の年会、2016年3月(査読なし)
- 山内紹裕 他、内圧破裂試験による高燃焼度BWR燃料被覆管の機械的性質評価、日本原子力学会2018年春の年会、2018年3月(査読なし)

5. 成果の公表等

委託先等による公表

(1) 論文(査読付)

- 垣内、天谷、“燃料被覆管用改良合金の照射成長挙動”，日本原子力学会和文論文誌，Vol. 19、No.1、pp. 24-33

(2) 国際会議のプロシーディング(査読付)

- M. Amaya, T. Mihara, K. Kakiuchi, “Irradiation Growth Behavior of Improved Zr-Based Alloys for Fuel Cladding”, Top Fuel 2019, Seattle, USA, September (2019).

(3) その他

- 垣内、天谷、“ジルカロイ-4被覆管の照射成長に及ぼす製造条件の影響”、日本原子力学会2020年春の年会、福島、2020年3月
- 垣内、天谷、“ジルカロイ-4被覆管の照射成長に及ぼす水素吸収の影響”、日本原子力学会2020年秋の年会、オンライン開催
- 平成22年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書、(独)日本原子力研究開発機構 安全研究センター、平成23年9月.
- 平成23年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書、(独)日本原子力研究開発機構 安全研究センター、平成25年3月.
- 平成24年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書、(独)日本原子力研究開発機構 安全研究センター、平成26年3月.
- 平成25年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書、(独)日本原子力研究開発機構 安全研究センター、平成26年3月.
- 平成26年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書、(独)日本原子力研究開発機構 安全研究センター、平成27年3月.
- 平成27年度原子力施設等防災対策等委託費(燃料等安全高度化対策)事業に関する報告書、(国研)日本原子力研究開発機構 安全研究センター、平成28年3月.
- 平成28年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費(燃料等安全高度化対策)事業(平成28年度分)、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 安全研究センター、平成30年1月.
- 平成29年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費(燃料等安全高度化対策)事業(平成29年度分)、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 安全研究センター、平成31年3月.
- 平成30年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費(燃料設計審査分野の規制研究)事業(平成30年度分)、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 安全研究センター、平成31年3月.
- 平成31年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費(燃料破損に関する規制高度化研究)事業(平成31年度分)、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 安全研究センター、令和2年11月.

6. 成果目標に対する達成状況

- 本研究では、外面割れ破損の発生メカニズム・発生条件を明らかにし、運転時の異常な過渡変化時に系統的に発生しないと考え得る結果を得ることができた。
- また、高温における水素化物による巨視的な被覆管の延性—脆性遷移の発生条件を明らかにするとともに、脆性破損した際の破損時塑性歪が1%未満であることを見出した。
- 以上により、燃料健全性に係る判断基準の技術的妥当性を確認することができた。
- さらに、改良合金被覆管について、合金元素含有量等が照射成長挙動に及ぼす影響に関して技術的知見を拡充することができた。

事故時炉心冷却性に対する燃料破損影響評価研究

中間評価 説明資料

令和3年4月

原子力規制庁長官官房技術基盤グループ

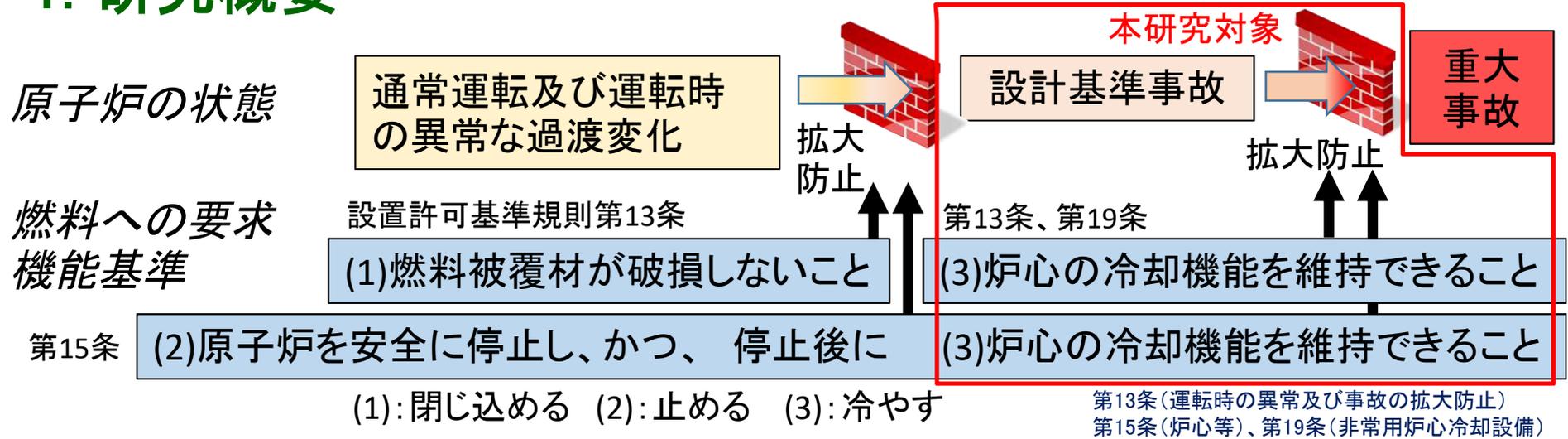
システム安全研究部門

目次

1. 研究概要
2. 研究期間を通じた主要成果
3. まとめ
4. 成果の活用について
5. 成果の公表等
6. 成果目標に対する達成状況

1. 研究概要

【核燃料分野安全研究の全体像】



安全研究の目的

- ・ 現行の判断基準値等が、異常過渡及び設計基準事故の拡大防止に十分であるか、その妥当性を確認するためのデータを整備する。
- ・ 事業者が実施する拡大防止策と評価について、その妥当性を判断するためのデータを整備する。

