

原子力安全部会フォローアップセミナー

“新型燃料の導入に向けた道筋
安全評価技術の継続的向上の視点から”

(1)10×10燃料を導入する際の課題と
その解消に向けた道筋

The logo for TEPCO (Tokyo Electric Power Company) is displayed in red, bold, uppercase letters.

2022年12月16日

東京電力ホールディングス株式会社
鶴田 義昭

1. はじめに
2. 燃料の開発状況
3. 10×10燃料の特徴
4. 新型燃料導入時の確認事項
5. 10×10燃料導入に向けた国内状況
6. 10×10燃料導入時の論点

1.はじめに

- BWR プラントへの 10 × 10 燃料の導入と関連して重要となる次について報告
 - 10×10燃料導入を目指す背景
 - 新型燃料導入時の確認事項
 - 10×10燃料導入に係る国内状況
 - 10×10燃料導入時の論点

2.2 海外BWR燃料の状況

■ 海外10x10燃料の使用実績（装荷開始年は先行照射燃料含む）

● GNF (GNFA-GEH)



GNF2

型式	装荷開始年
GE12	1993
GE14	1998
GNF2	2005
GNF3	2015

● Framatome



ATRIUM11

型式	装荷開始年
ATRIUM 10	1992
ATRIUM 10XP	2002
ATRIUM 10XM	2005
ATRIUM 11 (11x11)	2012

● Westinghouse



SVEA96 optima2

型式	装荷開始年
SVEA100	1986
SVEA96	1988
SVEA96 optima	1998
SVEA96 optima2	2000
SVEA96 optima3	2008
TRITON11 (11x11)	2019

2.3 国内BWR燃料の種類

● 9x9(A型)

● 9x9(B型)

