

熱流動部会

No. 21-4

「熱水力安全評価基盤技術高度化検討」 ワーキンググループ(WG) 第1回

熱水力ロードマップ

サブワーキンググループの内容報告

平成22年3月16日

JNES会議室

幹事会

目次

主に、ロードマップの進捗に関する事項

1. 次世代軽水炉などの活動(エネ総研)
2. 次世代PWRプラントの概要(三菱)
3. 次世代軽水炉等技術開発(東芝)
4. BWR熱水力・安全技術開発状況(日立GE)
5. 中小型軽水炉開発の概念設計成果と今後の進め方(原電)

主に、基盤技術に関する事項

1. ASME V&Vの紹介と予測の問題(東大)
2. RISAの研究の現状(海洋大)

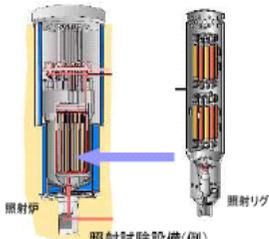
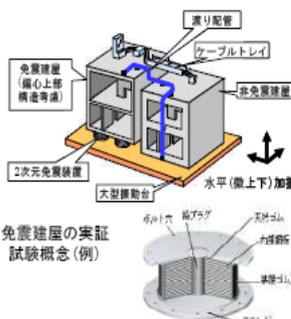
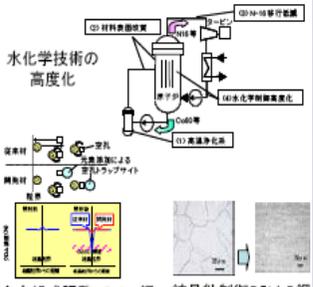
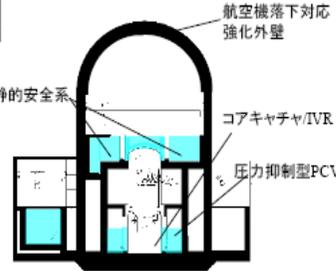
主に、規制や研究の動向に関する事項

1. 規制の動向(JNES)
2. 海外の動向(JAEA)

次世代軽水炉などの活動(エネ総研) [1/3]

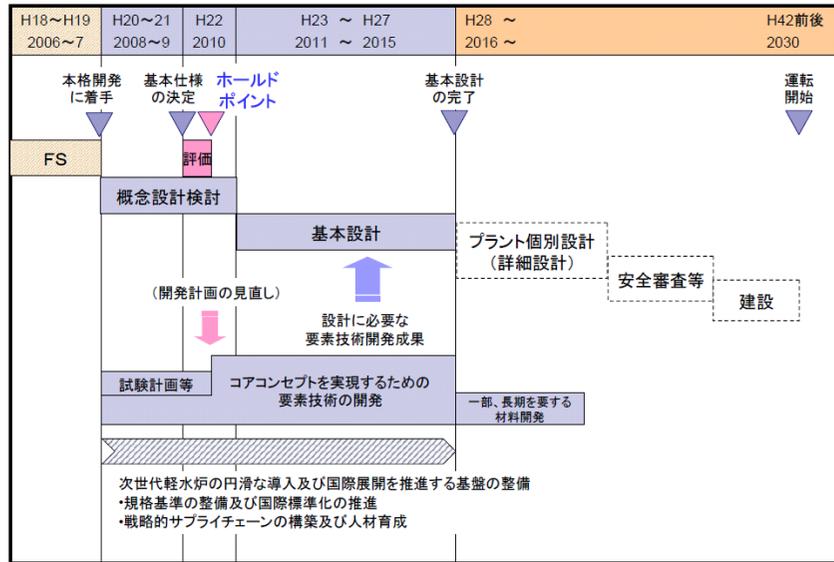
◆次世代軽水炉の開発状況の説明が行われた。

次世代軽水炉の6つのコアコンセプトと要素技術開発(共通基盤技術)

<p>5%超燃料原子炉系</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓ 使用済燃料の削減 ✓ 稼働率の向上  <p>照射炉 照射試験設備(例)</p> <ul style="list-style-type: none"> • 濃縮度5%超燃料の開発 • 超高燃焼度燃料被覆管の開発 - PWR被覆管: SUS系,Zr系 - BWR被覆管: Zr系 	<p>免震技術</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓ 立地によらないプラント標準化 ✓ 建屋・機器簡素化,物量低減  <p>免震装置(備心上部構造考慮) 2次元免震積層 大型運動台 水平(微上下)加震</p> <p>免震建屋の実証試験概念(例)</p> <ul style="list-style-type: none"> • 軽水炉免震設計評価技術の開発 • 免震装置の実証試験 	<p>新材料・水化学</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓ 80年プラント寿命 ✓ 従事者被ばく線量の低減  <p>水化学技術の高度化</p> <p>合金組成調整ステンレス鋼 結晶粒制御ステンレス鋼</p> <ul style="list-style-type: none"> • 長寿命新材料の開発 -SG伝熱管材(PWR) -炉内構造部材(BWR) • 水化学技術の開発(BWR) 	<p>斬新な建設技術</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓ 建設コスト低減 ✓ 工期短縮  <p>機器モジュール SC構造概念</p> <p>SCCVモジュール吊込み 機器先行搬入 壁・床一掃モジュール</p> <p>SCCVモジュール施工(例)</p> <ul style="list-style-type: none"> • 格納容器SC工法の開発
<p>先進安全システム</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓ 安全性と経済性の同時実現(建設費と保全作業量)  <p>航空機落下対応強化外壁 静的安全系 コアキャッチャー/IVR 圧力抑制型PCV</p> <ul style="list-style-type: none"> • パッシブ系アクティブ系を最適化した安全システムの開発 		<p>プラントデジタル化技術</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓ 信頼性の向上と稼働率の大幅向上  <p>状態監視保全サブシステムによる保全計画イメージ</p> <ul style="list-style-type: none"> • トータルマネジメントシステム(TMS)概念の開発 	

次世代軽水炉などの活動(エネ総研) [2/3]

全体工程



これまでの実施内容とホールドポイント評価

- 2008年4月に開発を開始し、これまで主に下記の項目を実施
 - 主要な要素技術の成立性に係る検討・基礎試験(5%超燃料、免震、SC、SSRなど)
 - 材料開発における、候補材製作と絞り込み(超高燃焼度燃料被覆管、SG伝熱管、炉内構造物など)
 - 規制高度化シナリオ構築
 - プラント概念設計検討(PWR/BWR)
- 2010年6月に想定されているホールドポイントにおいては、下記の観点からこれまでの開発を評価し、本格的な開発に移行するか判断する。
 - 国内電力要件を満たし、かつ世界標準を獲得し得るプラント概念が構築されていること
 - その基盤となる要素技術の見通しが立っていること
 - 規制対応を含めた実用化の見通しが立っていること