アウトプット

規制への最新知見の反映

アウトカム

規制庁職員の専門性の向上

事業者による安全対策の実施及び安全な運転

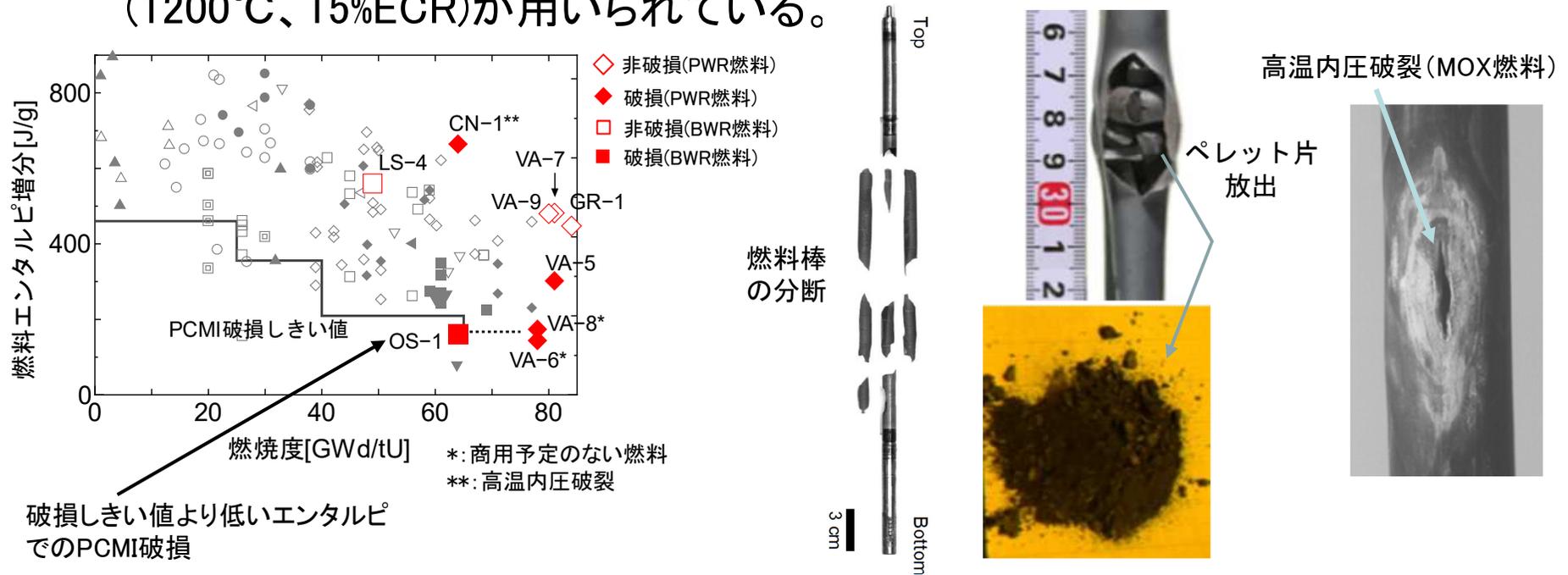
政策目的

原子力に対する確かな規制を通じて、人と環境を守る

1. 研究概要

【背景】

- 従来、観察されていなかった燃料破損形態が高燃焼度燃料の事故模擬試験にて確認されている。燃料に関する判断基準を示した指針類は、旧原子力安全委員会が策定当時の知見に基づき、決定あるいは了承したものである。
- 事故後燃料長期冷却性に着目した研究例がない。
- 著しい炉心損傷の判断基準に、設計基準事故のLOCAの判断基準(1200°C、15%ECR)が用いられている。