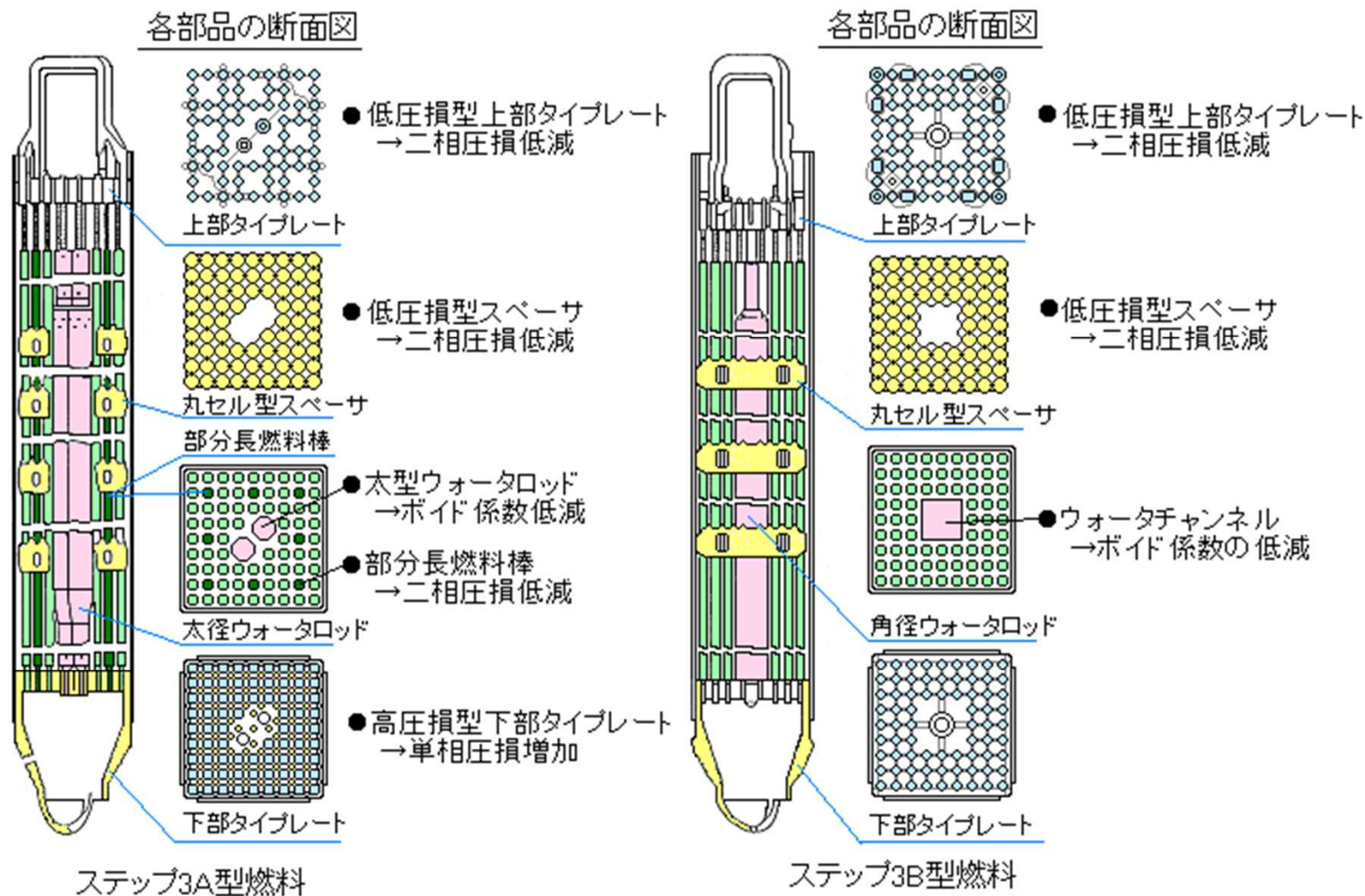
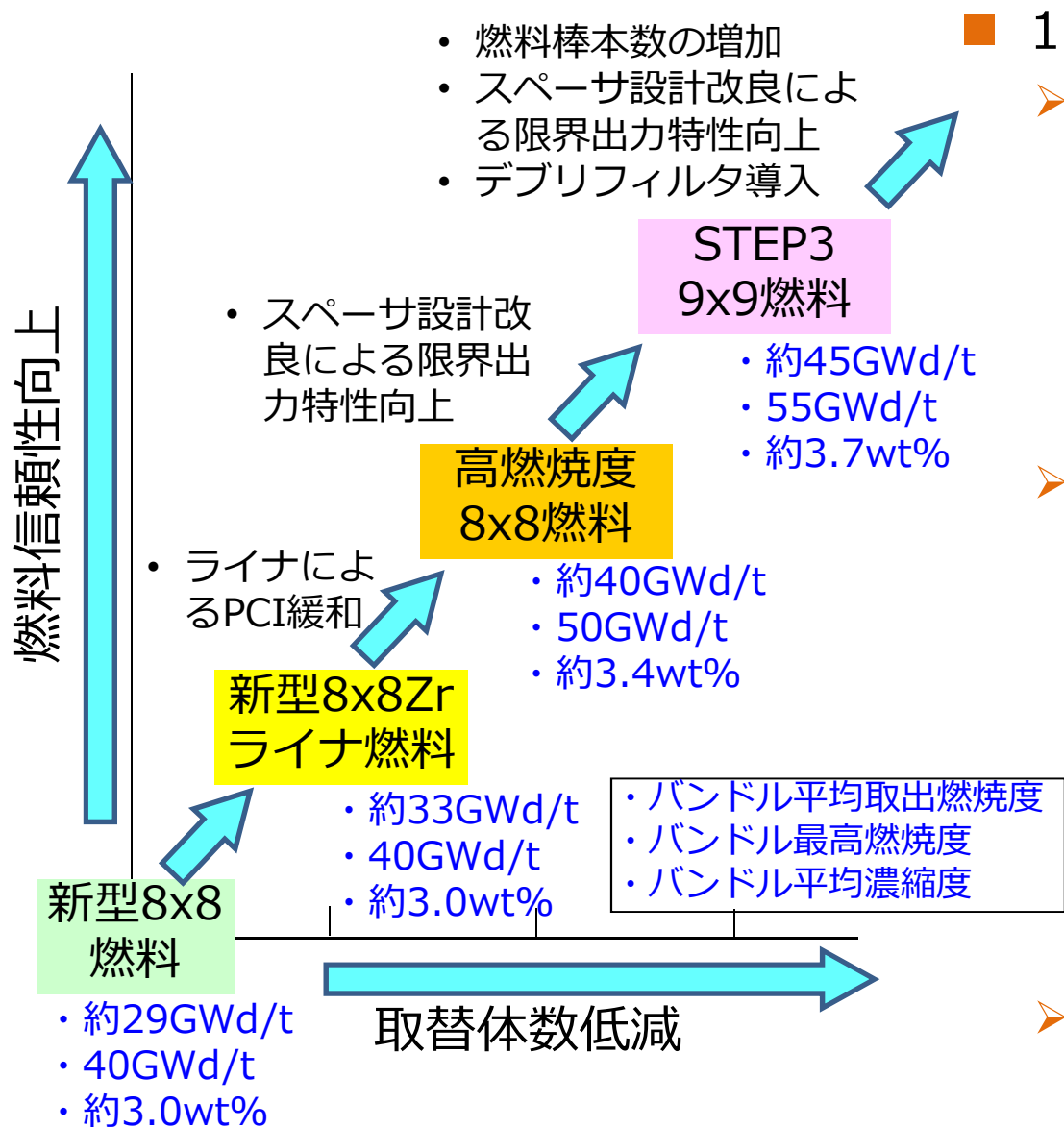


図3 BWR高燃焼度燃料集合体の主要構造(ステップ3)

[出典]次世代燃料研究専門委員会:プルトニウム燃料工学、日本原子力学会(1998年1月)、p.467

3.1 BWR燃料のさらなる安全性・信頼性向上に向けて **TEPCO**



■ 10x10燃料の特徴

➤ 燃料の安全性・信頼性の向上

- 燃料棒本数を増やすことで1本あたりの熱的負荷を緩和，改良スペーサによる限界出力特性の向上
- 改良被覆管材等による機械的健全性の向上，異物破損低減に向けた改良等

➤ 取替体数の低減（SF発生数の低減，燃料サイクルコストの低減）

- 取出燃焼度の増加（平均45G→50G）と，1体あたりの装填ウラン重量の増加
→燃料1体あたりの総発生エネルギー増加
- 長期運転サイクル，出力向上に対しても燃料経済性を損なうことなく柔軟に対応可能

➤ 海外知見の活用

- 海外での設計改良や照射実績の活用

3.2 10×10燃料による使用済燃料の削減

ABWR(872体炉心)の例	STEP2 高燃焼度8x8燃料	STEP3 9x9燃料	10x10燃料 (例)
取替体数(SF発生数) (13ヶ月運転の場合)	約232体	約200体	約180体以下※1 (燃料設計による)
燃料集合体 平均濃縮度	約3.5wt%	約3.8wt%	(燃料設計による)
燃料集合体 平均取出燃焼度	約40GWd/t	約45GWd/t	約50GWd/t
燃料集合体 最高燃焼度	50GWd/t	55GWd/t	55GWd/t ※2

