資料29-1

高燃焼度燃料の反応度事故模擬実験において燃料破損に伴い発生する機械的エネルギに関する最新知見を踏まえた原子炉圧力容器への影響の確認について

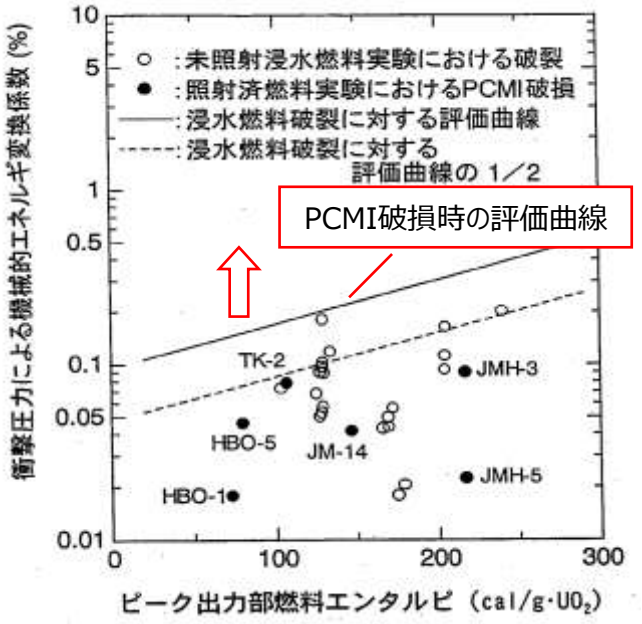
2026年10月26日
原子力エネルギー協議会
（ATENA：Atomic Energy Association）

Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

枠囲みの内容は，機密事項に属しますので公開できません。

1. 背景

- 反応度事故（以下，「RIA」という。）においては，発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針（以下，「RIA指針」という。）及び発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて（以下，「専門部会報告書」という。）に従い，ペレット－被覆管機械的相互作用による被覆管の破損（以下，「PCMI破損」という。）及び浸水燃料の破裂で生じる衝撃圧力及び水撃力の発生によって，原子炉圧力容器の健全性が損なわれることがないことを確認している。
- 上記の評価では，燃料エンタルピを衝撃圧力または水撃力による機械的エネルギに変換し，燃料エンタルピのうち機械的エネルギに費やされる割合を，機械的エネルギ変換係数を用いて評価している。
- この際，PCMI破損時に用いる機械的エネルギについては，未照射浸水燃料の破裂によるものを超えないという当時のデータに基づき，PCMI破損により生じる機械的エネルギに対しても，浸水燃料に対する原子炉安全性研究炉（以下，「NSRR」という。） 実験で得られたデータの包絡線（以下，「評価曲線」という。）が使用されている。
- しかしながら，今回JAEAより，高燃焼度まで照射された燃料に対するNSRR 実験の結果，PCMI破損により生じる機械的エネルギが未照射浸水燃料の破裂によるものを超えるとの知見が論文[2]にて公表されたことを受け，本知見を踏まえた各プラントにおける原子炉圧力容器への影響を確認した。



衝撃圧力による機械的エネルギ変換係数と評価曲線[1]

[1] 原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」平成10年

[2] Takeshi MIHARA and Yutaka UDAGAWA, Generation of pressure pulse and water hammer triggered by high-burnup fuel failure under reactivity-initiated accident conditions, Journal of Nuclear Science and Technology, DOI: 10.1080/00223131.2025.2611410

Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

2. 事象及び評価の概要

【PCMI破損】

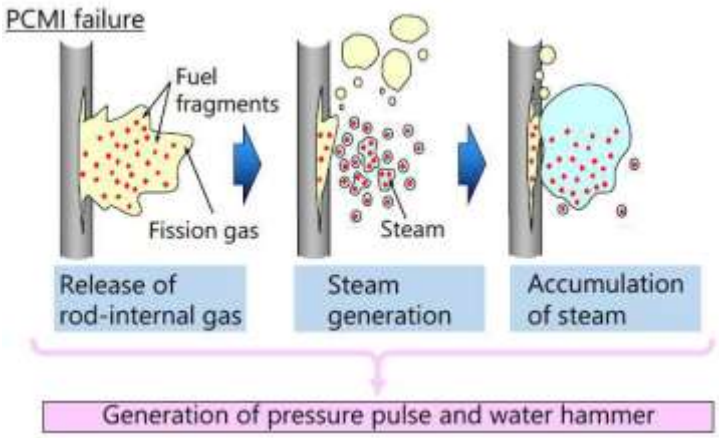
- 燃料の燃焼が進むにつれて被覆管は中性子照射，酸化及び水素吸収により延性が低下するとともに，ペレットは核分裂生成ガスの蓄積等によって膨れ，さらに出力上昇時には膨れ量が増加する可能性がある。このため，RIA時においては被覆管温度が有意に上昇する以前において，ペレットの急激な膨張に耐えられず，割れが生じて燃料が破損する場合がある。この際，微細化したペレットと冷却水との反応などにより，圧力波（衝撃圧力）が発生するとともに，蒸気の膨脹による冷却水塊の飛び上がり（水撃力（BWRのみ））が生じる。

【浸水燃料の破裂】

- 浸水燃料では，RIA時に急激に生じる熱が燃料内部の水に与えられ，結果的に急峻な内圧上昇が起こり，被覆管の破裂を招く場合がある。この際，燃料内部の高い圧力の水の開放により，衝撃圧力が発生するとともに，蒸気の膨脹による冷却水塊の飛び上がりによって水撃力が生じる。

- 両者が重畳しても，原子炉圧力容器の弾性変形によって吸収できる範囲内に収まることを確認しており，また，この吸収可能なエネルギ（以下，「吸収し得る歪エネルギ」という。）は炉心規模に応じた原子炉圧力容器の設計によって変わってくる。

- なお，国内外のPWR，BWRでは深刻な結果を伴うRIAはこれまで一度も発生していない[3]。



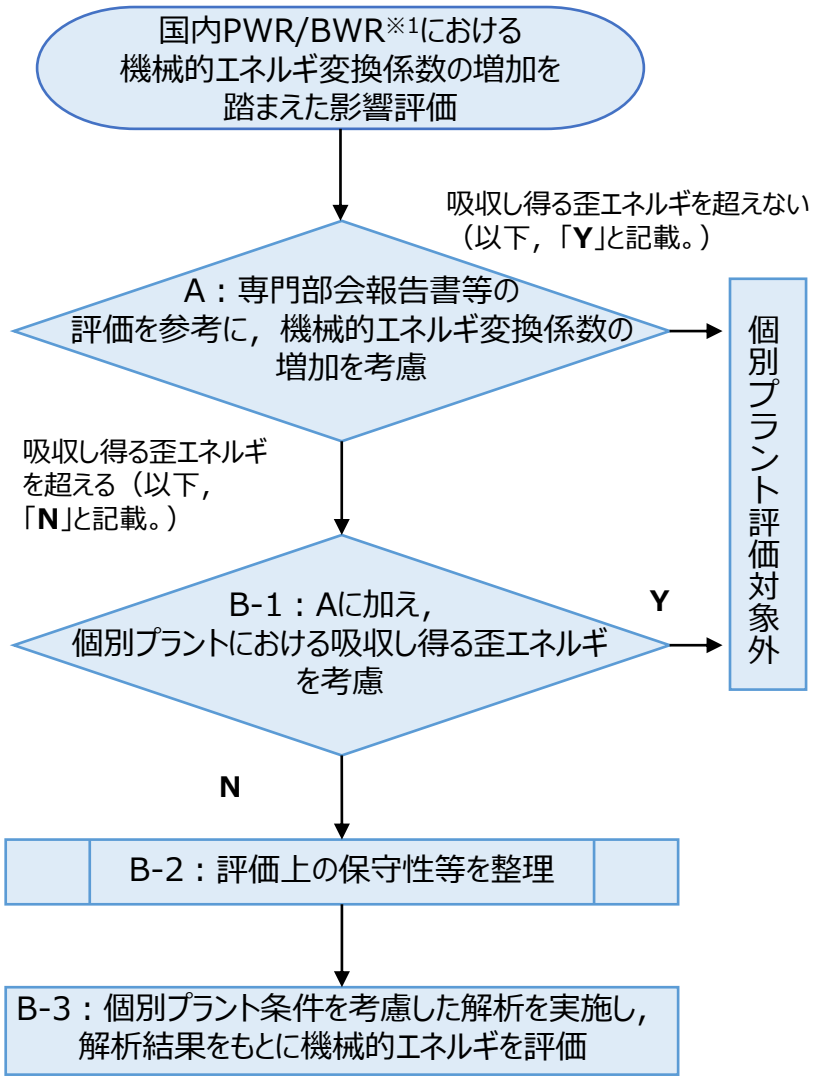
PCMI破損後のペレット片放出及び圧力波・水撃力発生の模式図[2]