まとめ

- 次世代軽水炉は、世界標準を獲得しうるプラントを目指し、戦略的に開発を実施中
- 次世代軽水炉のプラント概念や今後の開発課題等は2010年6月に想定されているホールドポイントまでに取りまとめる
- 安全系、炉心・燃料などの開発において、熱水力分野に関連する課題が多くあると予想されるが、詳細はホールドポイント後に議論を始めたい
- 次世代軽水炉の性能を十分に発揮させるには、熱水力分野における基礎的な研究開発や規制高度化が必要であり、今後も原子力学会の協力をお願いしたい

原子力学会への期待

- 国際標準化戦略
(国際標準炉及び我が国の競争力確保に向けて)
 - 国際規格(ISO)、海外規格(ANSI/ANS....)、IAEA、MDEP等との戦略的関係の構築検討
 - 国際規格化、海外規格化に関する知財戦略の検討
- 規格基準ロードマップの策定
 - 燃料
 - ウラン濃縮度5%超燃料
 - 超高燃焼度燃料用被覆管材(Zr系、SUS系)
 - 新設計、新評価手法
 - 80年寿命
 - 被ばく低減、水化学
 - 安全評価手法高度化による設備合理化(パンプ安全系の採用)
 - 安全確保と合理的コスト低減(保守費)

◇関連するAESJ Activity
✓MDEPとの連携
✓IAEAとの連携, etc.

◇関連するAESJ Activity
✓燃料高度化RM, etc.

◇関連するAESJ Activity
✓熱水力安全評価基盤技術高度化, etc.

(熱水力安全評価基盤技術高度化検討)サブWG(第1回)資料No. 21-1-9 エネ総研作成より抜粋)

熱水力・安全関連

次世代軽水炉などの活動(エネ総研) [3/3]

◆ 主要な議論

- 世界標準の炉にするためにはデブリ冷却対策(コア-キャッチャー)などのシビアアクシデント(SA)対策は必須。現在、原安委でもSAに規制における位置づけが議論されている。SA対策を考慮したRMが必要である。
- 次世代炉の安全評価を行う安全評価手法(安全解析コード)についても検証などのRMも重要である。
- 安全規制に係わる議論がアップテンポでされることを期待するが、次世代軽水炉の開発においてはそれとの整合を図るべき。

次世代PWRプラントの概要（三菱） [1/3]

◆次世代PWRのコンセプトの説明が行われた。

環境に優しく高効率で経済的に3S (Safety, Security, Safeguards)を実現するプラント

APWRをベースデザインとした
電気出力 170～180万KWプラント

- ◇ 炉心高度化
- ◇ 先進安全系
- ◇ 免震装置
- ◇ 蒸気発生器伝熱管材料の開発
- ◇ 船殻構造格納容器

次世代PWRプラントの概要(三菱) [2/3]

(1) 超高燃焼度化 \Rightarrow \square 燃料サイクルコスト低減

- 燃料取出平均燃焼度 約90GWd/t
 - 24ヶ月運転サイクル
 - 燃料取替体数: 約1/2に削減

(2) 炉心出口温度上昇

- 熱効率アップ \Rightarrow \square 電気出力向上

(3) ほう素、制御棒、可燃性毒物使用の最適化

- ほう素濃度の大幅低減 \Rightarrow \square ほう酸廃棄物、トリチウム低減
- 制御棒による低温停止 \Rightarrow \square 過冷却時の安全性向上

(4) 燃料集合体設計の最適化(右図参照)

- 燃料集合体の中性子減速環境を改善
(燃料棒ピッチ拡大)

- 初期ウラン濃縮度、燃焼後残存濃縮度低減



- \square 核物質防護
- \square ウラン資源の節約燃料サイクルコスト低減

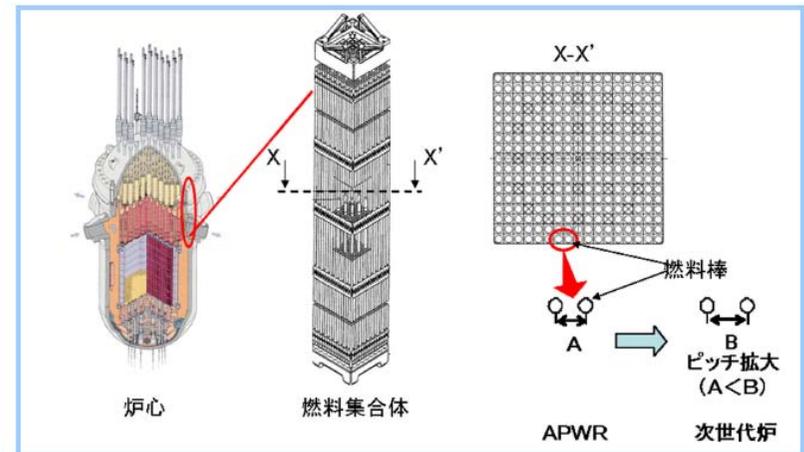


図2 燃料集合体設計最適化例

次世代PWRプラントの概要(三菱) [3/3]

◇自律安全系の採用 (下図参照)

- 直接冷却系による事故時の除熱パスの簡素化
- 蒸気発生器により積極減圧冷却



- 最終ヒートシンクの多様による冷却機能の信頼性向上
- 安全系設備の簡素化

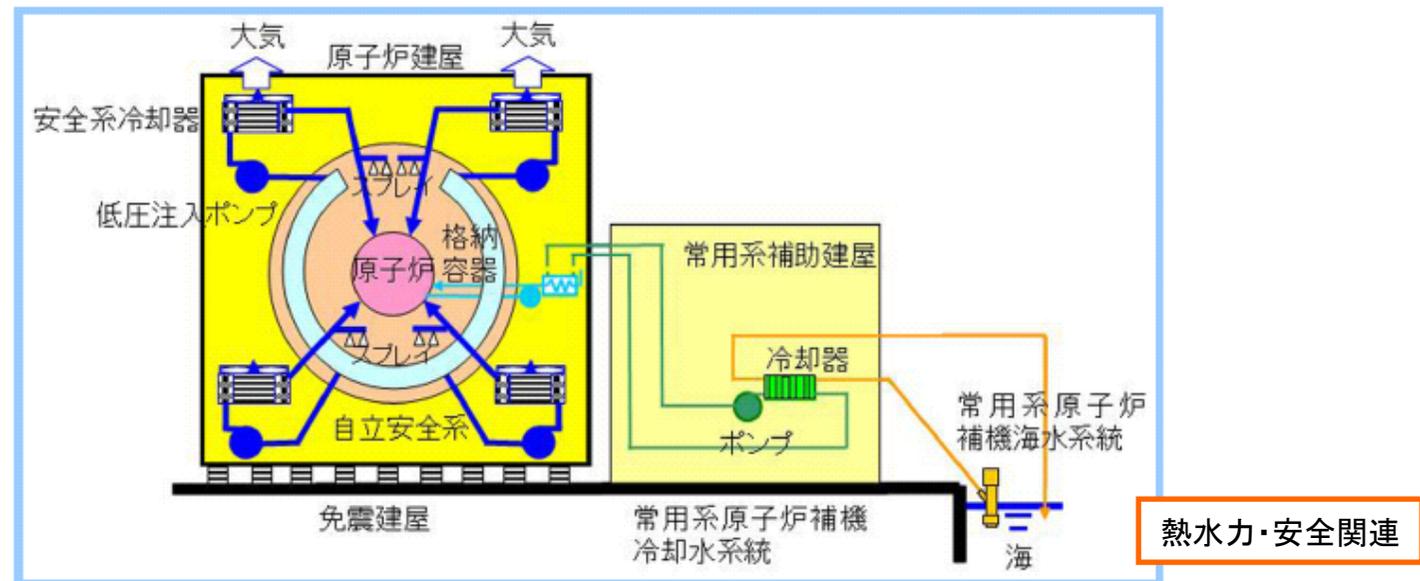


図3 先進安全系概要図

(熱水力安全評価基盤技術高度化検討)サブWG(第1回)資料No. 21-1-6 三菱重工作成より)