※1) 10x10燃料の取替体数の削減効果は主に以下の2点から成る (対9x9燃料比)

- 平均取出燃焼度が45から50GWd/tに10%増加
→取替体数は10%程度削減 (200→180体)
- 燃料集合体あたりのウラン装填重量の増加
→取替体数はさらに削減可能 (燃料設計によるが、例えば5%増加で、取替体数5%程度削減)

※2) 2010年に認証を受けたトピカルレポート*では、コードの適用範囲としてペレット最高燃焼度80GWd/tとされている (9x9燃料では75GWd/t)。このペレット最高燃焼度を10x10燃料に適用すれば、集合体最高燃焼度は60GWd/t程度まで伸長できる可能性がある

(*) トピカルレポート「燃料棒熱機械設計コードCARO-NAについて」 (原子燃料工業) , 「燃料棒熱・機械設計コードPRIME03について」 (GNF-J)

4.1 燃料安全設計の考え方

- 「発電用軽水型原子炉の炉心及び燃料の安全設計に関する報告書※1」に、発電用軽水型原子炉における“止める，冷やす，閉じ込める”といった基本的な安全機能に対して炉心及び燃料が担っている役割を明確化
 - 安全機能を確実にするための設計及び評価の方法を明示

表 燃料に関わる機能要求※1

基本的な要求事項 (FSF)		止める機能 (制御棒挿入経路の確保)	冷やす機能 (炉心冷却可能な形状の確保)	閉込め機能
燃料に関わる機能要求	燃料棒		<ul style="list-style-type: none"> • 冷却材の流路面積の大幅な減少に至るような燃料棒の過大な変形が生じないこと • 冷却材の流路面積の大幅な減少に至るようなペレットの放出を伴う燃料棒の損傷が生じないこと • 燃料棒の損傷に伴う衝撃圧力及び水撃力によって冷却材の流路を構成する燃料以外の機器に損傷が生じないこと※2 	<ul style="list-style-type: none"> • 燃料被覆管に貫通性の損傷が生じないこと • 被覆管と端栓の溶接部に貫通性の損傷が生じないこと
	燃料集合体	<ul style="list-style-type: none"> • 制御棒の挿入経路が失われるような損傷及び変形が生じないこと • 制御棒の挿入を妨げるような過大な抗力が生じないこと 	<ul style="list-style-type: none"> • 燃料集合体による燃料棒の保持が著しく失われ，燃料棒間の冷却材の流路面積の大幅な減少が生じないこと • 燃料集合体の構成部材内の冷却材の流路面積の大幅な減少が生じないこと 	

※2：反応度投入事象時の燃料被覆管の貫通性損傷などによって，原子炉容器及び炉心支持構造物に過大な変形又は貫通性の損傷の発生の防止を意味している。ここで原子炉容器の健全性が失われることは，閉込め機能への影響として考えることができるが，同時に原子炉冷却材を確保するバウンダリの健全性を脅かすことにもなるため，この報告書では燃料に対する冷却性に着目して，冷やす機能と位置づけて検討を行っている。

※1：「発電用軽水型原子炉の炉心及び燃料の安全設計に関する報告書」（日本原子力学会 標準委員会 技術レポート）

4.2 安全機能と運転状態の関係

■ 燃料に要求される基本的な安全機能と運転状態との関係※3

安全機能	対象	燃料に要求される基本的な安全機能	通常運転時 (通常地震を含む)	運転時の 異常な過渡変化時	事故時	地震時 (基準地震動Ss)
閉込め機能	燃料棒	<ul style="list-style-type: none"> 燃料被覆管に貫通性の損傷が生じないこと 被覆管及び端栓溶接部に貫通性の損傷が生じないこと 	○	○	— ※1	○
冷やす機能※2	燃料棒	<ul style="list-style-type: none"> 冷却材の流路面積の大幅な減少に至るような燃料棒の過大な変形が生じないこと 冷却材の流路面積の大幅な減少に至るようなペレットの放出を伴う燃料棒の損傷が生じないこと 冷却材の流路を構成する燃料以外の機器に健全性を喪失するような損傷が生じないこと 	○	○	○	○
	燃料集合体	<ul style="list-style-type: none"> 燃料棒の保持が失われないこと 冷却材の流路面積の大幅な減少又は閉塞となるような変形が生じないこと 	○	○	○	○
止める機能	燃料集合体	<ul style="list-style-type: none"> 制御棒の挿入経路が失われるような損傷及び変形が生じないこと 制御棒の挿入を妨げるような抗力が生じないこと 	○	○	○	○

※1：放射性物質の環境への放出量を評価する事故で燃料被覆管に貫通性の損傷が生じた場合は、破損本数を評価する必要がある。

※2：PWRの各運転状態での低温停止及びECCSが注水される事象の一部においては、炉心へ注入されるほう酸により止める機能が働くが、この機能の維持は本表の冷やす機能である炉内の流路の確保に係る要求を満足することで維持される。