[3] OECD/NEA, State-of-the-art Report on Nuclear Fuel Behaviour Under Reactivity-initiated Accident Conditions NEA No.7575, 2022

Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

3. 新知見を踏まえた対応フロー

➢ 機械的エネルギ変換係数の増加に係る新知見を踏まえ，以下のとおりに影響の評価を実施した。



A：機械的エネルギ変換係数の増加に係る新知見を踏まえ，機械的エネルギを評価し，炉心規模別に代表プラントの吸収し得る歪エネルギとの比較を実施（P.4～7）
Y【PWR（衝撃圧力）】吸収し得る歪エネルギに対して大きな裕度 ⇒ 確認完了
Y【BWR（衝撃圧力）】吸収し得る歪エネルギに対して大きな裕度 ⇒ 確認完了
N【BWR（水撃力）】 一部のプラントにおいて，吸収し得る歪エネルギを超える
⇒ 評価B-1へ（裕度が小さいプラントもあることからBWR全プラント対象に評価）

B-1：【BWR（水撃力）】では低出力規模のプラントで比較結果が100%前後の高い値となったことから，吸収し得る歪エネルギについて，各プラントの評価結果を用いてAの比較を実施（P.9～10）
Y 志賀１号機，女川２/３号機以外 ⇒ 確認完了
N 志賀１号機，女川２/３号機 ⇒ 評価B-2へ

B-2：以下3項目に対する評価上の保守性等を整理（P.11）
①破損が生じる燃料の量
②機械的エネルギ変換係数
③燃料のピーク出力部燃料エンタルピ（平均）
⇒ 保守性等を考慮し，精緻化した評価B-3を実施

B-3：機械的エネルギに関する評価上の保守性等を考慮したうえ，個別プラントについての解析を実施（P.12）
志賀１号機，女川２/３号機
⇒ 個別プラントの解析結果をもとにした評価の結果，吸収し得る歪エネルギを超えることはなく，大きな裕度があることを確認

※1：廃止措置へ移行したプラントを除く既設プラント及び新規制基準への適合を目的とした設置（変更）許可申請済みの新設プラントを対象

Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

4. A：機械的エネルギ変換係数の増加を考慮した場合の評価（PWR：衝撃圧力）

- 専門部会報告書を参考に，PWRに対して以下のとおりに評価を実施した。
- 衝撃圧力に対する評価の結果，新知見を反映したとしても，2ループ，3ループ及び4ループプラントは機械的エネルギが吸収し得る歪エネルギを超えず，大きな裕度があることを確認した。

【衝撃圧力の評価】

No.	衝撃圧力の評価項目	単位	現評価	新知見反映	設定根拠，評価における前提
①-1	破損が生じる燃料割合[重量] <2ループプラント>	% [kg]	0.2 [110]	同左	• **PCMI破損が生じる燃料と破裂する浸水燃料の量は，最大，炉心の全燃料重量の約0.123%**であることから，更に**余裕を見込んで0.2%**として評価。（専門部会報告書と同様）
①-2	破損が生じる燃料割合[重量] <3ループプラント>		0.2 [164]	同左	
①-3	破損が生じる燃料割合[重量] <4ループプラント>		0.2 [202]	同左	
②	機械的エネルギ変換係数	%	0.2	0.62	• 現評価では，PCMI破損する燃料の**ピーク出力部燃料エンタルピが最大100cal/g程度**であることから，**余裕を見込んで120cal/g**に対応する**0.2%**を用いる。（専門部会報告書と同様） • 破裂する浸水燃料についても同様に**120cal/g**に対応する**0.2%**を用いる。 • 新知見反映の評価においては，JAEAの論文で示された増加率（3.1倍）を反映した機械的エネルギ変換係数を用いる。
③	燃料のピーク出力部燃料エンタルピ（平均）	cal/g	120	同左	• 上記と同様に，**120cal/g**を用いる。（専門部会報告書と同様）
④-1	PCMI破損及び浸水燃料の破裂による機械的エネルギ<2ループプラント>	kJ	110	343	• 現評価は専門部会報告書記載値（有効数字2桁） • 新知見反映は①-X × ②/100 × ③ × 4.184の値 • 新知見反映の評価には機械的エネルギ変換係数の増加率を反映。
④-2	PCMI破損及び浸水燃料の破裂による機械的エネルギ<3ループプラント>		160	511	
④-3	PCMI破損及び浸水燃料の破裂による機械的エネルギ<4ループプラント>		200	629	

【炉心規模に応じた吸収し得る歪エネルギとの比較】

炉心規模	④機械的エネルギ(新知見反映)(kJ)	⑤吸収し得る歪エネルギ(kJ) ※1	④/⑤(%)
2ループプラント	343	5,200	6.6
3ループプラント	511	7,300	7.0
4ループプラント	629	9,400	6.7

※1：専門部会報告書記載値（有効数字2桁）

Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

4. A：機械的エネルギ変換係数の増加を考慮した場合の評価（BWR：衝撃圧力）

- 専門部会報告書及びプラントメーカー発行の旧トピカルレポート[4]（以下，「トピカルレポート」という。）を参考に，BWRに対して以下のとおりに評価を実施した。
- 衝撃圧力に対する評価の結果，新知見を反映したとしても，350MWe級以上のプラント（国内すべてのBWRプラント）は機械的エネルギが吸収し得る歪エネルギを超えず，500MWe級以上のプラントでは50%程度以上の大きな裕度があることを確認した。

【衝撃圧力の評価】

No.	衝撃圧力の評価項目	単位	**現評価**	**新知見反映**	設定根拠，評価における前提
①	破損が生じる燃料の量	kg	200	同左	• **PCMI破損が生じる燃料の量は最大150kg程度**であることから，更に**余裕を見込んで200kg**として評価。（専門部会報告書及びトピカルレポートと同様）
②	機械的エネルギ変換係数	%	0.23	0.713	• 現評価では，PCMI破損する燃料の**ピーク出力部燃料エンタルピが最大120cal/g程度**であることから，**余裕を見込んで150cal/g**に対応する**0.23%**を用いる。（専門部会報告書及びトピカルレポートと同様） • 新知見反映の評価においては，JAEAの論文で示された増加率（3.1倍）を反映した機械的エネルギ変換係数を用いる。
③	燃料のピーク出力部燃料エンタルピ（平均）	cal/g	100	同左	• PCMI破損する燃料の**ピーク出力部燃料エンタルピは平均70cal/g程度**であることから，**余裕を見込んで100cal/g**を用いる。 • （専門部会報告書及びトピカルレポートと同様）
④	PCMI破損による機械的エネルギ	kJ	190	597	• 現評価は専門部会報告書及びトピカルレポート記載値。 • 新知見反映は① × ②/100 × ③ × 4.184の値 • 新知見反映の評価においては機械的エネルギ変換係数の増加率を反映。
⑤	浸水燃料の破裂による機械的エネルギ	kJ	80	同左	• 専門部会報告書及びトピカルレポート記載値。
⑥	合計	kJ	270	677	

【炉心規模に応じた吸収し得る歪エネルギとの比較】

炉心規模	⑥機械的エネルギ(新知見反映)(kJ)	⑦吸収し得る歪エネルギ(kJ)※1	**⑥/⑦(%)**
350MWe級	677	800	85
500MWe級		1,300	53
800MWe級		1,800	38
1,100MWe級		2,500	28
1,350MWe級		3,300	21