1. 研究概要

【目的】

事故時及びその後の炉心冷却性維持の評価をより確かなものとする。



以下の知見を取得する。

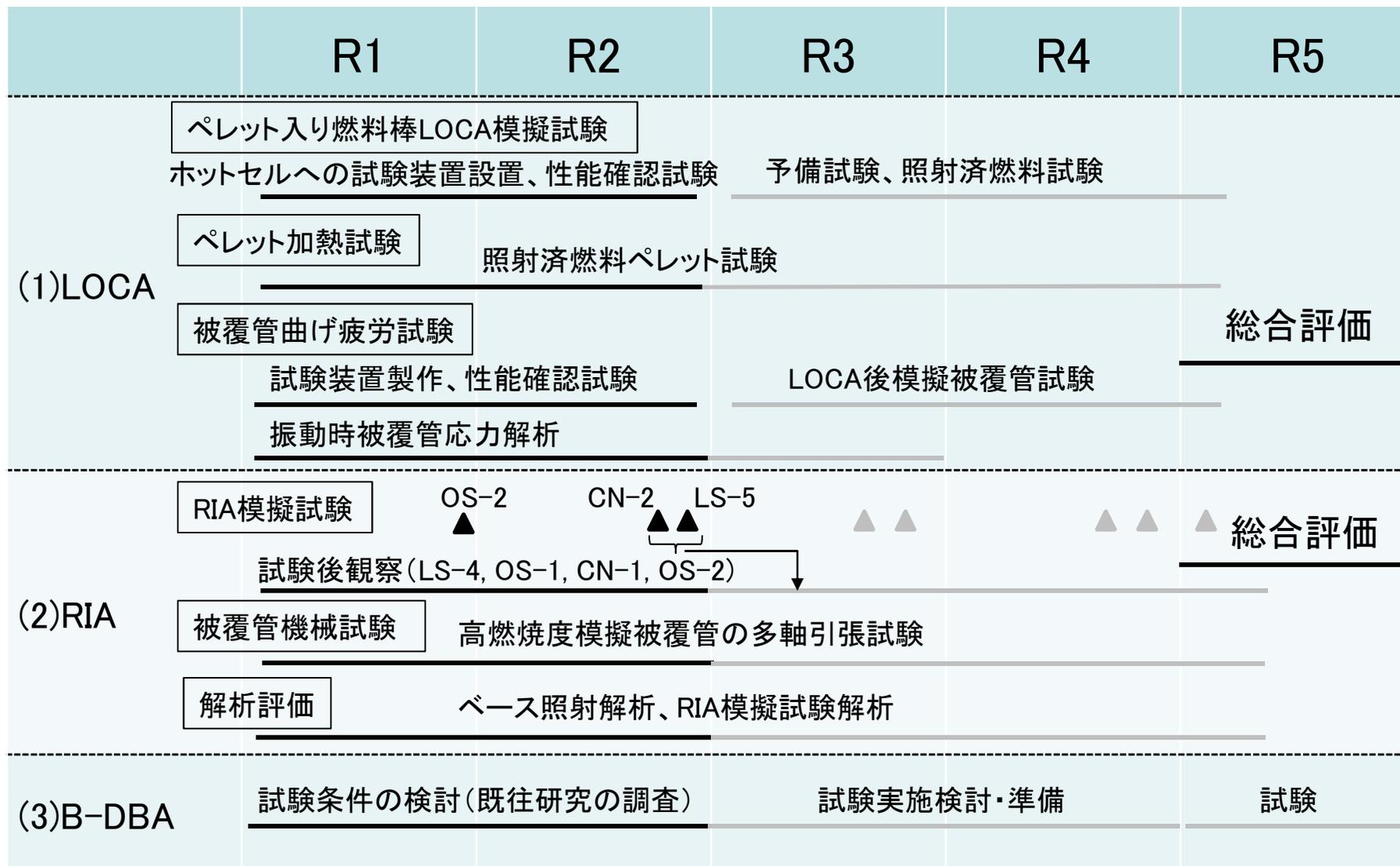
- 燃料ペレットの細片化及び燃料棒外放出の発生条件・メカニズム (LOCA)
- 高温状態を経験した燃料の機械的健全性 (LOCA後長期冷却/耐震性)
- 従来と異なる破損形態の発生条件・メカニズム (RIA)
- 低燃料エンタルピでのPCMI破損原因 (RIA)
- 高温条件での燃料損傷挙動 (Beyond DBA)

【実施項目】

- (1) LOCA時燃料破損が炉心冷却性に与える影響に関する研究
- (2) RIA時燃料破損が炉心安全性に与える影響に関する研究
- (3) 事故(B-DBA)時の燃料損傷状態変化に関する研究