※3：「発電用軽水型原子炉の炉心及び燃料の安全設計に関する報告書」（日本原子力学会 標準委員会 技術レポート）

4.3 評価項目への展開（一例）

■ 被覆管に貫通性の損傷が生じないことの評価項目への展開※1

➤ 各評価項目について、妥当性を確認

※1：発電用軽水型原子炉の炉心及び燃料の安全設計に関する報告書
 」（日本原子力学会 標準委員会 技術レポート）

機能要求 (レベル2)	性能水準要求 (レベル3)			評価項目	
	機能要求の展開		運転状態		
被覆管に貫通性損傷が生じないこと	機械的負荷	(燃料棒内の状態とは関わらない) 外的要因	流動振動	通常運転時	応力, 摩耗減肉量
			地震動	地震時	応力
			フレTTィング摩耗	通常運転時	摩耗減肉量
		(燃料棒内の状態に関連する) 内的要因	PCMI	異常な過渡変化時	歪, 応力, ペレット熱変形量又は中心温度
			被覆管内外圧力差, 熱応力など	異常な過渡変化時	応力
			長時間の内圧クリープ変形	通常運転時	クリープ変形量 リフトオフ変形開始の内圧
	熱的負荷	被覆管温度が上昇となる要因	被覆管高温酸化による脆化	通常運転時 異常な過渡変化時	被覆管高温脆化 (次のいずれか) ・DNBR又はCPRによる沸騰遷移の有無 ・被覆管温度及び継続時間
			被覆管の溶融	異常な過渡変化時	被覆管温度
	化学的負荷		腐食減肉	通常運転時	腐食減肉量又は酸化膜厚
			水素脆化	通常運転時	水素吸収量
			クラッド付着	通常運転時	クラッド付着量
	繰返しの負荷		繰返し疲労	異常な過渡変化時 地震時	応力変動幅又は歪変動幅による累積疲労損傷係数
	複合的負荷 (反応度投入時以外)	機械的負荷 + 化学的負荷	応力腐食割れ	異常な過渡変化時	腐食雰囲気指標及び応力
			遅れ水素化割れ	異常な過渡変化時	水素脆化指標及び応力
	反応度投入事象時の瞬時の負荷	熱的	高温酸化後の脆化・融解	異常な過渡変化時	燃料エンタルピー
		熱的負荷 + 機械的負荷	高温破裂	異常な過渡変化時	燃料エンタルピー
機械的負荷 + 化学的負荷		PCMI	異常な過渡変化時	燃料エンタルピー	

4.4 許認可上の確認事項

■ 燃料体の許認可における規制関係の適合性を確認

➤ 法令

- 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
- 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

➤ 内規

- 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の解釈
- 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

➤ 指針類（設置許可基準規則の解釈に明記）

- 発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針
- 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
- 発電用軽水型原子炉の燃料設計手法について

等

4.5 安全審査における確認事項

■ 具体的な審査項目

凡例: ○ 対象
△ 一部対象

規則	項目	設置変更許可	型式証明 型式指定	備考
設置許可規則	(地震による損傷の防止) 第四条	○	○ (△)	・耐震 (被覆管の放射性物質の閉じ込めの機能)
	(運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止) 第十三条	○	△	・核設計 ・動特性 ・熱水力 ・事故
	(炉心) 第十五条	○	△	・機械設計・燃料 ・熱水力 ・核設計 ・動特性
	(燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設) 第十六条	○	○ (△)	・燃料体の輸送時評価 ・燃料体の落下評価
	(反応度制御系統及び原子炉停止系統) 第二十五条	○	△	・核設計 ・動特性 ・熱水力 ・事故
技術基準に関する規則	(地震による損傷の防止) 第五条	○	○ (△)	・耐震 (被覆管の放射性物質の閉じ込めの機能)
	(流体振動等による損傷の防止) 第十九条	○	○	・機械設計 ・燃料
	(炉心等) 第二十三条	○	○	・機械設計 ・燃料
	(燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備) 第二十六条	○	○ (△)	・燃料体の輸送時評価 ・燃料体の落下評価
	燃料体に関する要求事項 別記-10	○	○	・機械設計・燃料 (核設計)

5. 国内における10×10燃料の状況

- 2022年4月19日, 12月12日のCNO意見交換会※¹にて, 新型燃料であるBWR10×10燃料の導入に取り組んで行く方針を説明し, 以下を希望
 - 型式証明制度及びトピカルレポート制度の活用による審査の効率化に期待

[10×10燃料のスケジュール(想定)]



6.1 国内10×10燃料導入にあたっての論点

- 10×10燃料国内導入に向けて、燃料加工メーカーは開発を進めており、燃料体の機械設計等の基本設計は概ね完了
- 10×10燃料は、燃料設計・安全解析評価手法を含め、欧米にて実績のある技術ではあるものの、国内導入にあたっての課題・論点は以下のとおり
 - 地震時燃料棒閉じ込め機能の評価
 - 沸騰遷移相関式
 - 設計によっては、使用中の燃料棒の内圧が外圧を超える可能性が生じること
 - **プラント過渡事象への最適評価コード、統計的安全評価手法の導入**
- **燃料体の基本設計に加えて、安全解析手法の変更点が多く、また、重大事故まで含めると安全解析の確認範囲が広いことから、効率的かつ着実な安全解析・安全審査が必要**
- **複数プラント共通事項を一括して審査する型式証明、並びに詳細な物理モデルを取り扱えるTRACコード及び合理的な保守性を得る統計的安全評価手法の妥当性確認をトピカルレポート制度を活用することで効率化**

6.2 安全解析コードの更新

■ プラント過渡解析(AOO)手法の変更

- 物理現象をより詳細に記述した最適評価コード(①)の採用と統計的安全評価手法(②)の導入

① 3次元核熱結合動特性解析コードTRACG (詳細モデル)