◆主要な議論

- 安全系冷却器は大気開放とのことなので、塩害などを考慮する必要がある

安全対策設備関連の熱水力研究の技術課題

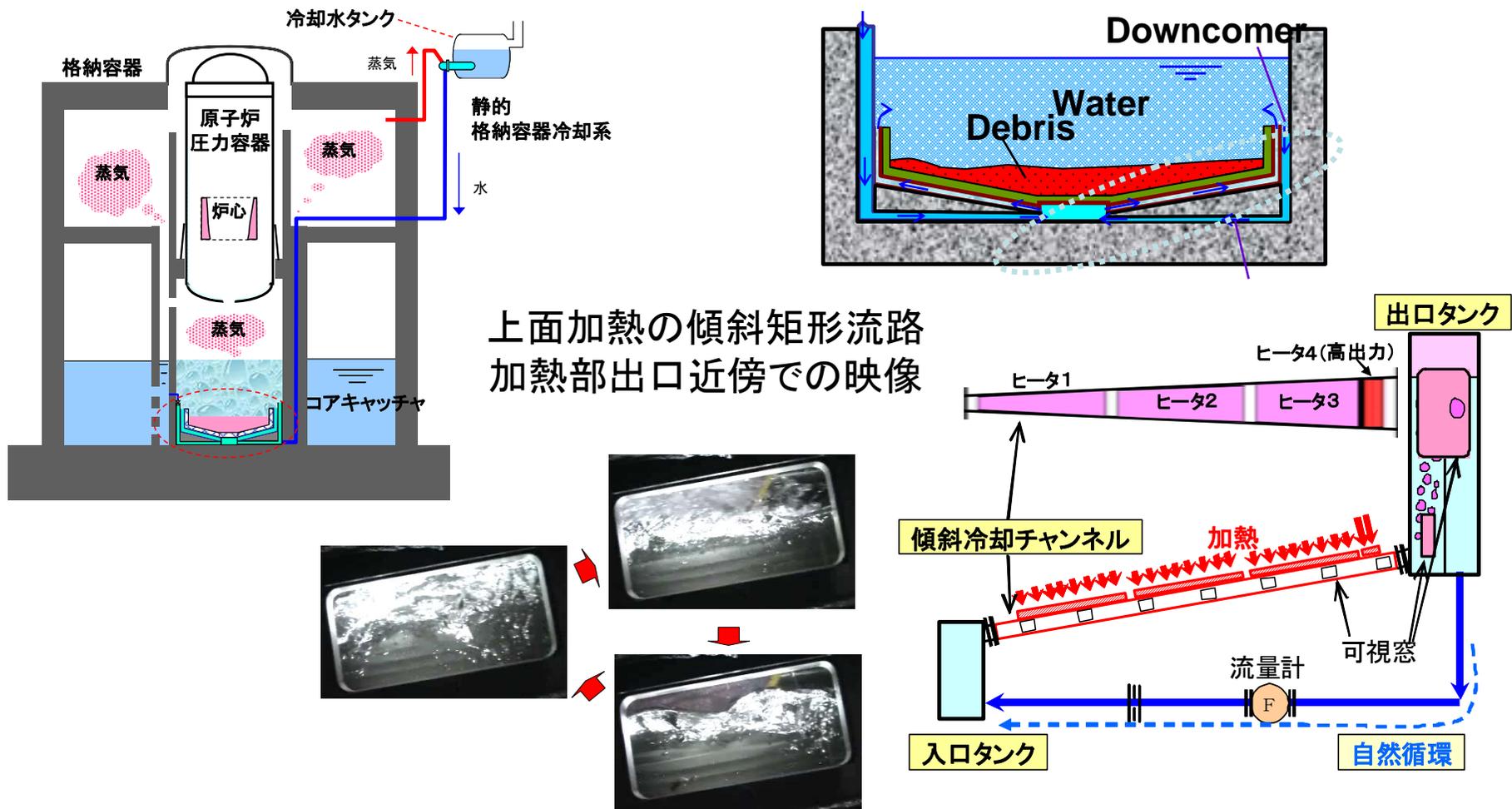
- ◆ 東芝・WECで過去に実施した安全対策設備関連(SA、静的安全系)の熱水力研究例の紹介があった。
- ◆ SA対策のための熱水力研究例
 - 地震等に起因した事故も考慮して静的システムによる対応が望ましい
 - 格納容器閉じ込め機能(デブリ冷却と格納容器除熱)を維持するための技術課題

技術		主な課題
デブリ冷却	コアキャッチャー	傾斜冷却チャンネル除熱性能
	IVR	外部冠水冷却性能 高熱流束条件対応
格納容器除熱	静的熱交換器	非凝縮性ガスによる伝熱劣化 システム挙動
	格納容器壁面冷却	外面熱伝達／内面蒸気凝縮 出力大型化への対応