※1：トピカルレポート記載値（有効数字2桁）

[4]株式会社日立製作所、「沸騰水型原子力発電所 燃焼の進んだ燃料に対する反応度投入事象の影響評価」HLR-055 訂2、平成11年

Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

4. A：機械的エネルギ変換係数の増加を考慮した場合の評価（BWR：水撃力）

- 専門部会報告書及びトピカルレポートを参考に，BWRに対して以下のとおりに評価を実施した。
- 水撃力に対する評価の結果，新知見を反映した場合には，500MWe級以下のプラントで機械的エネルギが吸収し得る歪エネルギを超える結果となり，800MWe級においても裕度がほとんどない結果となった。

⇨ ● 本評価は代表プラントにおける評価であることから個別プラントでの評価を実施

【水撃力】

No.	水撃力の評価項目	単位	**現評価**	**新知見反映**	設定根拠，評価における前提
①	破損が生じる燃料の量	kg	200	同左	• **PCMI破損が生じる燃料の量は最大150kg程度**であることから，更に**余裕を見込んで200kg**として評価。（専門部会報告書及びトピカルレポートと同様）
②	機械的エネルギ変換係数	%	0.23	1.219	• 現評価では，PCMI破損する燃料の**ピーク出力部燃料エンタルピが最大120cal/g程度**であることから，**余裕を見込んで150cal/g**に対応する**0.23%**を用いる。（専門部会報告書及びトピカルレポートと同様） • 新知見反映の評価においては，JAEAの論文で示された増加率（5.3倍）を反映した機械的エネルギ変換係数を用いる。
③	燃料のピーク出力部燃料エンタルピ（平均）	cal/g	100	同左	• PCMI破損する燃料の**ピーク出力部燃料エンタルピは平均70cal/g程度**であることから，**余裕を見込んで100cal/g**を用いる。（専門部会報告書及びトピカルレポートと同様）
④	PCMI破損による機械的エネルギ	kJ	190	1,021	• 現評価は専門部会報告書及びトピカルレポート記載値。 • 新知見反映は① × ②/100 × ③ × 4.184の値 • 新知見反映の評価においては機械的エネルギ変換係数の増加率を反映。
⑤	浸水燃料の破裂による機械的エネルギ	kJ	2	同左	• 専門部会報告書及びトピカルレポート記載値。
⑥	合計	kJ	192	1,023	

【炉心規模に応じた吸収し得る歪エネルギとの比較】

炉心規模	⑦水塊上昇による機械的エネルギの減少(kJ)※1	⑧機械的エネルギ(新知見反映)(kJ) (⑥-⑦)	⑨吸収し得る歪エネルギ(kJ) ※2	**⑧/⑨(%)**
350MWe級	3	1,020	480	213
500MWe級	5	1,018	590	173
800MWe級	5	1,018	1,040	98
1,100MWe級	6	1,017	1,410	73
1,350MWe級	4	1,019	1,430	72

※1：トピカルレポートにおける評価値
※2：トピカルレポート記載値（代表プラントの値）

Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

4. A：機械的エネルギ変換係数の増加を考慮した場合の評価（まとめ）

(1) PWR（衝撃圧力）

- 専門部会報告書を参考にした評価の結果，新知見を踏まえて機械的エネルギ変換係数の増加を考慮したとしても，吸収し得る歪エネルギに対して衝撃圧力による機械的エネルギは数%程度であり，大きな裕度があることから原子炉圧力容器への影響はないことを確認した。

(2) BWR（衝撃圧力）

- 専門部会報告書及びトピカルレポートを参考にした評価の結果，新知見を踏まえて機械的エネルギ変換係数の増加を考慮したとしても，吸収し得る歪エネルギに対して衝撃圧力による機械的エネルギは，500MWe級のプラントであっても50%程度であり，2倍程度の大きな裕度があることから原子炉圧力容器への影響はないことを確認した。

(3) BWR（水撃力）

- 専門部会報告書及びトピカルレポートを参考にした評価の結果，新知見を反映した場合には，500MWe級以下のプラントで機械的エネルギが吸収し得る歪エネルギを超える結果となり，800MWe級においても裕度がほとんどない結果となった。



- PWR（衝撃圧力）及びBWR（衝撃圧力）は，新知見を反映しても大きな裕度があるため問題ない。
- BWR（水撃力）は，基準を満足しない，または裕度がほとんどないプラントが存在するため，個別プラントの条件を踏まえた詳細評価を実施する。

ATENA Atomic Energy Association
Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

5. 新知見を踏まえたBWR（水撃力）の評価方針

➢ 個別プラントの評価においては，以下のパラメータを精緻化して，対象となるプラントに対して評価B-1～B-3を実施する。

炉心規模	プラント※1	①破損が生じる燃料の量	②機械的エネルギ変換係数	③燃料のピーク出力部燃料エンタルピ（平均）	⑨吸収し得る歪エネルギ	結論（新知見反映後）
350MWe級	–	–			–	–
500MWe級	志賀１号機	専門部会報告書等記載値（200kg）	新知見により専門部会報告書等記載値の5.3倍（1.219%）	専門部会報告書等記載値（100cal/g）	代表プラント評価（590kJ）	**基準を超過（173%）**
800MWe級	女川２/３号機				代表プラント評価（1,040kJ）	**代表プラント評価（98%）**
	島根２号機					
1,100MWe級	柏崎１～５号機				代表プラント評価（1,410kJ）	代表プラント評価（73%）
	東通１号機					
	東海第二					
	浜岡３/４号機					
1,350MWe級	柏崎６/７号機				代表プラント評価（1,430kJ）	代表プラント評価（72%）
	大間					
	浜岡５号機					
	志賀２号機					
	島根３号機					

評価B-2～B-3

評価B-1

※1：廃止措置へ移行したプラントを除く既設プラント及び新規制基準への適合を目的とした設置（変更）許可申請済みの新設プラントを示す

Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

6. B-1：個別プラントにおける吸収し得る歪エネルギを考慮した場合の評価（1/2）

- 前頁までの評価における吸収し得る歪エネルギは，炉心規模ごとに代表的なプラント情報を用いて評価したものであることから，個別プラントの値を反映した評価を実施する。
- 吸収し得る歪エネルギは以下の評価式によって算出され，原子炉圧力容器の材質に加え，[ ] [ ] に大きく依存する。

吸収し得る歪エネルギの評価式※1

$U_{max} =$ [ ]

$U = U_{max} - U_0 =$ [ ]

変数	定義
U	通常使用圧力に加えて吸収し得る歪エネルギ
U_{max}	吸収し得る歪エネルギ
U_0	通常使用圧力時の歪エネルギ

[ ]

[ ]

- 1,100MWe級以上の炉心規模のプラントについては，設計の合理化によって各プラント概ね同等の [ ] で設計しており，トピカルレポートに記載の値と同程度になるため，前頁の評価のとおり，一定の裕度があるが，800MWe級以下の炉心規模のプラントでは，個別の設計となっている。
- 評価結果を次頁に示す。

※1：高燃焼度燃料反応度投入事象検討小委員会　燃料高燃焼度化の反応度投入事象への影響評価（平成９年１１月４日）における計算方法を適用

Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

枠囲みの内容は，機密事項に属しますので公開できません。

6. B-1：個別プラントにおける吸収し得る歪エネルギを考慮した場合の評価（2/2）

➢ 以下のとおり，志賀１号機及び女川２/３号機においては，吸収し得る歪エネルギを超える結果となったことから，次頁以降の評価B-2～B-3を実施する。

炉心規模	プラント	①破損が生じる燃料の量	②機械的エネルギ変換係数	③燃料のピーク出力部燃料エンタルピ（平均）	⑨吸収し得る歪エネルギ	結論（新知見反映後）	
350MWe級	–		–		–	–	
500MWe級	志賀１号機	専門部会報告書等記載値（200kg）	新知見により専門部会報告書等記載値の5.3倍（1.219%）	専門部会報告書等記載値（100cal/g）	代表プラント評価（590kJ）	基準を超過（173%）	評価B-2～B-3へ
					個別プラント評価（636kJ）	**基準を超過（160%）**	
800MWe級	女川２/３号機				代表プラント評価（1,040kJ）	代表プラント評価（98%）	
					個別プラント評価（801kJ）※1	**基準を超過（127%）**	
	島根２号機				代表プラント評価（1,040kJ）	代表プラント評価（98%）	確認完了
1,100MWe級	柏崎１～５号機				代表プラント評価（1,040kJ）と同程度（1,038kJ）	代表プラント評価（98%）と同程度	
	東通１号機				代表プラント評価（1,410kJ）	代表プラント評価（73%）	
	東海第二				代表プラント評価（1,410kJ）と同程度	代表プラント評価（73%）と同程度	
	浜岡３/４号機				代表プラント評価（1,430kJ）	代表プラント評価（72%）	
1,350MWe級	柏崎６/７号機				代表プラント評価（1,430kJ）と同程度	代表プラント評価（72%）と同程度	
	大間						
	浜岡５号機						
	志賀２号機						
	島根３号機						