- 1点炉近似動特性解析コードREDY (従来の簡略モデル)等, 従来の簡略モデルでは扱えなかった, 過渡時の出力分布の変化等, 詳細な核熱水力挙動を取り扱うことが可能
- 特に燃料棒が細径化し熱伝達の時定数が小さくなる10x10では, より詳細に核熱水力挙動を評価することが必要

② 現実的な入力値を用いた評価 + 不確かさを統計的に評価

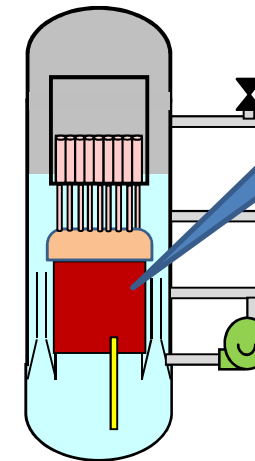
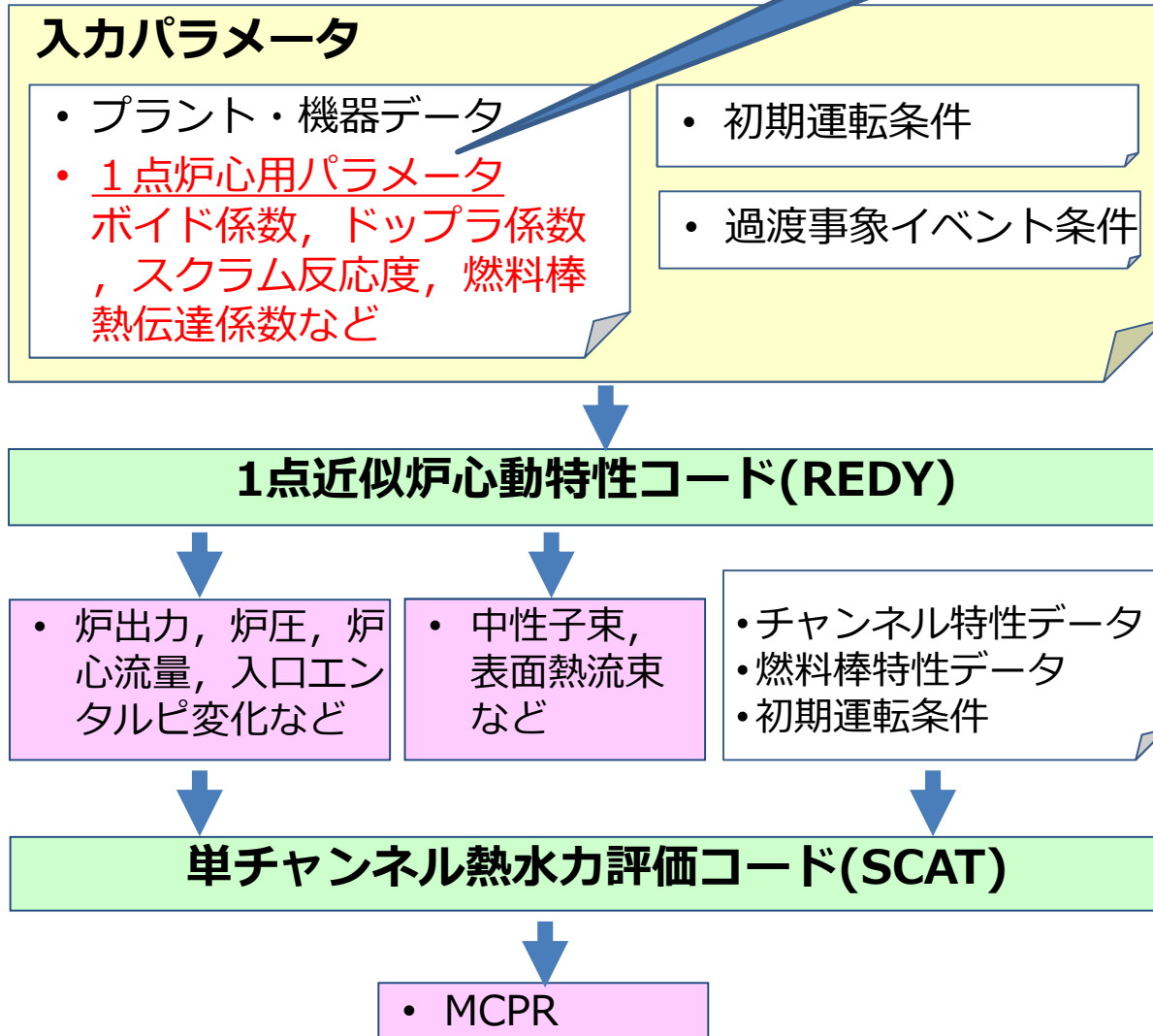
- 従来の簡略モデル (保守性を持って解析条件を設定) では, 判断基準に照らして解析結果が最も厳しくなるように設定していた解析条件を, 現実的な入力値 (解析条件) を用いた最適評価と, その不確かさを統計的に評価し, 安全裕度を評価 (安全評価指針の「各判断基準ごとに, 結果が最も厳しくなるように解析条件を定めなければならない」との記載と不整合)