1. 研究概要

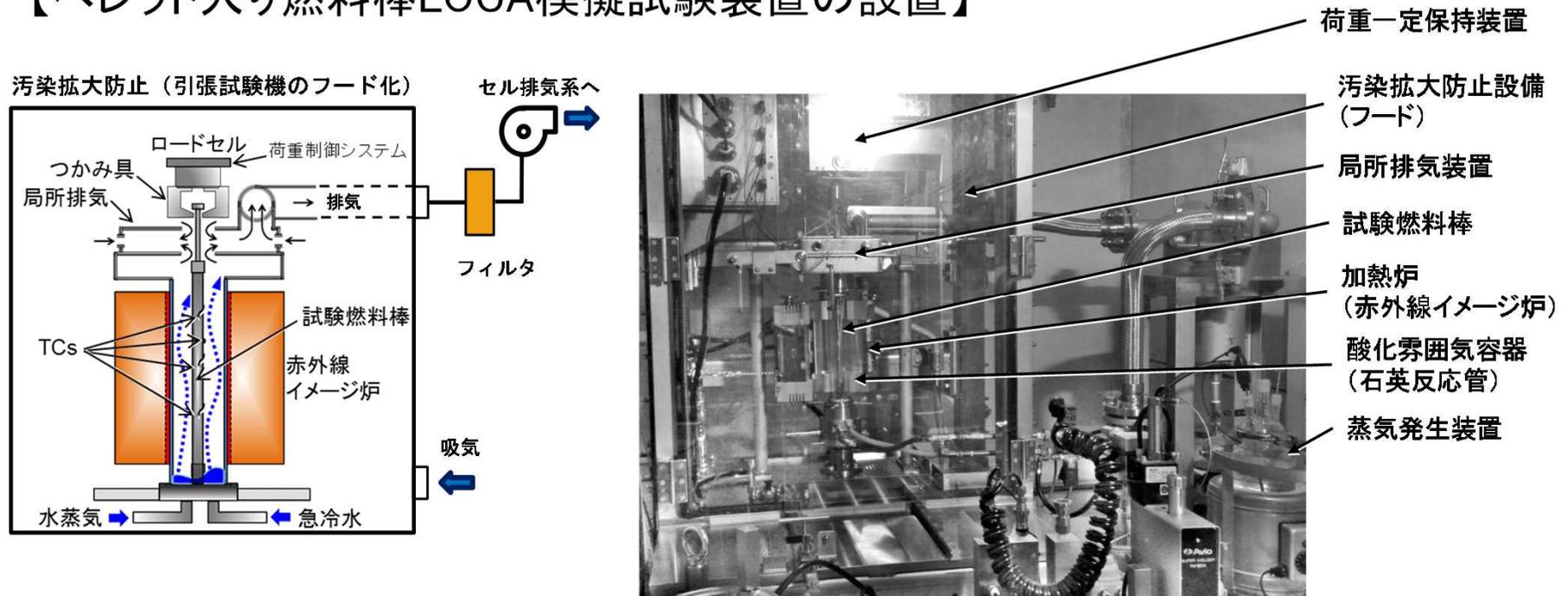
【全体工程】



2. 研究期間を通じた主要成果

- (1) LOCA時燃料破損が炉心冷却性に与える影響に関する研究
 ・燃料ペレットの細片化及び燃料棒外放出の発生条件・メカニズム(LOCA)

【ペレット入り燃料棒LOCA模擬試験装置の設置】



ホットセル内に試験装置を設置し、LOCA時に燃料が経験する温度履歴、
 雰囲気及び荷重を適切に模擬出来ることを確認した。

2. 研究期間を通じた主要成果

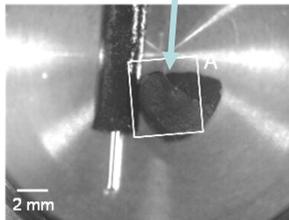
- (1) LOCA時燃料破損が炉心冷却性に与える影響に関する研究
 ・燃料ペレットの細片化及び燃料棒外放出の発生条件・メカニズム(LOCA)

【ペレット加熱試験】

試験後ペレット片外観

高温まで一度に昇温した
 ほうが、細片化は進展

試験前のペレット片No.1



ペレット片 番号	到達温度(°C)		
	800	900	1000
No. 4	1回目 <1%	2回目 <1%	3回目 2%
No. 2	<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; display: inline-block;"> 粒径1mm未満の細片の 重量割合(細片化割合) </div>		 3%
No. 1			 3%

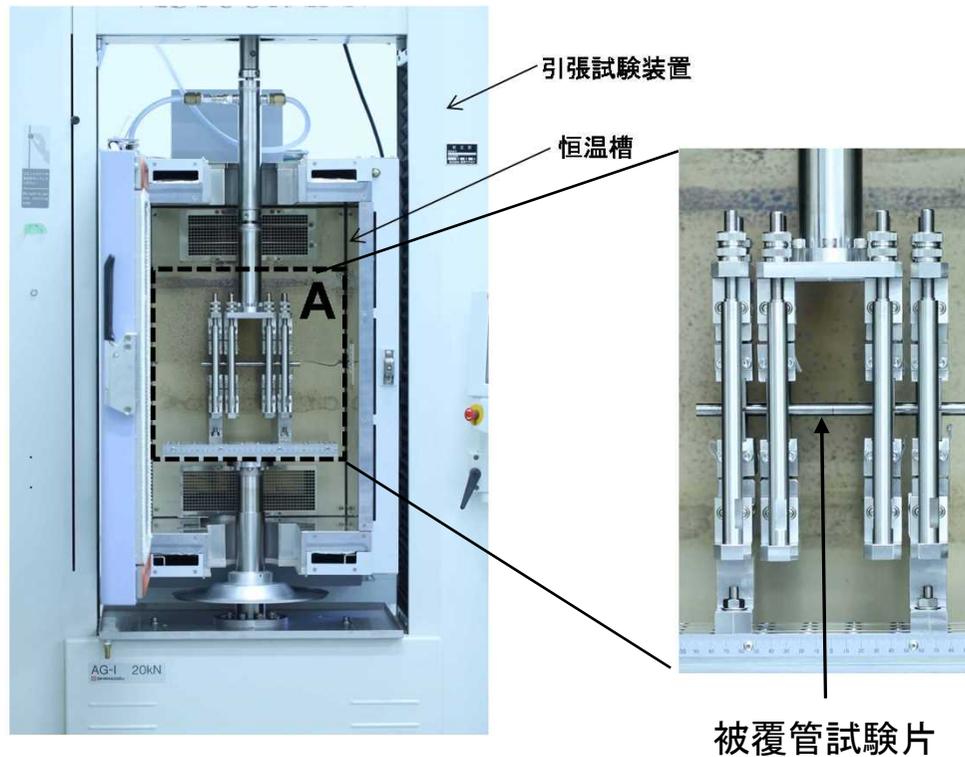
加熱試験中のXe、Kr放出量を測定し、FPガス放出と細片化との
 相関を別途考察中。