安全対策設備関連の熱水力研究例（東芝）

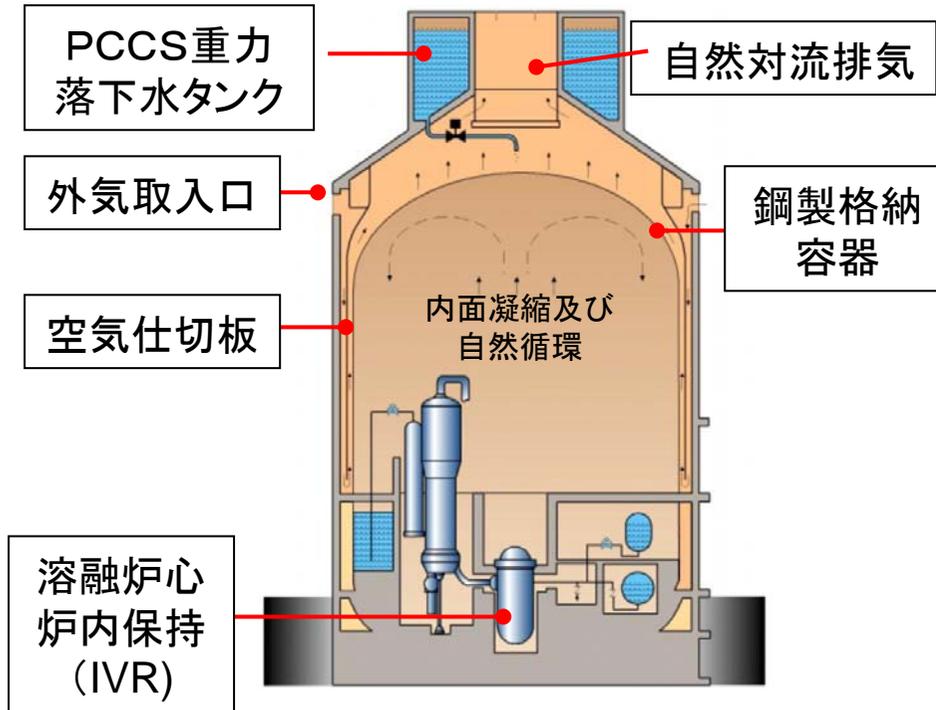
◆ シビアアクシデント関連基礎試験

コアキャッチャー傾斜冷却チャンネル内の熱流動試験

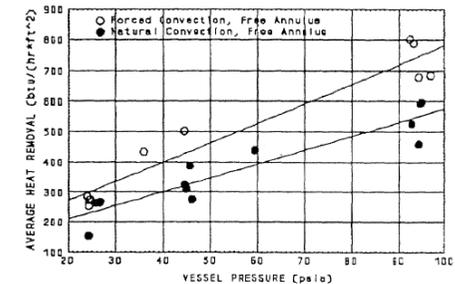
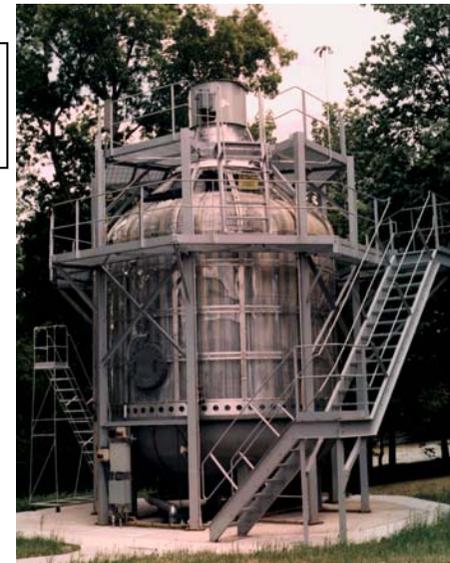


安全対策設備関連の熱水力研究例 (WEC)

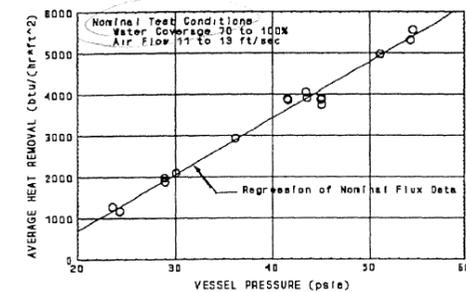
◆ 静的安全系関連の熱水力研究 AP1000炉の格納容器壁面冷却試験



AP600 Large-Scale Heat Transfer PCS Test



ドライ試験結果 (熱伝達係数)



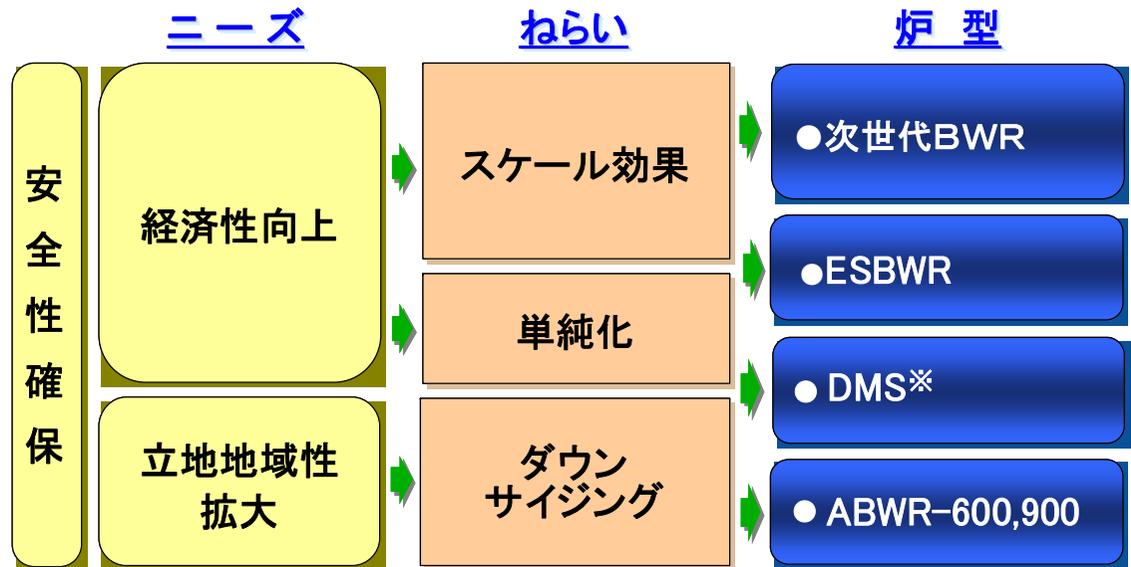
ウェット試験結果 (熱伝達係数)

BWR熱水力・安全技術開発状況 [1/3]