※1：同炉心規模のプラントよりも［　　］が小さいことから吸収し得る歪エネルギが小さくなる

Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

枠囲みの内容は，機密事項に属しますので公開できません。

7. B-2：評価の保守性等の整理（BWR）

➢ 前頁の評価結果については以下のような保守性等が含まれている。

主な項目	単位	**評価値**	評価の保守性等
①破損が生じる燃料の量	kg	200	• **PCMI破損が生じる燃料の量は最大150kg程度**であることから，**余裕を見込んで200kg**を用いている。そのため，解析によって個別プラントにおける破損が生じる燃料の量を確認し，その燃料の量をもとにした評価を実施する。 • なお，RIA時の評価においては，運用上の制御棒価値制限値（1.0%Δk以下）に計算コードと取替炉心の詳細設計段階の不確かさ分を考慮した条件（1.3%Δk）でピーク出力部燃料エンタルピの増分を解析し，PCMI破損が生じる燃料の量（最大150kg程度）を評価している。（参考資料：P.25参照）
②機械的エネルギ変換係数	%	1.219	• PCMI破損する**燃料のピーク出力部燃料エンタルピは最大120cal/g程度**であることから，**余裕を見込んで150cal/gに対応する0.23%**を用いている。そのため，解析によって個別プラントにおける燃料のピーク出力部燃料エンタルピの最大値を確認し，そのエンタルピをもとにした評価を実施することで，機械的エネルギ変換係数は低下すると考えられる。 • 一方で，機械的エネルギ変換係数については，今回の増加に係る新知見と併せ，最大燃料エンタルピの増分及び燃焼度依存性があることがJAEAの論文[2]で示されている。 • 以降の評価では，保守的に機械的エネルギの増加に係る新知見のみを反映した評価を実施するが，参考として上記の知見を反映した場合の評価（参考資料：P.15～18参照）についても実施する。
③燃料のピーク出力部燃料エンタルピ（平均）	cal/g	100	• PCMI破損する燃料の**ピーク出力部燃料エンタルピは平均70cal/g程度**であることから，**余裕を見込んで100cal/g**を用いている。そのため，解析によって個別プラントにおける燃料のピーク出力部燃料エンタルピ（平均）を確認し，そのエンタルピをもとにした評価を実施する。

炉心規模	破損燃料の量 (kg)	破損集合体数 (体)	ピーク出力部燃料エンタルピ最大値 (cal/g・UO2)	破損スパンピーク出力部燃料エンタルピ平均値 (cal/g・UO2) (*1)	最大燃料エンタルピ (cal/g・UO2)
350MWe級	61	5	112	60	178
500MWe級	117	4	123	61	177
800MWe級	142	8	120	69	180
1,100MWe級	65	4	112	69	169
1,350MWe級	140	6	106	58	171

専門部会報告書におけるPCMI破損評価結果[1]

Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

8. B-3：個別プラントにおける解析結果をもとにした場合の評価

- ①破損が生じる燃料の量及び③燃料のピーク出力部燃料エンタルピ（平均）について，個別プラントにおける解析結果をもとにした場合の評価を以下に示す。なお，本解析では，設置（変更）許可申請書における制御棒落下で使用しているAPEXコードを用いており，上記申請書における炉心条件（平衡炉心，サイクル末期，高温待機時）から燃料のピーク出力部燃料エンタルピ（平均，増分）を算出したうえ，専門部会報告書等に記載のPCMI破損しきい値を用いて破損が生じる燃料の量を算出（参考資料P.19～23参照）している。
- 評価の結果，吸収し得る歪エネルギに対して水撃力による機械的エネルギは100%未満であり，大きな裕度があることを確認した。

炉心規模	プラント	①破損が生じる燃料の量	②機械的エネルギ変換係数	③燃料のピーク出力部燃料エンタルピ（平均）	⑨吸収し得る歪エネルギ	結論（新知見反映後）	
500MWe級	志賀１号機	専門部会報告書等記載値（200kg）	新知見により専門部会報告書等記載値の5.3倍（1.219%）	専門部会報告書等記載値（100cal/g）	代表プラント評価（590kJ）	基準を超過（173%）	
					個別プラント評価（636kJ）	基準を超過（160%）	
		個別プラント解析値（104kg）		**個別プラント解析値（68cal/g）**	個別プラント評価（636kJ）	**基準を満足（57%）**	確認完了
800MWe級	女川２/３号機	専門部会報告書等記載値（200kg）	新知見により専門部会報告書等記載値の5.3倍（1.219%）	専門部会報告書等記載値（100cal/g）	代表プラント評価（1,040kJ）	代表プラント評価（98%）	
					個別プラント評価（801kJ）	基準を超過（127%）	
		個別プラント解析値（145kg）		**個別プラント解析値（66cal/g）**	個別プラント評価（801kJ）	**基準を満足（61%）**	確認完了

Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

9. まとめ

【PWR（衝撃圧力）】

- 専門部会報告書を参考にした評価の結果，新知見を踏まえて機械的エネルギ変換係数の増加を考慮したとしても，吸収し得る歪エネルギには大きな裕度があることから原子炉圧力容器への影響はないことを確認した。
- なお，専門部会報告書以降の許認可解析における最も余裕の小さい評価結果を用いても問題ないことを確認している。

【BWR（衝撃圧力）】

- 専門部会報告書及びトピカルレポートを参考にした評価の結果，新知見を踏まえて機械的エネルギ変換係数の増加を考慮したとしても，吸収し得る歪エネルギには大きな裕度があることから原子炉圧力容器への影響はないことを確認した。

【BWR（水撃力）】

- 専門部会報告書及びトピカルレポートを参考にした評価の結果，新知見を踏まえて機械的エネルギ変換係数の増加を考慮した場合，500MWe級以下のプラントで機械的エネルギが吸収し得る歪エネルギを超える結果となり，800MWe級においても裕度がほとんどない結果となったことから，個別プラントの条件を踏まえた評価を実施した。
- 評価の結果，個別プラントにおける解析結果等を用いることで，水撃力による機械的エネルギが吸収し得る歪エネルギを超えることはなく，大きな裕度があることを確認した。
- なお，現行評価モデルでは，破損燃料上部の水の広がり（上部空間水）によるエネルギの分散効果を考慮しておらず，この効果を見込むことで大きくエネルギの低減が可能（参考資料：P.26参照）になると考えられる。また，蒸気発生器/気水分離器が無いものとして評価をしており，原子炉圧力容器内の構造物を考慮することで，さらに水撃力を低減することが可能になると考えられる。

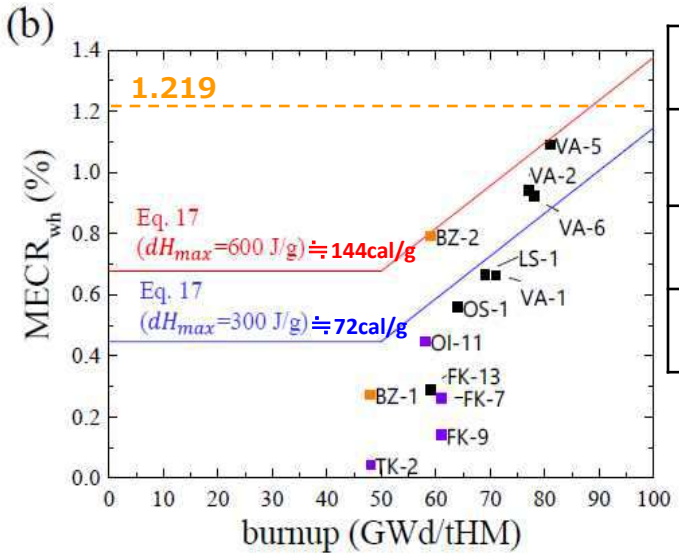
ATENA Atomic Energy Association
Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