6.3 安全解析コードの更新（更新前）

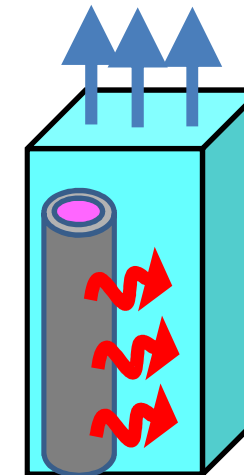
■ 現状の過渡解析手法

保守的な入力パラメータの設定

1点近似炉心出力分布固定



REDY

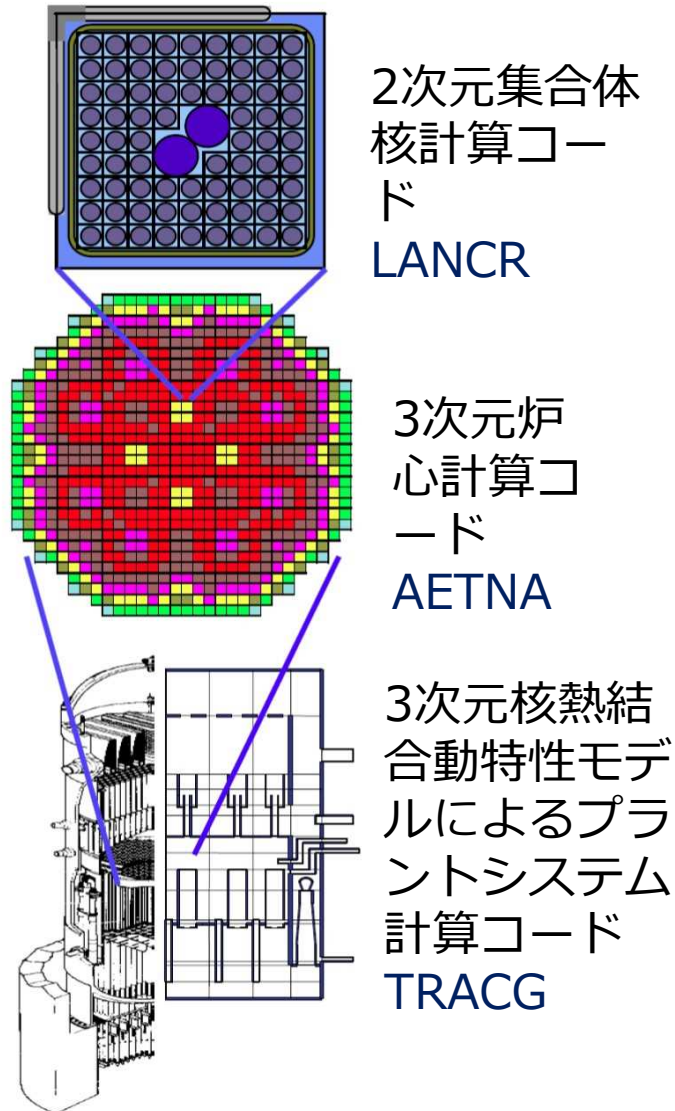


SCAT

- 過渡時の出力分布の変化等, 詳細な核熱水力挙動を取り扱い不可
- 評価の不確かさや安全裕度の説明に苦慮
- 過度に保守的な入力値の設定
- 計算機能力に制約があった70年代に開発された手法

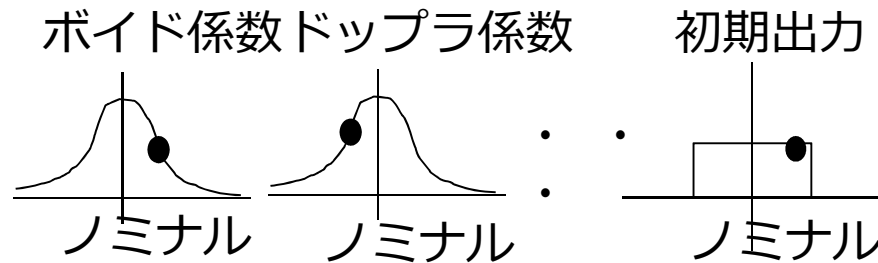
6.4 安全解析コードの更新（更新後）

■ 変更後の安全解析手法



統計解析の流れ

①重要度の高いモデル及びプラントパラメータを、全て同時かつ独立にランダムサンプリング



②TRACGへ入力、解析実行
→ Δ MCPR / ICPR
を得る

Δ MCPR/ICPR(1ケース目)