—技術革新への取り組みと多様なニーズへの対応—



2030年代以降の大規模な建設時代に備え、国・電気事業者・メーカー等が一体となった国家プロジェクト「次世代軽水炉開発」を推進

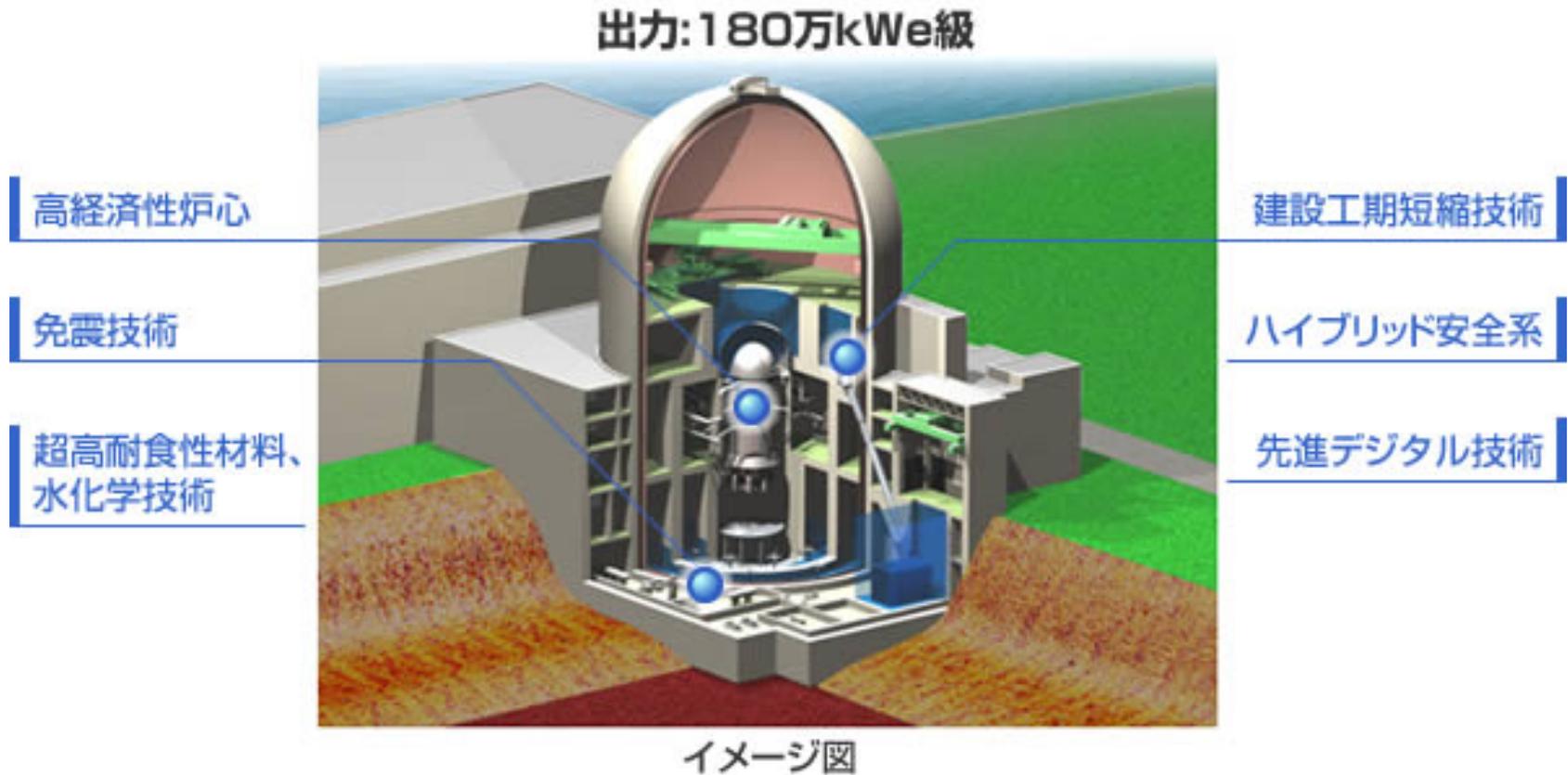


安全性確保を基軸に、経済性向上と立地拡大など多様なニーズに対応した炉型開発を実施中

※DMS: Modular Simplified & Medium Small reactor
日本原子力発電株式会社殿の委託研究で開発

BWR熱水力・安全技術開発状況 [2/3]

一次世代BWR概念例



世界標準炉をめざし、ABWRをベースに6つのコア・コンセプトを組合わせた最適なプラント概念を検討中。

BWR熱水力・安全技術開発状況 [3/3]

HITACHI



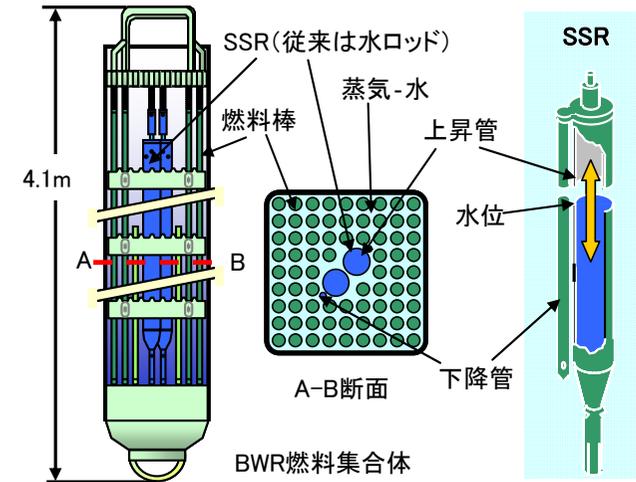
－実施中の主な研究テーマ－

○スペクトルシフト燃料(省ウラン効果)

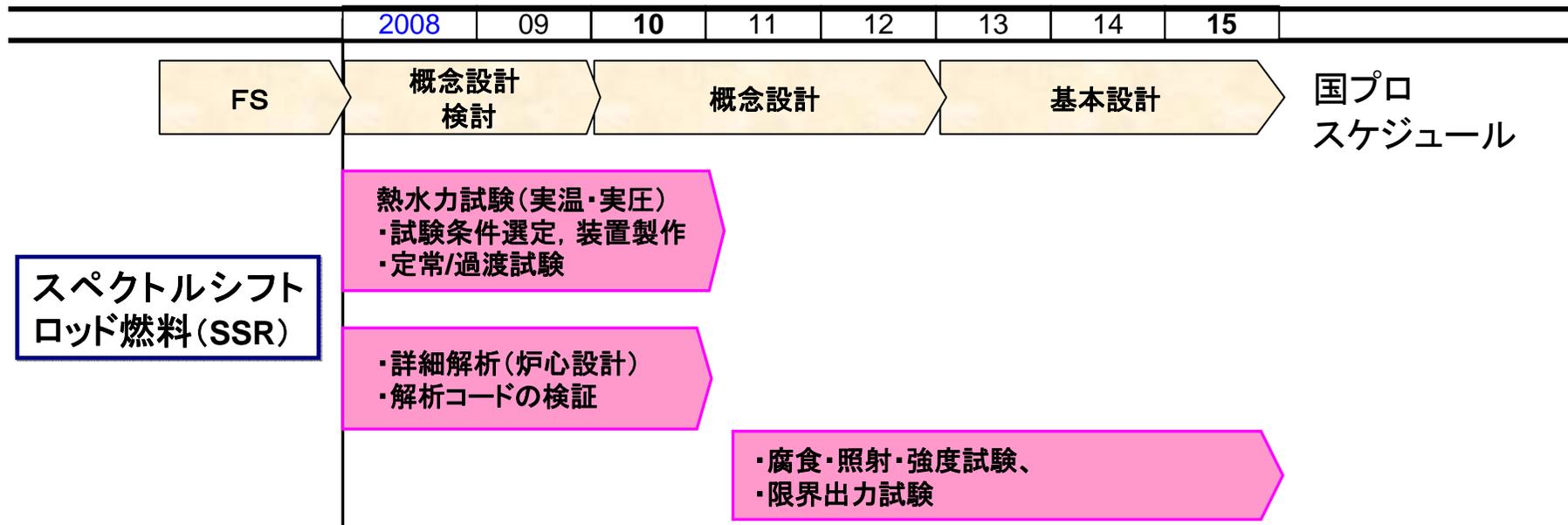
- ・熱水力試験 (国プロ)

○自然循環炉

- ・チムニー二相流試験(社内:実温・実圧)
- ・キャリーオーバー特性(JAEA連携研究)



SSR概念図



JAPC 中小型軽水炉開発

(中小型軽水炉概念)