参　考

Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

【参考】機械的エネルギ変換係数の燃焼度等依存性を考慮した場合の評価（1/4）

- 今回の機械的エネルギ変換係数の増加に係る新知見と併せ，機械的エネルギ変換係数には最大燃料エンタルピの増分及び燃焼度依存性があることがJAEAの論文[2]で示されていることから，志賀１号機及び女川２/３号機については，上記知見を用いた場合の評価を実施する。
- 具体的な関係性について下図(b)及び式(2)のとおりとなる。
- 破損する燃料の燃焼度を，保守的に設工認等に記載の上限値である75GWd/tであると仮定し，最大燃料エンタルピの増分については，専門部会報告書を参考に，ピーク出力部燃料エンタルピの増分と読み替えたうえ，各社の設置（変更）許可申請書に記載の値を用いて計算している。



$$\eta_{wh} = -0.7 + 0.014 \times Bu + 0.2945\exp(0.0058 \times dH_{max}/4.184) \quad Bu \geq 50$$
$$\eta_{wh} = 0.2945\exp(0.0058 \times dH_{max}/4.184) \quad Bu < 50 \qquad (2)$$

式(2)におけるBu は燃焼度(GWd/t)，dH_{max} は最大燃料エンタルピの増分(J/g)

機械的エネルギ変換係数の燃焼度等依存性[2]

志賀１号機及び女川２/３号機における機械的エネルギ変換係数

評価項目（水撃力）	志賀１号機	女川２/３号機	単位	備考
燃焼度(Bu)	75		GWd/t	設工認等に記載の上限値
最大燃料エンタルピの増分(dH_{max})	95（398）	88（369）	cal/g（J/g）	各社の設置（変更）許可申請書記載値
機械的エネルギ変換係数(η_{wh})	0.862	0.842	%	燃焼度(Bu)が75GWd/tの場合

専門部会報告書　添付2（抜粋）
PCMI破損しきい値は，燃料エンタルピの増分に対するものとして定めているが，PCMI破損しきい値を定めるためのベースとなっているNSRR実験等の反応度事故模擬実験では軽水炉条件に比べて急峻な出力変化を与える実験条件となっているため，燃料エンタルピの増分はピーク出力部燃料エンタルピにほぼ等しくなっている。NSRR実験等の結果では，PCMI破損は，被覆管温度が上昇し始める以前の極めて早い時期に生じており，軽水炉条件においてもPCMI破損は，ペレットから被覆管への熱移動が顕著にはならないピーク出力部において生じるものと判断できる。したがって，PCMI破損しきい値としての燃料エンタルピの増分は，ピーク出力部燃料エンタルピの増分とみなしても差し支えないものと考える。

Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

【参考】機械的エネルギ変換係数の燃焼度等依存性を考慮した場合の評価（2/4）

- 前頁の機械的エネルギ変換係数を反映した場合の評価を以下に示す。
- 志賀１号機においては，吸収し得る歪エネルギを超える結果となったことから，個別プラントにおける解析結果をもとにした評価を実施する。なお，女川２/３号機についても裕度を確認するため，同様に個別プラントにおける解析結果をもとにした評価を実施する。

炉心規模	プラント	①破損が生じる燃料の量	②機械的エネルギ変換係数	③燃料のピーク出力部燃料エンタルピ（平均）	⑨吸収し得る歪エネルギ	結論（新知見反映後）	
500MWe級	志賀１号機	専門部会報告書等記載値（200kg）	新知見により専門部会報告書等記載値の5.3倍（1.219%）	専門部会報告書等記載値（100cal/g）	代表プラント評価（590kJ）	基準を超過（173%）	
					個別プラント評価（636kJ）	基準を超過（160%）	
			燃焼度等依存性を考慮（0.862%）		個別プラント評価（636kJ）	**基準を超過（113%）**	**個別プラントにおける解析結果をもとにした評価を実施**
800MWe級	女川２/３号機	専門部会報告書等記載値（200kg）	新知見により専門部会報告書等記載値の5.3倍（1.219%）	専門部会報告書等記載値（100cal/g）	代表プラント評価（1,040kJ）	代表プラント評価（98%）	
					個別プラント評価（801kJ）	基準を超過（127%）	
			燃焼度等依存性を考慮（0.842%）		個別プラント評価（801kJ）	**基準を満足（88%）**	確認完了 ⇒参考として志賀１号機と同様の評価を実施

Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

【参考】機械的エネルギ変換係数の燃焼度等依存性を考慮した場合の評価（3/4）

- 志賀１号機及び女川２/３号機における①破損が生じる燃料の量と③燃料のピーク出力部燃料エンタルピ（平均）の解析結果は以下のとおり。なお，以下に示す結果については，評価B-3で使用している解析結果と同じであり，①破損が生じる燃料の量については燃焼度別（PCMI破損しきい値別）の結果を記載している。

解析結果	①破損が生じる燃料の量（燃焼度別）※1			③燃料のピーク出力部燃料エンタルピ（平均）
	25～40GWd/t	40～65GWd/t	合計	
志賀１号機	14kg	91kg	104kg	68cal/g
女川２/３号機	3kg	143kg	145kg	66cal/g

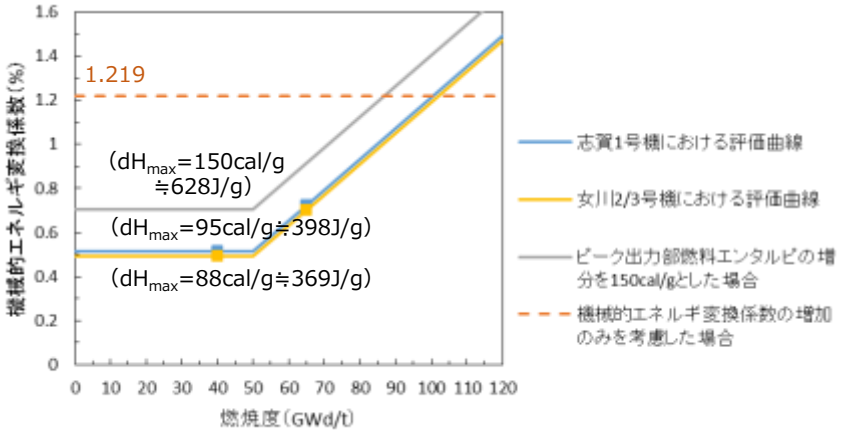
- 志賀１号機及び女川２/３号機における②機械的エネルギ変換係数を，燃焼度別（25～40GWd/t，40～65GWd/t）に算出した結果は以下のとおり。これら①～③の値を用いて，吸収し得る歪エネルギを超えないことを確認する。

	最大燃料エンタルピの増分（dH_{max}）	②機械的エネルギ変換係数（η_{wh}）	
		25～40GWd/t※2	40～65GWd/t※2
志賀１号機	95cal/g(≒398J/g)	0.512%	0.722%
女川２/３号機	88cal/g(≒369J/g)	0.492%	0.702%

$$\eta_{wh} = -0.7 + 0.014 \times Bu + 0.2945\exp(0.0058 \times dH_{max}/4.184) \quad Bu \geq 50$$
$$\eta_{wh} = 0.2945\exp(0.0058 \times dH_{max}/4.184) \quad Bu < 50 \qquad (2)$$

式(2)におけるBu は燃焼度(GWd/t)，dH_{max} は最大燃料エンタルピの増分(J/g)

機械的エネルギ変換係数の燃焼度等依存性[2]



志賀1号機及び女川2/3号機における機械的エネルギ変換係数

※1：小数点以下を切り上げ処理しているため，合計が合わない場合がある
※2：25～40GWd/tの機械的エネルギ変換係数は一定であるが，40～65GWd/tについては燃焼度に伴い増加することから保守的に65GWd/tの値を使用

Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

【参考】機械的エネルギ変換係数の燃焼度等依存性を考慮した場合の評価（4/4）

- 前頁の①破損が生じる燃料の量，②機械的エネルギ変換係数及び③燃料のピーク出力部燃料エンタルピ（平均）を反映した場合における評価を以下に示す。
- 吸収し得る歪エネルギに対して水撃力による機械的エネルギは100%未満であり，大きな裕度があることを確認した。