2. 研究期間を通じた主要成果

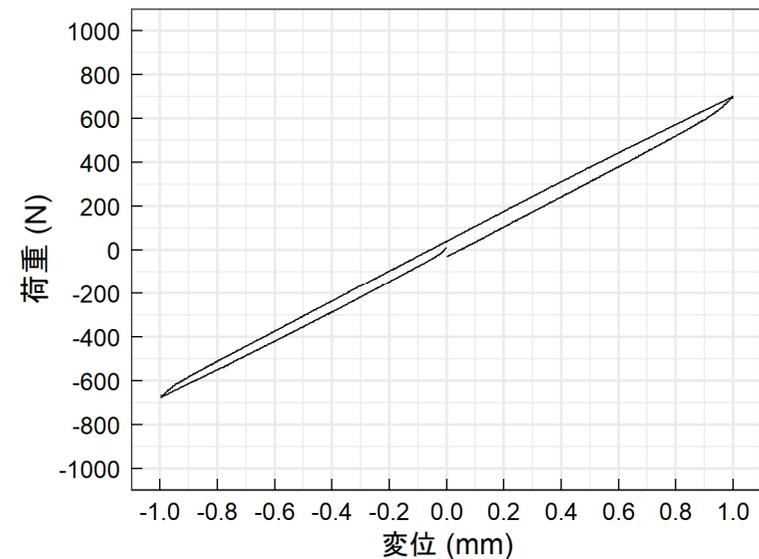
- (1) LOCA時燃料破損が炉心冷却性に与える影響に関する研究
・高温状態を経験した燃料の機械的健全性(LOCA後長期冷却/耐震性)

【被覆管曲げ疲労試験装置設置】

試験装置の製作・設置(@コールド)を完了。



荷重変位の関係

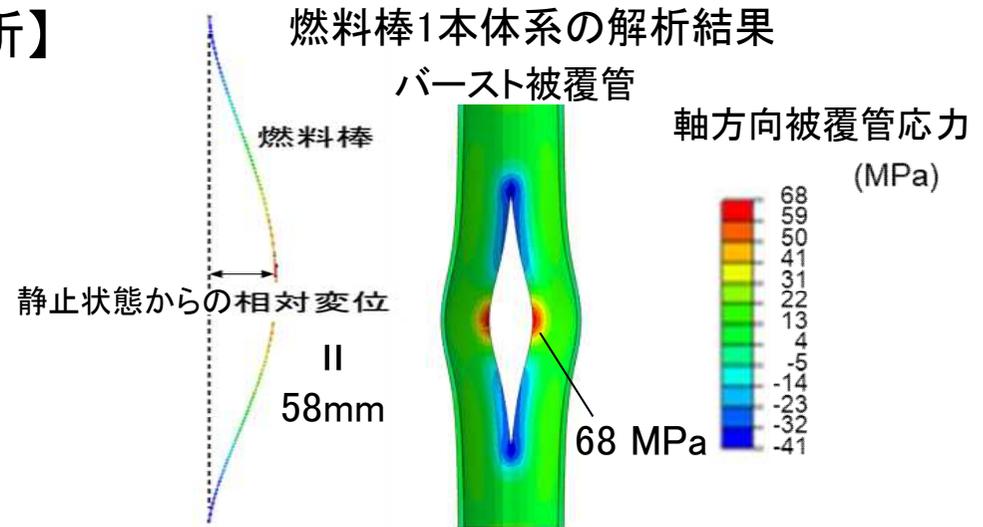
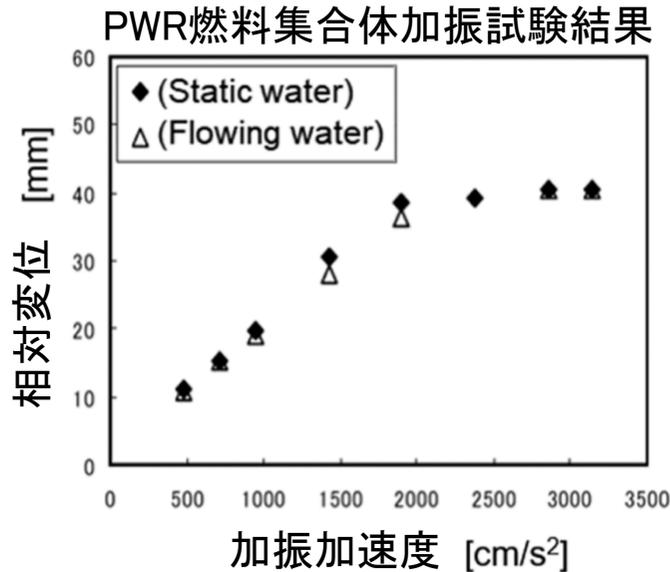


振動に対応した両振幅(上下)の曲げを負荷できることを確認。

2. 研究期間を通じた主要成果

- (1) LOCA時燃料破損が炉心冷却性に与える影響に関する研究
 ・高温状態を経験した燃料の機械的健全性(LOCA後長期冷却/耐震性)