当社の許可なく、本資料の複製物を作成すること、本資料の内容を本来の目的以外に使用すること、または、第三者に開示、公開する等の行為を禁止します。

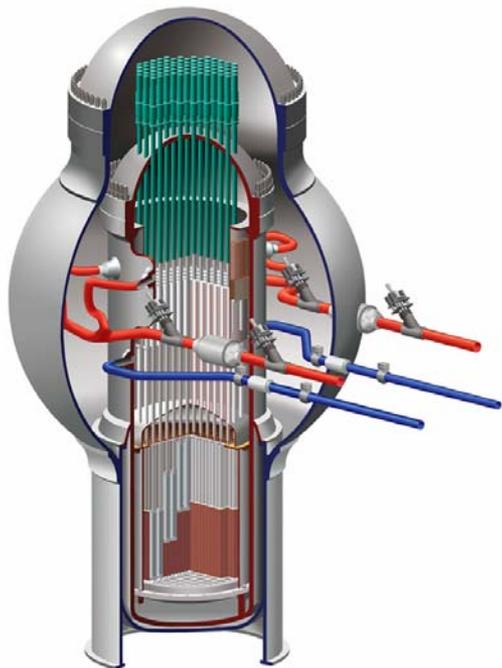
2010. 3.16 日本原子力発電株式会社

CCR

Compact Containment Water Reactor

BWRタイプ

自然循環炉心及び高耐圧格納容器の採用により、再循環系及び安全系を簡素化した概念

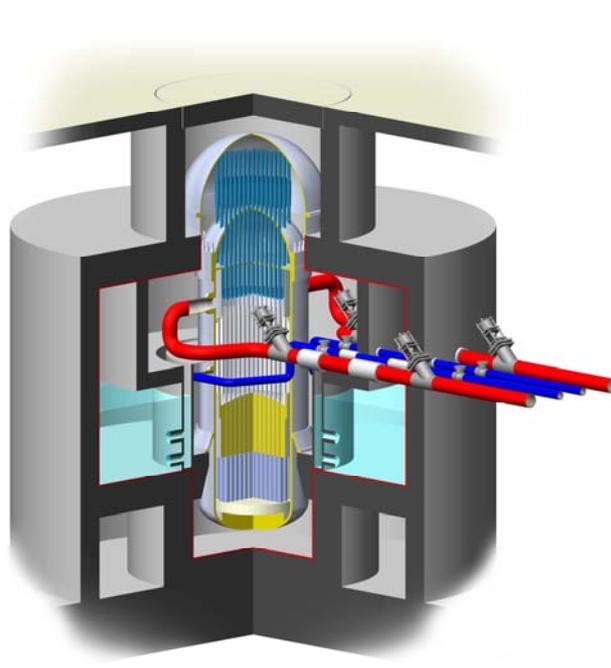


428MWe

圧力抑制型CCR

BWRタイプ

CCRの特徴を活用しつつ、これまでの経験を大きく超えないよう、従来型の格納容器を採用した概念



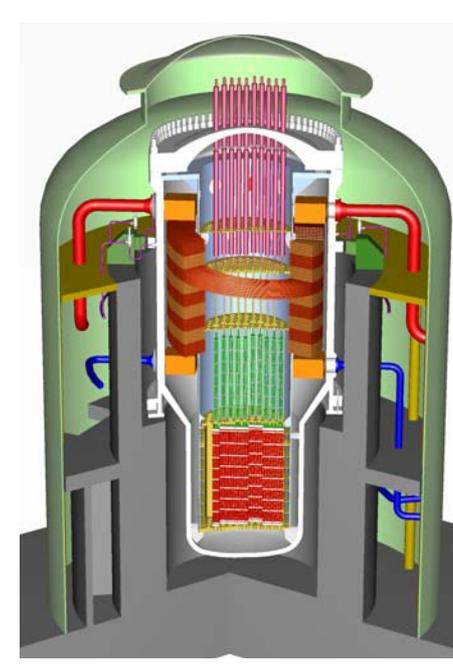
600MWe

IMR

Integrated Modular Water Reactor

PWRタイプ

自然循環炉心及び一体型原子炉容器の採用により、一次系及び安全系を簡素化した概念



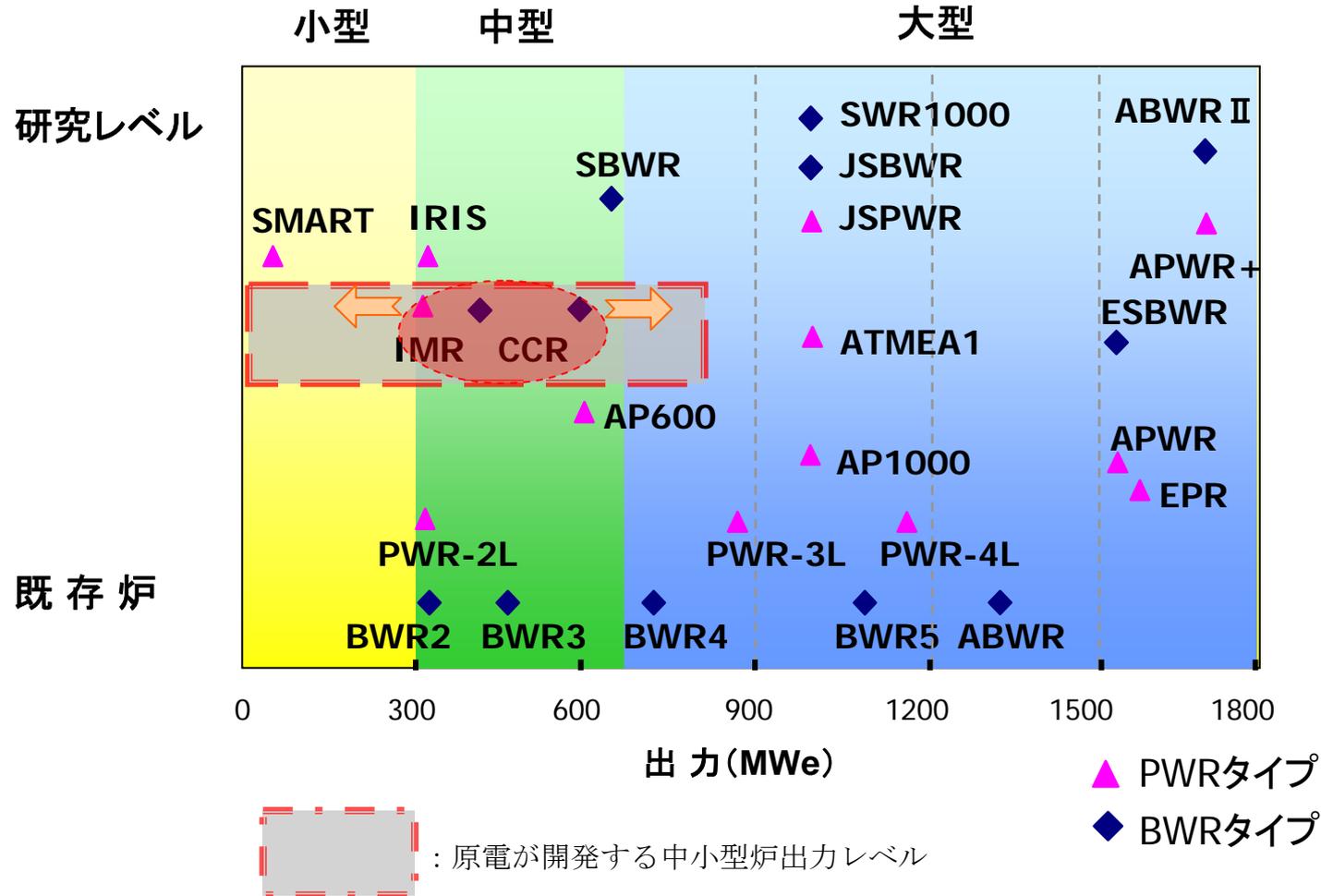
350MWe

中小型軽水炉概念の特徴

CCR	圧力抑制型CCR	IMR
<p>特徴</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器の高圧化によるサプレッションプールの削除 上部マウント重力落下式CRDの採用による原子炉圧力容器下部の簡素化／HCUの削除 	<p>特徴</p> <ul style="list-style-type: none"> 圧力抑制型格納容器を採用し、機器配置や構造を工夫して小型化 上部マウント重力落下式CRDの採用による原子炉圧力容器下部の簡素化／HCUの削除 	<p>特徴</p> <ul style="list-style-type: none"> 自然循環を確保しつつ、原子炉圧力容器高さを低減するために沸騰炉心を採用 バーナブルポイズンの利用によるケミカルシムの削除
<p>安全系</p> <ul style="list-style-type: none"> LOCA時にも原子炉圧力容器内に保有している水量で炉心冠水維持が可能のため、安全注水系を削除 事故時の崩壊熱除去のため、静的安全系ICを採用 	<p>安全系</p> <ul style="list-style-type: none"> 静的な安全系を採用（短期：蓄圧式注水、長期：サプレッションプール水による均圧注水） 	<p>安全</p> <ul style="list-style-type: none"> 一次系の大口徑配管の削除による安全注入系／LOCA事象の削除 安全系としては、事故時の崩壊熱除去のためのSGによる炉心冷却のみ
<p>(シビアアクシデント対応)</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器下部ヘッドの外部冠水による(IVRの採用) など 	<p>(シビアアクシデント対応)</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器下部ヘッドの外部冠水による(IVRの採用) など 	<p>(シビアアクシデント対応)</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器下部ヘッドの外部冠水による(IVRの採用) など