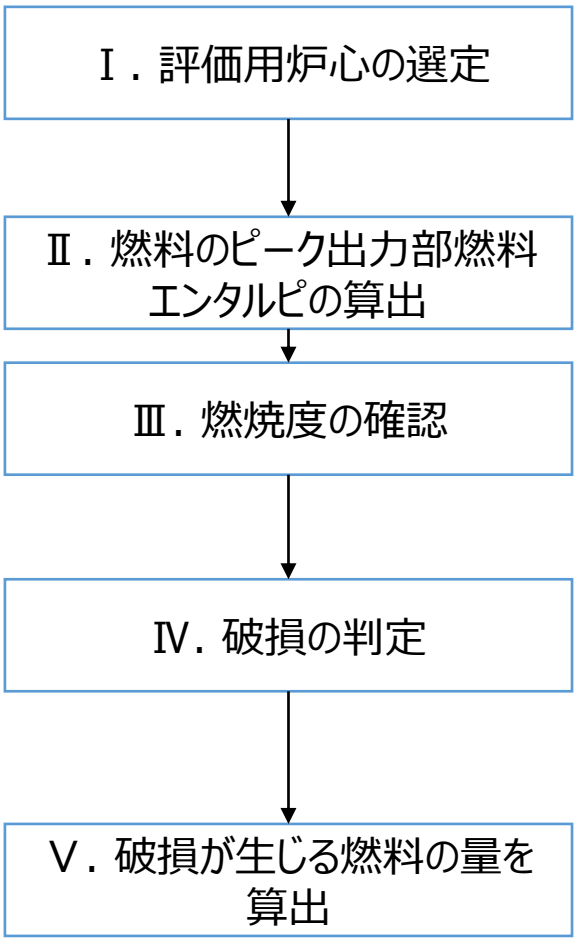
炉心規模	プラント	①破損が生じる燃料の量 ①a：燃焼度25～40GWd/tの値 ①b：燃焼度40～65GWd/tの値		②機械的エネルギ変換係数 ②a：燃焼度25～40GWd/tの値 ②b：燃焼度40～65GWd/tの値		③燃料のピーク出力部燃料エンタルピ（平均）	⑨吸収し得る歪エネルギ	結論（新知見反映後）	
500 MWe級	志賀 1号機	専門部会報告書等記載値（200kg）		新知見により専門部会報告書等記載値の5.3倍（1.219%）		専門部会報告書等記載値（100cal/g）	代表プラント評価（590kJ）	基準を超過（173%）	
		個別プラント解析値（104kg）					個別プラント評価（636kJ）	基準を超過（160%）	
						個別プラント解析値（68cal/g）	個別プラント評価（636kJ）	基準を満足（57%）	
		個別プラント解析値		**個別プラント解析値をもとに評価（燃焼度等依存性を考慮）**			個別プラント評価（636kJ）	**基準を満足※1（33%）**	確認完了
		①a	**①b**	**②a**	**②b**				
		14kg	**91kg**	**0.512%**	**0.722%**				
800 MWe級	女川 2/3号機	専門部会報告書等記載値（200kg）		新知見により専門部会報告書等記載値の5.3倍（1.219%）		専門部会報告書等記載値（100cal/g）	代表プラント評価（1,040kJ）	代表プラント評価（98%）	
		個別プラント解析値（145kg）					個別プラント評価（801kJ）	基準を超過（127%）	
						個別プラント解析値（66cal/g）	個別プラント評価（801kJ）	基準を満足（61%）	
		個別プラント解析値		**個別プラント解析値をもとに評価（燃焼度等依存性を考慮）**			個別プラント評価（801kJ）	**基準を満足※1（35%）**	参考評価
		①a	**①b**	**②a**	**②b**				
		3kg	**143kg**	**0.492%**	**0.702%**				

※1：PCMI破損による機械的エネルギは以下の式により算出
(①a×②a/100×③×4.184)+(①b×②b/100×③×4.184)
上記に「浸水燃料の破裂による機械的エネルギ」及び「水塊上昇による機械的エネルギの減少」を考慮して機械的エネルギの合計を算出し，⑨吸収し得る歪エネルギとの比較により確認

Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

【参考】個別プラントにおける解析の概要（1/5）

➢ 個別プラントにおける解析においては，以下のとおり設置（変更）許可申請書の解析結果及び専門部会報告書の記載事項等を用いて実施している。



Ⅰ．評価用炉心の選定
既許可の設置（変更）許可申請書RIA解析で用いた以下の炉心を選定（9×9燃料（A型））
・平衡炉心，サイクル初期，低温時
・平衡炉心，サイクル初期，高温待機時
・平衡炉心，サイクル末期，低温時
・平衡炉心，サイクル末期，高温待機時

Ⅱ．燃料のピーク出力部燃料エンタルピの算出
Ⅰ．の炉心に対して実施した，既許可の設置（変更）許可申請書RIA解析（APEXコード）の結果をもとに，制御棒落下時の各ノードの燃料のピーク出力部燃料エンタルピ（増分）を算出

Ⅲ．燃焼度の確認
Ⅰ．の炉心における各燃料セグメントの燃焼度について，設置（変更）許可申請書で用いられる解析コードである，TGBLA-LOGOSコードを使用して計算

Ⅳ．破損の判定
Ⅱ．における燃料のピーク出力部燃料エンタルピ（増分）及びⅢ．における燃焼度の情報を用いて，専門部会報告書等に記載の以下のしきい値を超える燃料についてはPCMI破損が生じると判定
＜ピーク出力部燃料エンタルピの増分＞
・燃焼度：0～25GWd/t ⇒ 110cal/g
・燃焼度：25～40GWd/t ⇒ 85cal/g
・燃焼度：40～65GWd/t ⇒ 50cal/g
・燃焼度：65～75GWd/t ⇒ 40cal/g

Ⅴ．破損が生じる燃料の量を算出
Ⅳ．においてPCMI破損が生じると判定した燃料の量を算出
算出にあたっては専門部会報告書に記載のとおり「PCMI破損しきい値に達したペレットが位置するスペーサ間」の燃料は全て破損が発生するものと仮定
併せて， PCMI破損が生じると判定した燃料のピーク出力部燃料エンタルピ（破損スパン内平均値）を算出

Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

【参考】個別プラントにおける解析の概要（2/5）

- 設置（変更）許可申請書で考慮している炉心について，破損が生じる燃料の量及びピーク出力部燃料エンタルピ（破損スパン内平均値）を算出した。
- PCMI破損による機械的エネルギの値が最も厳しくなる，『平衡炉心のサイクル末期の高温待機時』の解析結果を今回の評価の代表値としている。

＜志賀１号機＞

項目	単位	平衡炉心			
		サイクル初期		サイクル末期	
		低温時	高温待機時	低温時	高温待機時
①破損が生じる燃料の量	kg	13.4	21.5	63.6	103.9
③燃料のピーク出力部燃料エンタルピ（平均）	cal/g	48	70	44	68
①×③※1	kcal	642	1,507	2,800	**7,065**