【LOCA後被覆管振動時応力の解析】



集合体体系での解析結果

平成17年度原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査
 機器耐力その2(PWR制御棒挿入性)に係る報告書、JNES
 06 基構報-0001、平成18年8月

燃料棒体系と集合体体系との応力差が
 大きく、また、支持格子の影響が予測と異なるため、
 集合体解析条件を確認・見直し中

注:(赤字)は解析条件見直し後(R3年3月末)に得られた結果。
 速報値であり、報告書には未掲載。

支持格子1段当たり 最大静摩擦力 [N]	相対変位 [mm]	軸方向応力 [MPa]
0	61.5 (59.8)	206 (57)
7.5	60.5 (60.1)	190 (68)
15	60.5 (60.1)	180 (78)
35	60.8 (60.2)	166 (100)

2. 研究期間を通じた主要成果

(2) RIA時燃料破損が炉心安全性に与える影響に関する研究

- ・低燃料エンタルピでのPCMI破損原因 (RIA)
- ・従来と異なる破損形態の発生条件・メカニズム (RIA)

【RIA模擬試験(試験前後の観察を含む)】

試験後観察実施中の試験燃料棒一覧

実験番号	燃料型式	燃料	燃焼度 (GWd/t)	被覆管	被覆管酸化膜 (μm)	被覆管水素吸収 (ppm)	初期冷却水温度 (°C)	初期冷却水圧力 (MPa)	初期燃料エンタルピ ^a (基準温度20°C) J/g (cal/g)	エンタルピ増分の最大値 ^a J/g (cal/g)	破損時のエンタルピ増分 ^a J/g (cal/g)
LS-4	BWR 10×10	UO ₂ Cr ₂ O ₃ doped	49	Zircaloy-2 (LTP)	16 ^c	53 ^c	23	0.1	0 (0)	549 (131)	非破損
OS-1	BWR 10×10	UO ₂ ADOPT ^d	64	Zircaloy-2 (LK3)	24	245	26	0.1	0 (0)	287 (69)	160 (38)
OS-2 ^e	BWR 10×10	UO ₂	63	Zircaloy-2 (LK3)	未評価	未評価	16	0.1	0 (0)	260 (62)	非破損 ^e
CN-1	PWR 17×17	MOX	64	M5	10	未評価	21	0.1	0 (0)	670 (160)	← ^b

^aJ/g表記及びcal/g表記の値は、評価値の小数第一位をそれぞれ四捨五入したもの

^b照射後試験により燃料破損が確認されたが、過渡計測データに基づく破損時刻決定は困難であったケース

^c本研究プロジェクトにおいて評価を実施したもの

^dCr₂O₃ and Al₂O₃ doped

^e過渡計測データ及びカプセル内ガスの放射線測定に基づくもの

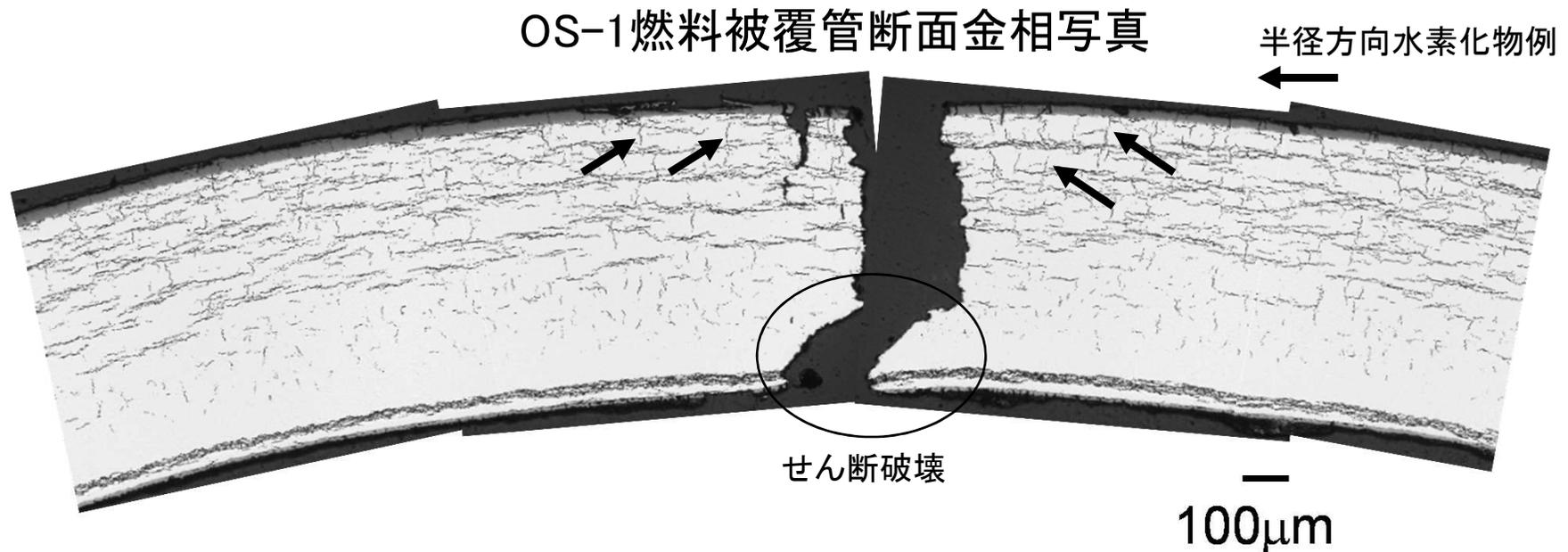
- LS-4、OS-1、CN-1のRIA模擬試験は前研究プロジェクトで実施。
- OS-1(ADOPT)と同じ燃料集合体で照射されたOS-2(UO2)は、試験の結果、非破損。
- CN-2(MOX高温試験)、LS-5(高燃焼度(91GWd/t)BWR燃料)を実施済み。いずれも破損を確認。今後、試験後観察を実施。