<p>技術課題</p> <ul style="list-style-type: none"> 上部マウント重力落下式CRDの実証試験 高耐圧型原子炉格納容器の漏えい率試験方法の確立 など 	<p>技術課題</p> <ul style="list-style-type: none"> 上部マウント重力落下式CRDの実証試験 LOCA時のコンクリート健全性確認 など 	<p>技術課題</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉容器内蔵型CRDの実証試験 原子炉容器内自然循環流動特性の実証試験 など

プラントの開発状況 (軽水炉)

中小型炉に出力幅を持たせるべく、これまでの開発経験を生かし、現状のニーズに対応可能な中型及び小型クラスの概念構築の可能性を検討している



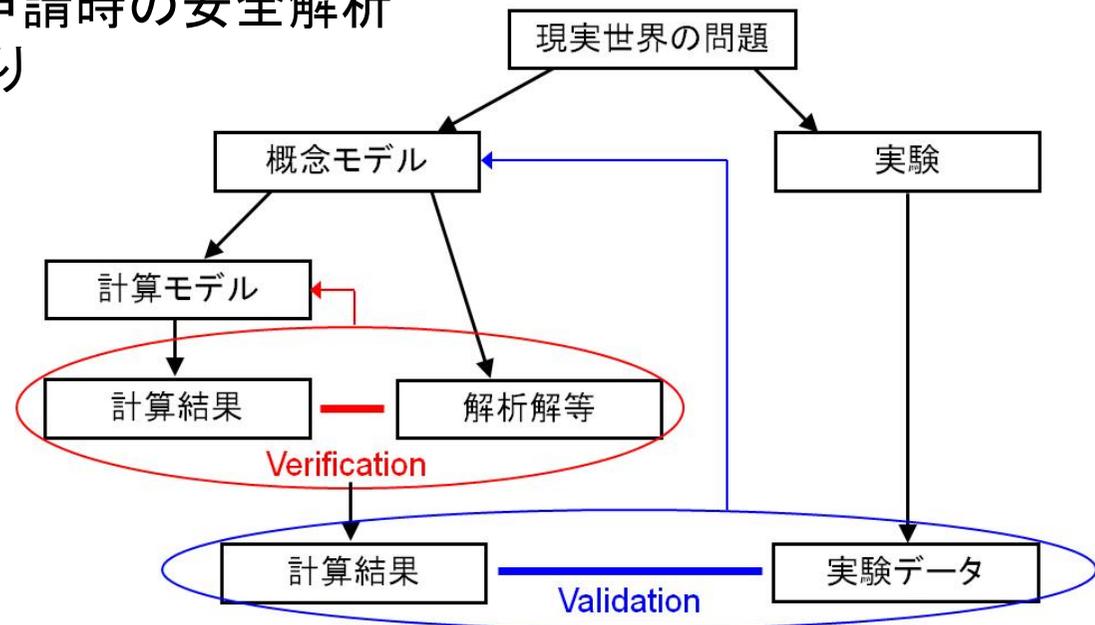
ASME V&Vの紹介と予測の問題(東京大学 越塚) 1/3

原子力分野における計算結果の信頼性

- 原子力プラントの設置許可申請時の安全解析
- シミュレーション適用の広がり
- 商用コードの普及

verification: 計算が数学モデルを正しく表現しているかどうかを決める過程

validation: 使用に対して実世界の物理現象を正しく表現しているかどうかを決める過程



- [1] AIAA, 1998, Guide for the Verification and Validation of **Computational Fluid Dynamics** Simulations, AIAA G-077-1998, American Institute of Aeronautics and Astronautics
- [2] ASME, 2006, Guide for Verification and Validation in **Computational Solid Mechanics**, ASME V&V 10-2006, American Society of Mechanical Engineers
- [3] ASME, 2009, **Standard** for Verification and Validation in **Computational Fluid Dynamics and Heat Transfer**, ASME V&V 20-2009, American Society of Mechanical Engineers

ASME V&Vの紹介と予測の問題(東京大学 越塚)2/3

- V&Vによって計算精度が保証される範囲は、妥当性確認された範囲である。シミュレーションはその範囲外の現象を予測できないのでは？
 - 科学や技術の法則は、これまでの経験則であって、真理が証明されているわけではない。
- ↓
- AIAA V&V: PredictionにV&Vは使えない。
 - ASME V&V 10: V&VがPredictionを確かにするための取るべき手段である。
Prediction: extrapolation と interpolation

反証主義(Popper)