＜女川２/３号機＞

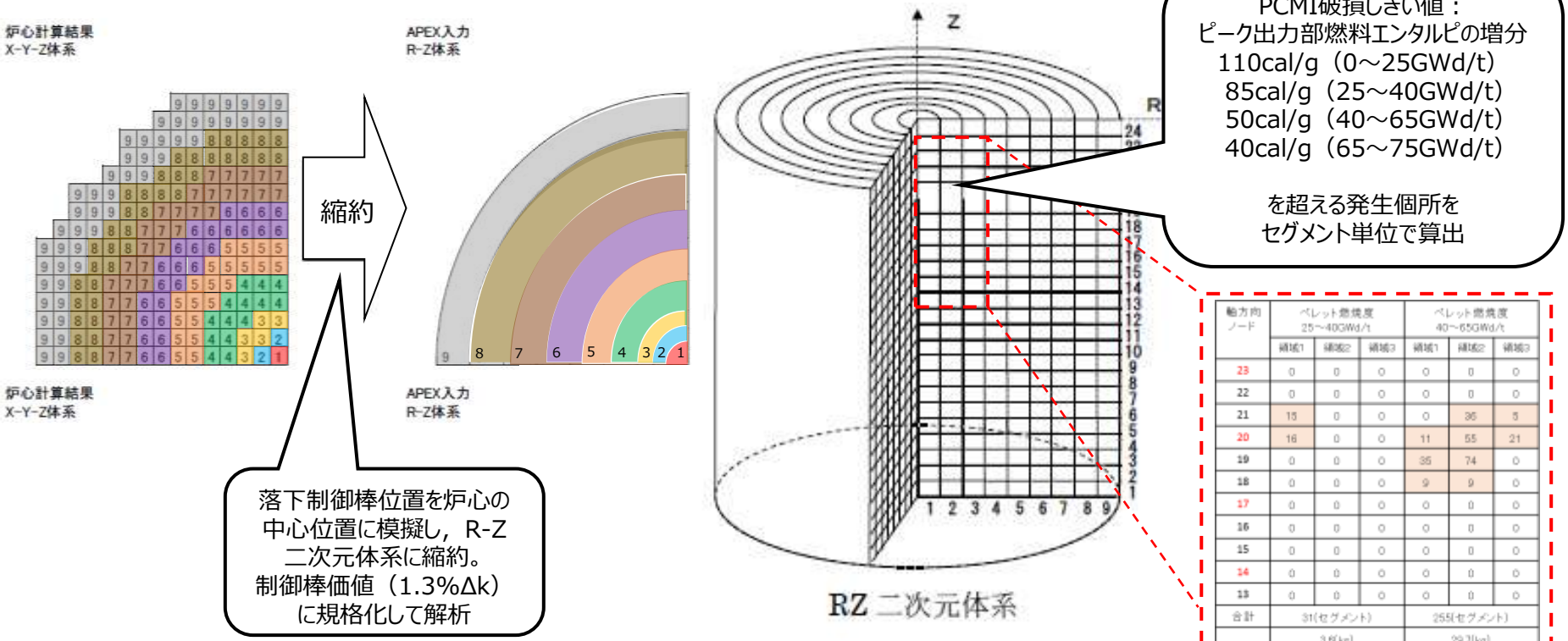
項目	単位	平衡炉心			
		サイクル初期		サイクル末期	
		低温時	高温待機時	低温時	高温待機時
①破損が生じる燃料の量	kg	0.8	0.5	131.9	144.3
③燃料のピーク出力部燃料エンタルピ（平均）	cal/g	56	76	46	66
①×③※1	kcal	46	35	6,066	**9,526**

※1：①及び③における解析結果の数値を掛け合わせ，小数点以下を切り上げ処理しているため，数値が合わない場合がある

Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

【参考】個別プラントにおける解析の概要（3/5）

- 9×9燃料（A型）の設置（変更）許可申請書で使用しているAPEXの解析結果から，下図のようなモデルにて，各ノード毎※1のピーク出力部燃料エンタルピの増分を算出。
- TGBLA-LOGOSコードを用いて，各セグメント※2の燃焼度を算出。
- 各場所毎のピーク出力部燃料エンタルピの増分の情報と燃焼度の情報を組み合わせ，PCMI破損しきい値を超える発生個所を，セグメント単位で算出し，破損が生じる燃料の量を算出。



軸方向ノード	ペレット燃焼度 25～40GWd/t			ペレット燃焼度 40～65GWd/t		
	領域1	領域2	領域3	領域1	領域2	領域3
23	0	0	0	0	0	0
22	0	0	0	0	0	0
21	15	0	0	0	36	5
20	16	0	0	11	55	21
19	0	0	0	35	74	0
18	0	0	0	9	9	0
17	0	0	0	0	0	0
16	0	0	0	0	0	0
15	0	0	0	0	0	0
14	0	0	0	0	0	0
13	0	0	0	0	0	0
合計	31(セグメント)			255(セグメント)		
重量	3.6(kg)			29.7(kg)		
	33.3(kg)					

APEXコードのモデル模式図
（APEXコードの公開文献[5]を基に作成）

※1：ノード：炉心を径方向に９分割，軸方向に24分割したもの
※2：セグメント：燃料棒を軸方向に24分割したもの

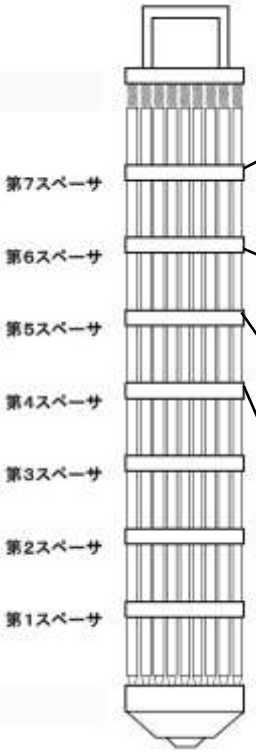
[5] 株式会社グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン，日立GEニュークリア・エナジー株式会社，東芝エネルギーシステムズ株式会社
「沸騰水型原子力発電所 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コード(APEX)について」 GLR-006，HLR-124，TLR-095，平成30年5月

Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

【参考】個別プラントにおける解析の概要（4/5）

- 専門部会報告書の評価条件を踏襲し，セグメントでPCMI破損しきい値に達した燃料が存在する場合，**当該セグメントのスペーサ間の燃料は全て破損とみなして算出**する（下表は志賀１号機の例である）。
- 併せて，PCMI破損が生じると判定した燃料のピーク出力部燃料エンタルピ（破損スパン内平均値）を算出。

セグメントベースでの算出結果をスペーサベースに変換し，破損が生じる燃料の量を算出。



燃料図

PCMI破損重量セグメント※1ベース

軸方向ノード	ペレット燃焼度 25～40GWd/t			ペレット燃焼度 40～65GWd/t		
	領域１	領域２	領域３	領域１	領域２	領域３
23	0	0	0	0	0	0
22	0	0	0	0	0	0
21	15	0	0	0	36	5
20	16	0	0	11	55	21
19	0	0	0	35	74	0
18	0	0	0	9	9	0
17	0	0	0	0	0	0
16	0	0	0	0	0	0
15	0	0	0	0	0	0
14	0	0	0	0	0	0
13	0	0	0	0	0	0
合計	31(セグメント)			255(セグメント)		
重量	3.6(kg)			29.7(kg)		
	33.3(kg)					

PCMI破損重量スペーサベース

軸方向ノード	ペレット燃焼度 25～40GWd/t			ペレット燃焼度 40～65GWd/t		
	領域１	領域２	領域３	領域１	領域２	領域３
23	16	0	0	11	55	21
22	16	0	0	11	55	21
21	16	0	0	11	55	21
20	16	0	0	35	74	21
19	16	0	0	35	74	21
18	16	0	0	35	74	21
17	16	0	0	35	74	21
16	0	0	0	0	0	0
15	0	0	0	0	0	0
14	0	0	0	0	0	0
13	0	0	0	0	0	0
合計	112(セグメント)			781(セグメント)		
重量	13.0(kg)			90.9(kg)		
	103.9(kg)					