2. 研究期間を通じた主要成果

(2) RIA時燃料破損が炉心安全性に与える影響に関する研究

・低燃料エンタルピでのPCMI破損原因(RIA)

【RIA模擬試験(試験後の観察を含む)】



- ・ 被覆管外側で被覆管半径方向に析出した水素化物が観察される。
- ・ 半径方向水素化物の割れによって進展したと考えられる半径方向亀裂が観察される。
- ・ 内面側の水素化物がない部分では、せん断破壊が観察される。

半径方向水素化物の割れ→低ひずみで被覆管破損→ペレット膨張量小で被覆管破損
→低エンタルピで被覆管破損

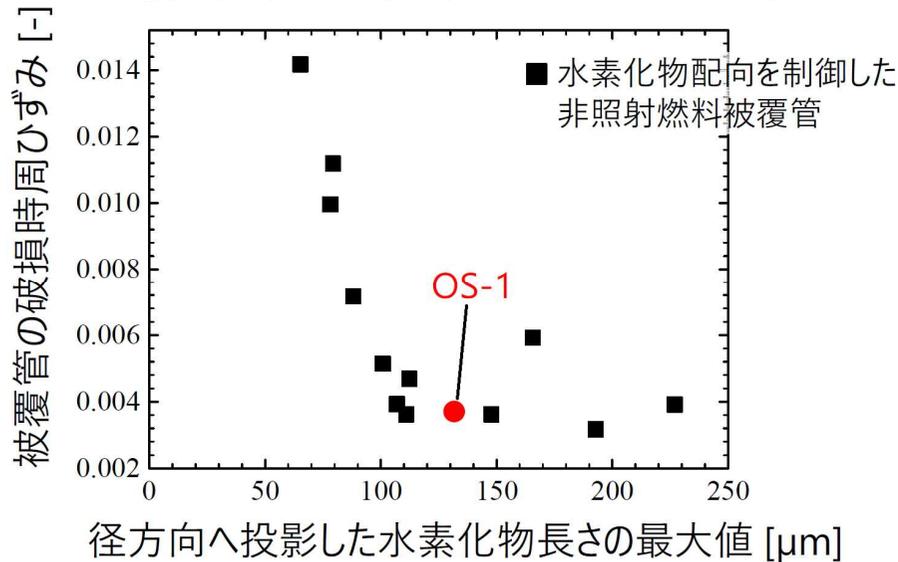
2. 研究期間を通じた主要成果

(2) RIA時燃料破損が炉心安全性に与える影響に関する研究

・低燃料エンタルピでのPCMI破損原因(RIA)

【RIA模擬試験(試験前後の観察を含む)】【被覆管機械特性試験】【解析評価】

被覆管機械試験結果とOS-1の比較

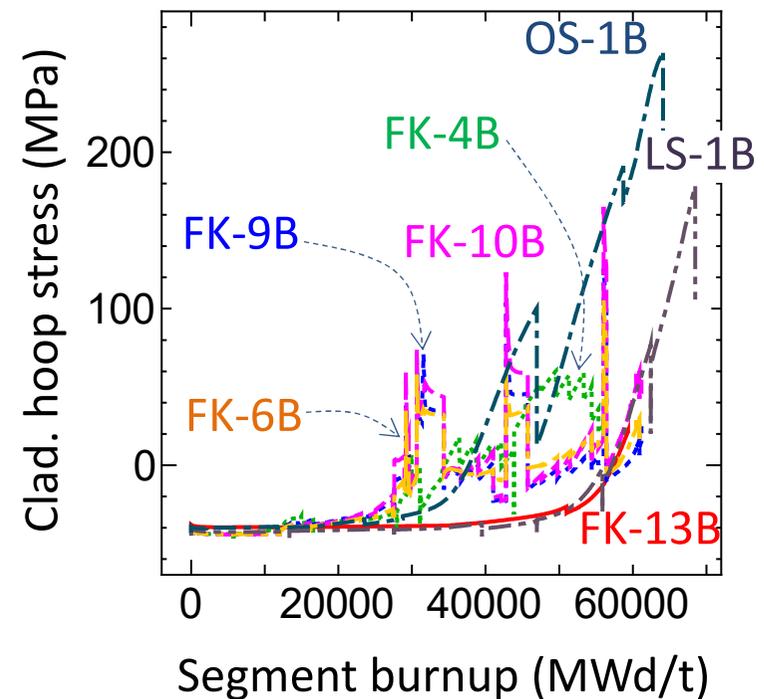


半径方向水素化物生成による延性低下の傾向とOS-1の結果はよく一致している。



破損エンタルピの低下の原因は半径方向水素化物の生成。

ベース照射中の被覆管応力解析 (BWR試験燃料棒)