③多数ケース実施し、得られた Δ MCPR/ICPR分布から統計的に95%確率/95%信頼度上限より算出

6.5 TRAC系コードの導入の必要性

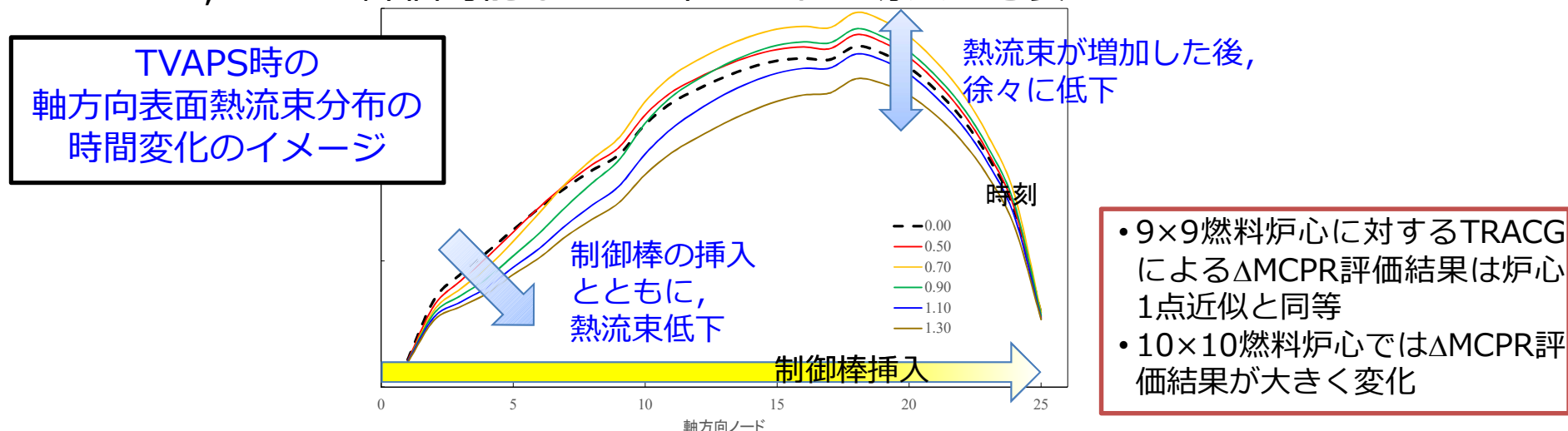
➤ TRAC系のコード

➤ 3次元炉心（核熱結合中性子動特性）モデルなどからなり，運転時の異常な過渡変化から設計基準事故まで，任意のプラントの任意の事象を模擬できるシステムコード

➤ TRAC系のコードの導入の必要性

➤ TRAC系のコードは，従来の炉心1点近似の解析コードでは評価できない原子炉スクラム時などの制御棒の挿入中の軸方向出力分布の変化（TVAPS）が評価可能

➤ 10×10燃料では燃料棒径が細く，初期軸方向出力分布のトップピーク化と相まって，制御棒挿入中の出力分布の変化が熱的制限値に大きく影響するため，これを評価可能なTRAC系コードの導入が必要



6.6 規格類の整備

■ 3次元核熱結合動特性解析コードTRACの導入に伴い、今後、規格類（JEAC4211 取替炉心の安全性確認規程）の整備が必要

- TRACの導入に伴い、安全審査の解析入力条件に包含していることで、取替炉心の安全性を確認することが困難な見通し
- TRACの導入に伴い、統計的処理を行っていること、および、現実的な解析数に落とし込む必要があることから、安全審査の段階で、運転時の異常な過渡変化に対して、すべての運転状態で、制限値を満足している結果を示すことが困難な見通し



- 取替炉心の安全性を確認するタイミングで、当該炉心に対して、主要な「運転時の異常な過渡変化」に関して、TRACを用いて、解析を実施することが適切

7. まとめ

- 国内BWRに10×10燃料を導入するための議論を開始
- 統計的安全評価手法の導入に向けた環境整備が必要
- TRAC, および, 統計的安全評価手法の導入に伴い, 取替炉心の安全性確認時の確認項目も整理が必要

【参考】安全解析コードの更新

- LANCRA/AETNAは島根3号のチャンネルボックス厚さ変更に伴う設置変更許可(2018年申請)にて使用
- PRIME03及びCARO-NAのMOX適用は2010年のエンドースでは対象外
- TRAC系コードはATWS有効性評価の参考用解析として適用済。
安全性向上届出書で、適用予定

項目	現行9x9A	現行9x9B	9x9AMOX	9x9BMOX	10x10A	10x10B
解析者	GNF-J/日立/ 東芝	NFI	GNF-J/ HGNE	東芝/NFI	GNF-J/ HGNE	東芝/NFI
核炉心解析コード	HINES or TGBLA/ PANACH or LOGOS	NEUPHYS/C OS3D	LANCR/ AETNA	TGBLA/ LOGOS or 改良 NEUPHYS/ LOGOS	LANCR/ AETNA	検討中
燃料棒熱機械解析コード	PRIME01	CARO	PRIME03(MOX適用)	CARO-NA(MOX適用)	PRIME03(2010年エンドース済)	CARO-NA(2010年エンドース済)
プラント挙動解析コード(AOO)	REDY/ SCAT	BANDIX/ FRANCESCA	TRACG +統計的安全評価手法	TRACT +統計的安全評価手法	TRACG +統計的安全評価手法	TRACT +統計的安全評価手法

: 新規解析コード

【参考】安全解析コードの更新

■ 核炉心解析コードの更新

	主要な計算モデル／入力	TGBLA04/PANAC08 (東海第二許認可コード)	LANCR/AETNA
格子計算コード	核データライブラリ	ENDF/B-IV, V	ENDF/B-VII
	スペクトル計算群数	98群 (ピンセル)	190群 (集合体模擬体系)
	2次元中性子束分布計算	3群拡散計算	35群輸送計算
炉心計算コード	3次元中性子束分布計算	修正1群拡散計算	3群拡散計算
	ノード内分布	折れ線近似 (高速群) 経験的ミスマッチ補正 (熱群)	解析的多項式
	熱水力モデル (相関式)	混合流ドリフトフラックス (Dix-Findley)	同左