※1：セグメントあたり0.116(kg)，被覆管を除いたペレットの重量を考慮

Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

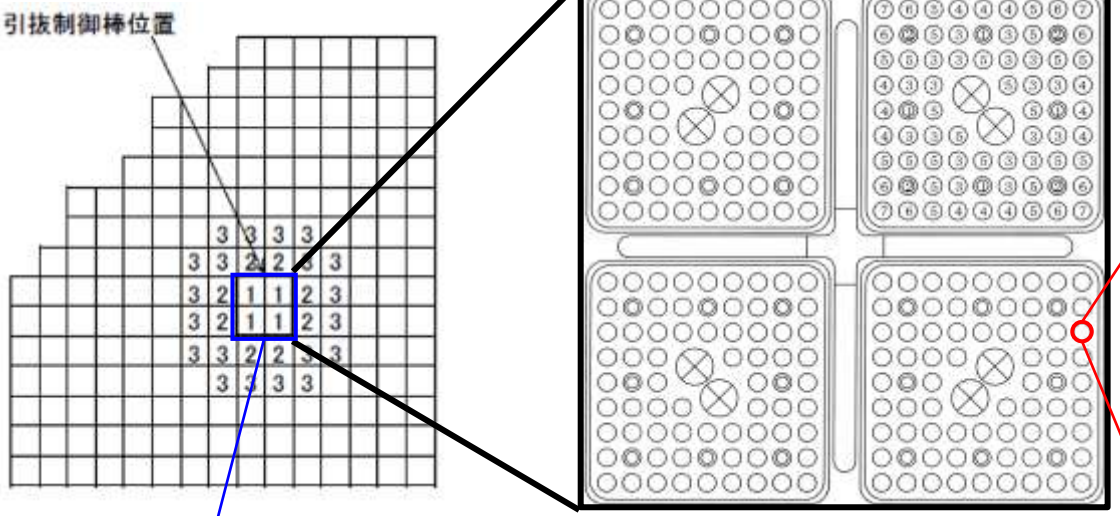
【参考】個別プラントにおける解析の概要（5/5）

エビデンス一覧／トレーサビリティ表

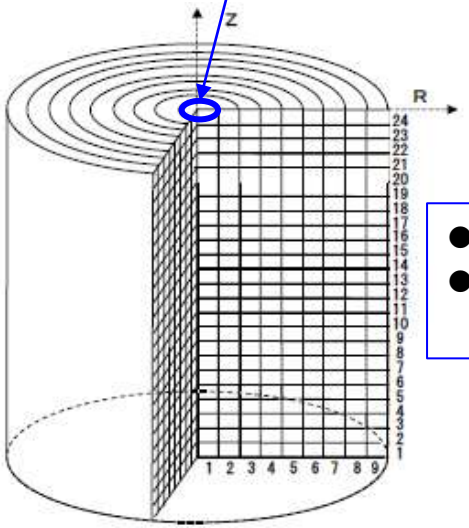
項目（P.19ベース）	内容	エビデンス図書	版・日付	原典箇所	資料No.
Ⅰ．評価用炉心の選定	既許可の設置許可申請書 RIA解析で用いた炉心 （９×９燃料（A型））	志賀原子力発電所 設置許可申請書 （１号炉）	平成24年3月	3.3.1.3.1節 10(3)－3－33頁	29-2
Ⅱ．燃料のピーク出力部 燃料エンタルピの算出	既許可の設置許可申請書 RIA解析で用いた解析コード			3.3.1.3.1節 10(3)－3－37頁	
Ⅲ．燃焼度の確認	燃焼度計算コード	沸騰水型原子力発電所 重大事故等対策の有効性 評価に係るシビアアクシデント 解析コード（APEX）について	平成30年5月	3章 13, 14, 45頁	29-3
Ⅳ．破損の判定	PCMI破損の判定基準	専門部会報告書	平成10年4月	３章 2～5，12頁	29-4
Ⅴ．破損が生じる燃料の量を算出	PCMI破損による影響範囲			添付４　4-3頁	

Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

【参考】「ノード」と「セグメント」について

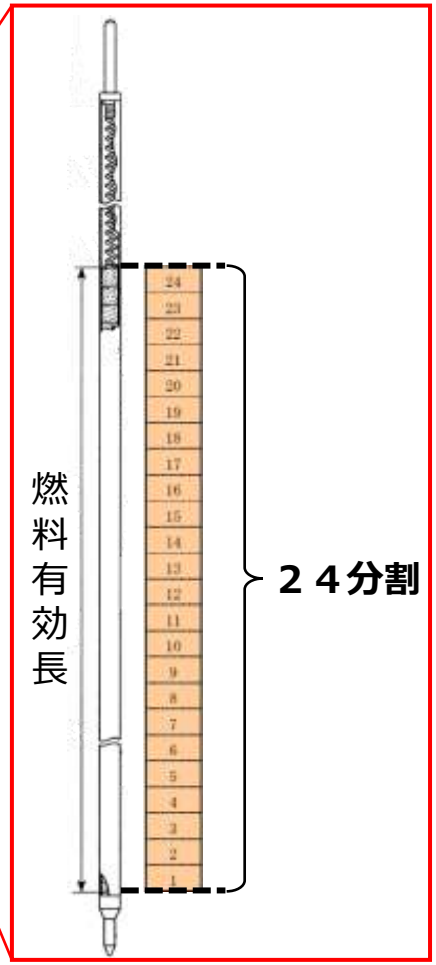


燃料集合体及び制御棒



RZ 二次元体系

- APEXにおけるノード
- ノード毎のピーク出力部燃料エンタルピの増分を算出



燃料棒

- TGBLA/LOGOSにおけるセグメント
- セグメント毎の燃焼度を算出

Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

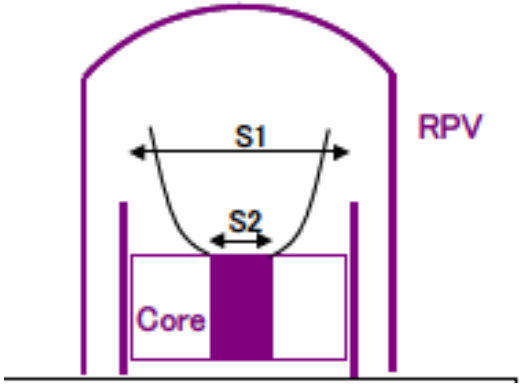
【参考】解析における不確かさの考慮等

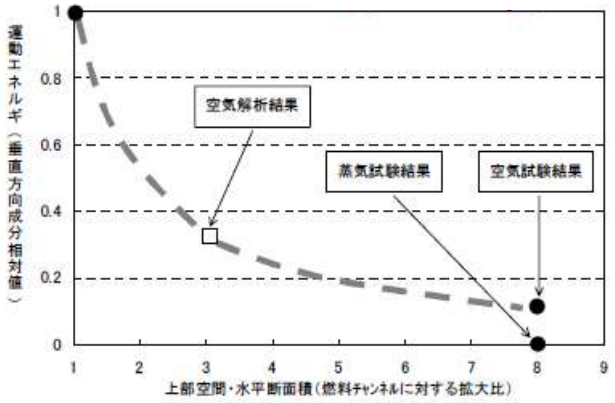
- 前頁に記載のAPEXの解析においては，落下制御棒価値を1.3%Δkに設定している。これは，運用上の制御棒価値を1.0%Δk以下としているところに，計算コードと取替炉心の詳細設計段階の不確かさ分を加えたものである。
- 計算コードの不確かさは，ドップラ係数，実効遅発中性子割合及び制御棒価値の不確かさを考えている。また，取替炉心の詳細設計段階の不確かさは，燃料配置，運転条件のばらつきによる影響を考えている。
- なお，実際のプラントでは全挿入状態の制御棒が全引抜位置とならないよう，引抜シーケンス時において区切り位置を設けており，これによってさらに制御棒価値を低減させている。例として女川２号機の第13サイクルの原子炉起動時における制御棒価値は，上記を考慮したバンク価値（区切り位置まで落下した場合の落下制御棒価値）として0.5%Δk未満となっていることを確認している。

ATENA Atomic Energy Association
Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

【参考】その他の保守性（上部空間水効果）

- 専門部会報告書等の評価において，PCMI破損等によって発生したエネルギは，破損燃料の真上の冷却水柱のみにエネルギが集中する保守的な評価が行われているが，実際には燃料上部には水の広がり（上部空間水）があることからエネルギが分散されるとされている[6]。
- 試験及び解析の結果，この上部空間水効果を見込むことで，破裂燃料体数（下図のS2の領域）に対する全燃料集合体数（下図のS1の領域）の比が3倍になると運動エネルギが30%程度に低減され，8倍になると10%以下へ低減されることが報告されている。





- 上部空間水効果の知見を適用した場合，志賀１号機及び女川２/３号機においては，下表のとおりS1/S2が8倍以上となるため，冷却水塊に与えられる運動エネルギを10%以下へ大幅に低減できる。

上部空間水効果	(S2) PCMI破損燃料集合体数[体]	(S1) 全燃料集合体数[体]	(S1/S2) 上部空間・水平断面積[倍]
志賀１号機	32※1	368	11.5（＞8）
女川２/３号機	32※1	560	17.5（＞8）

※1：APEX解析で破損燃料が存在する領域１～３に属する燃料集合体32体が全て破損したと仮定

[6]井筒 定幸，工藤 義朗，奈良林 直，中田 耕太郎，太田 武 著
「反応度投入事故時機械的エネルギのBWRへの影響評価（２）上部空間水及び凝縮効果の評価」，原子力学会，2003年秋の大会

Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

以　上

Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.