OS-1半径方向水素化物の生成の一因はベース照射中の高引張応力。

2. 研究期間を通じた主要成果

(3) 事故(B-DBA)時の燃料損傷状態変化に関する研究

【試験条件の検討(既往研究の調査)】

- 設計基準事故条件を超える条件下での研究・試験は、燃料溶融後の事象やソースターム評価に着目したものであり、1200°Cから溶融開始までの温度領域における燃料損傷挙動に関する研究は少ない。
- 酸化反応速度は温度に依存するため、高温では被覆管酸化速度は大きくなる。1200°Cを超えたあたりから、酸化反応熱に加熱の影響が顕著となり、酸化速度及び発熱量とも急上昇するため、1200°Cによる著しい炉心損傷の判断は、過度に保守的なものではないと考えられる。
- ATFとして開発が進められるCrコーティングZr合金被覆管の実用化を想定すると、外面での酸化は大幅に抑制されるため、被覆管内面でのZr-UO₂反応による燃料損傷挙動に関しても研究を進める必要がある。



NSRRの特徴(ペレットからの発熱、燃料棒での試験、オンライン計測)を生かした試験の可否を引き続き検討する。

3. まとめ

(1) LOCA時燃料破損が炉心冷却性に与える影響に関する研究

【取得対象知見：燃料ペレットの細片化及び燃料棒外放出の発生条件・メカニズム】

- 照射済ペレット入り燃料棒のLOCA模擬試験装置をホットセル内に設置し、動作確認を行った。今後、試験を実施する。
- 分離効果試験として、ペレット片加熱試験を実施した。さらに、試験及び試験後の観察を進めて、燃料ペレット細片化の条件・メカニズムの考察を行う。

【取得対象知見：高温状態を経験した燃料の機械的健全性(LOCA後長期冷却/耐震性)】

- 被覆管曲げ疲労試験装置を設置し、動作確認を行った。今後、試験を実施する。
- LOCA後の地震を想定した振動状態で、被覆管に作用する応力の解析を行った。集合体体系での解析条件について再検討を進める。

3. まとめ

(2) RIA時燃料破損が炉心安全性に与える影響に関する研究

【取得対象知見：従来と異なる破損形態の発生条件・メカニズム】

- MOX燃料の高温RIA模擬試験であるCN-2及び高燃焼度(91Gwd/t)BWR燃料の室温RIA模擬試験であるLS-5にて、計装データから破損を確認した。
- 今後、外観観察や金相観察を行って破損形態を確認し、破損メカニズムを検討する。

【取得対象知見：低燃料エンタルピでのPCMI破損原因】

- OS-1の金相観察にて、半径方向水素化物の生成を確認した。被覆管機械試験結果と比較し、破損エンタルピ低下の原因は被覆管中の半径方向水素化物生成であると考察した。
- 半径方向水素化物生成の要因である円周方向引張応力がOS-1で大きいとの解析結果を得た。
- 今後、OS-2、LS-5との比較を実施し、破損エンタルピ低下の原因を明らかにする。

(3) 事故(B-DBA)時の燃料損傷状態変化に関する研究

【取得対象知見：高温条件での燃料損傷挙動】

- 既往研究の調査を行い、試験条件の検討を行った。

4. 成果の活用について

本研究の成果は、原子炉安全基準部会報告書などに示されている燃料状態の判断基準値の妥当性確認に活用できるとともに、今後導入が計画されている改良型燃料の審査へ活用することができる。

5. 成果の公表等

委託先による公表(前プロジェクトの成果を含む)

論文

- M. Negyesi, M. Amaya, “The Influence of Specimen Surface Roughness and Temperature of Steam Injection on Breakaway Oxidation Behavior of Zry-4 Fuel Cladding in Steam at 1273 K,” Oxidation of Metals, 94:283–299, 2020.
- K. Kakiuchi, Y. Udagawa, M. Amaya, “Fission gas release from irradiated mixed-oxide fuel pellet during simulated reactivity-initiated accident conditions: Results of BZ-3 and BZ-4 tests,” Annals of Nuclear Energy 155, 108171, 2021.

国際会議プロシーディング

- F. Li, T. Mihara, Y. Udagawa, M. Amaya, “Effects of pre-crack depth and hydrogen absorption on the failure strain of Zircaloy-4 cladding tubes under biaxial strain conditions,” Proceedings of the ASME 2020 International Conference on Nuclear Engineering ICONE2020, 2020.

6. 成果目標に対する達成状況

(1) LOCA時燃料破損が炉心冷却性に与える影響に関する研究

LOCA模擬試験装置のホットセル内の設置が許認可対応及びコロナ禍影響のため遅れ、委託事業の年度繰越し(R2→R3)を行っているが、5ヶ年計画の中では完了の見込みである。LOCA模擬試験以外は計画どおりに進捗。

(2) RIA時燃料破損が炉心安全性に与える影響に関する研究

NSRR運転再開の遅れのため、委託事業の年度繰越し(R1→R2)を行ったが、5ヶ年計画の中では完了の見込みである。RIA模擬試験以外は計画どおりに進捗。

(3) 事故(B-DBA)時の燃料損傷状態変化に関する研究

既往研究調査結果及び予算状況を考慮して、NSRRを用いた高温試験の可否を検討中。