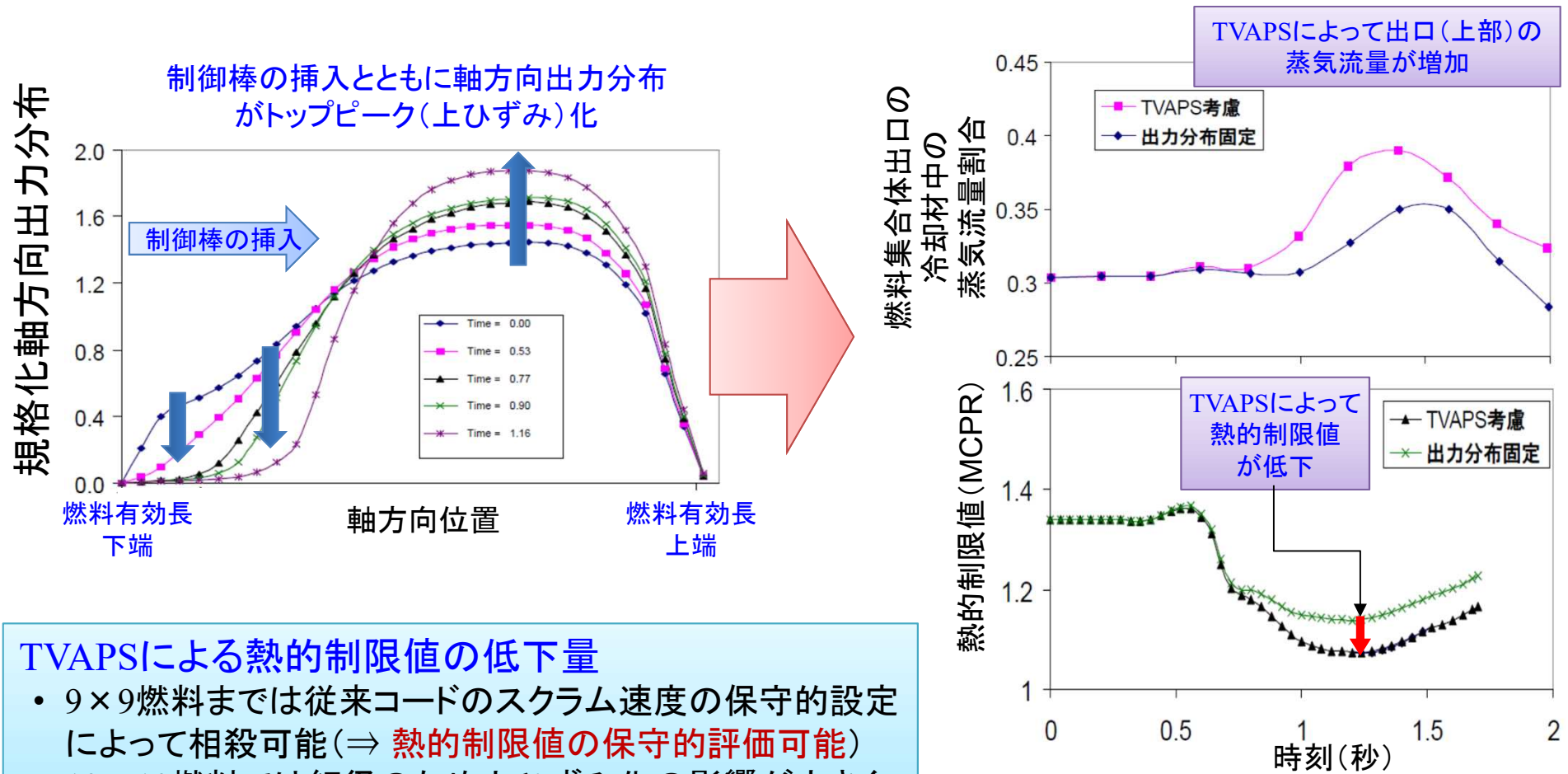
(引用) NRA面談説明資料「取替炉心の安全性確認への適用希望コードについて」(日本原子力発電, 2020/3/12)

■ 狙い=モデル・シミュレーションの信頼性向上

- 最新の核断面積ライブラリ・計算モデルの詳細化等により, 正確性を改善
- 最新の学協会規程の要求に沿ったV&Vを実施し, コード説明書を整備
- 非均質性の増す新型燃料 (10x10燃料等) にも対応
 - Gdピン・水ロッド・部分長燃料棒の多様化, 燃料棒間の中性子スペクトル干渉効果等, 非均質性の増す燃料設計→最新の核断面積ライブラリ, 中性子エネルギー群の詳細化, 燃焼計算モデルの精緻化, 計算メッシュの詳細化等, より厳密な解法を取り入れることにより, 非均質性に起因する評価の不確かさを低減
 - MOX燃料の核種壊変に伴う反応度変化を陽に評価可能→より直接的なMOX燃料の炉心設計が可能

10x10燃料でTVAPSの影響が顕在化することの説明：

✓ TVAPSを考慮したときと考慮せずに軸方向出力分布を不変としたときの比較 (イメージ)



TVAPSによる熱的制限値の低下量

- 9x9燃料までは従来コードのスクラム速度の保守的設定によって相殺可能(⇒ **熱的制限値の保守的評価可能**)
- 10x10燃料では細径のため上ひずみ化の影響が大きく、スクラム速度設定では**相殺不可**

⇒ **TVAPSの影響が顕在化** ⇒ **TRAC導入が必須**

【補足】 燃料体の型式設計認証制度の概要



- 2020年4月1日の新検査制度導入に伴う実用炉規則の改正時，型式設計認証の対象機器に「燃料体」が追加
 - 2つの申請及び判定の段階
 - 型式証明の申請
特定機器の型式の設計について，設置許可の基準の一部に適合
 - 型式指定の申請
型式証明を受けた設計に係る特定機器をその型式について指定設計及び工事の方法の認可の基準の一部に適合
 - 型式設計特定機器の種類
 - 実用炉則別表第三にて規定
燃料体，特定兼用キャスク，再結合装置，圧力逃がし装置，ガスタービンを原動力とする発電設備，内燃機関を原動力とする発電設備，無停電電源装置，電力貯蔵装置