- 反証可能性によって科学と非科学を区別できる。
- 反証から生き延びることで科学的仮説は補強(corroborate)される。

科学的な態度

- 科学的な予測は合理的かつ定量的でなければならない。
- 理論から導かれる予測よりも実験事実が優先されなければならない。
- 科学的な予測には、演繹と帰納の両方の論理が使われ、それぞれ検証と妥当性確認によって確からしさを支持できる。

ASME V&Vの紹介と予測の問題(東京大学 越塚) 3/3

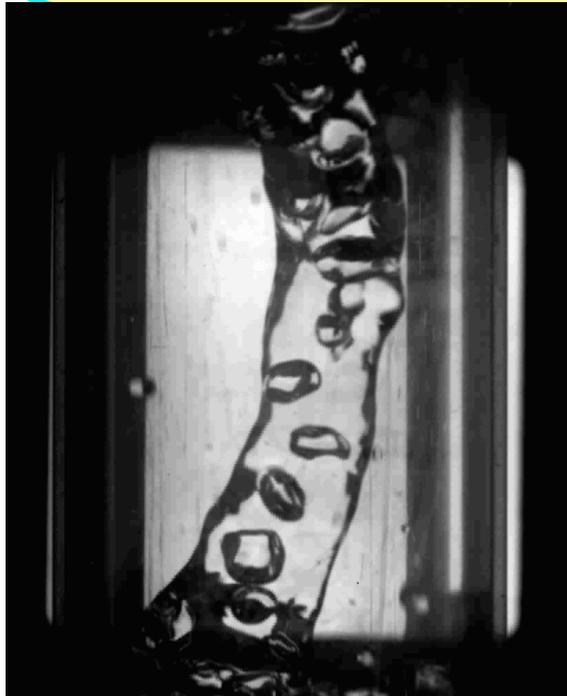
- シミュレーションの信頼性確保の方法論として、V&V(Verification and Validation)が注目され、急速に広まりつつある。
- V&Vの技術基準は米国と欧州が先行しているが、日本でも日本原子力学会と日本計算工学会が取り組んでいる。
- V&Vがpredictionのために取るべき方法論である、とするASME V&V 10の主張は、科学技術における伝統的な態度に合致している。

主要な議論

- (C) シミュレーション技術のV&V(スケーリング含む)は次世代炉の安全性確保の説明性を示すために重要である。
- (C) V&Vは熱水力ロードマップとの関連が際めて強いテーマである。原子力学会でシミュレーション技術のV&Vの研究専門委員会を4月から立ち上げる。この委員会のアウトプットを熱水力RMに取り入れて行く必要がある。

日時 平成22年2月12日(金) 13:30~17:00
場所 独立行政法人 原子力安全基盤機構(JNES) G会議室

平成21年度日本原子力学会 熱流動部会
「熱水力安全評価基盤技術高度化検討」
サブワーキンググループ 第2回会合
基礎研究開発に係る課題
『放射線誘起表面活性効果(RISA)』

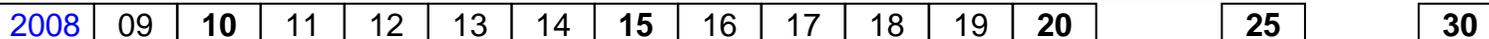


賞雅 寛而
東京海洋大学

役割分担



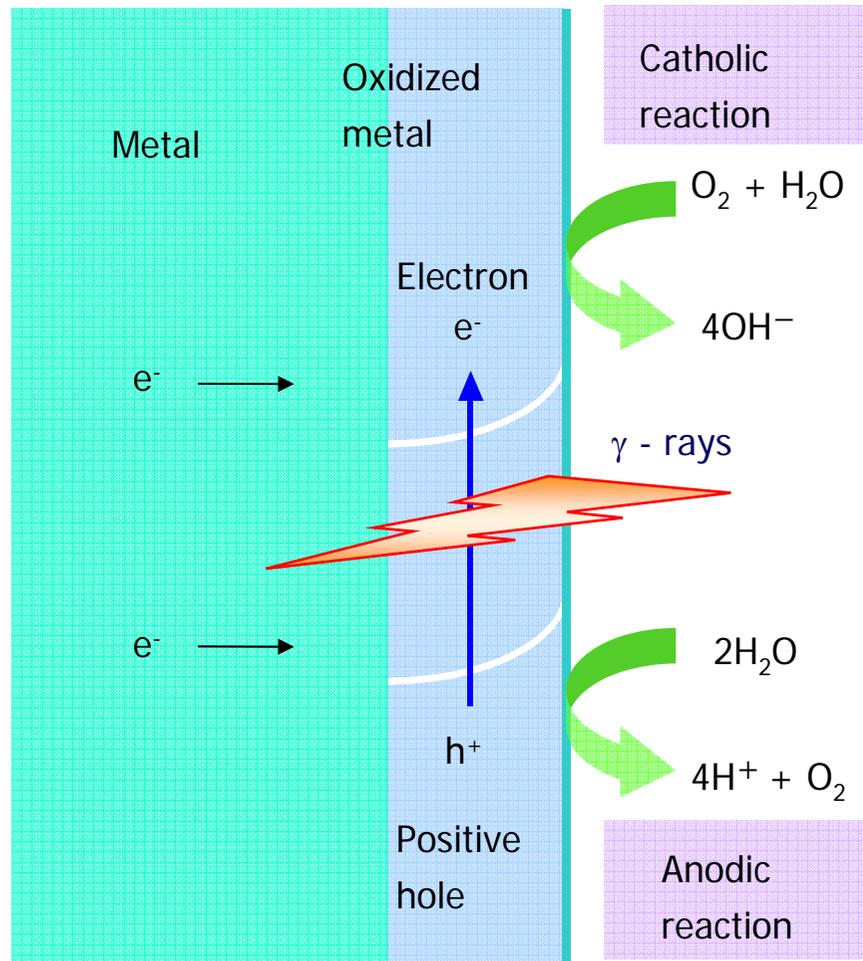
大分類	新型炉、現行炉の共通課題
個別項目	炉心健全性
対応すべき技術テーマ	炉心の限界出力評価、BWR異常過渡変化



<p>BWR異常過渡変化時の炉心健全性 (Post-BT 熱伝達)</p>	<ul style="list-style-type: none"> 解析モデルやコードの高度化と検証に活用可能な実機条件データベースの拡充 最適解析手法の予測性能評価と精度向上
<p>放射線照射表面活性 (RISA) による沸騰熱伝達の向上</p>	<ul style="list-style-type: none"> 伝熱面表面性状とドライアウト熱流束の系統的調査 照射下濡れの計測 など 実機炉心条件 (照射下、高圧、高流量) でのCHF試験 最適解析手法の予測性能評価
<p>技術の検証、規格標準・規制への反映</p>	<ul style="list-style-type: none"> 学会標準の策定・改訂 炉心の限界出力評価と燃料設計への反映 最適評価手法、解析手法の精度向上 安全余裕の正確な評価 最適評価手法、解析手法の精度向上 安全余裕の正確な評価 (クロスチェック解析)
<p>基盤の確保・整備 <small>特記事項のみ</small></p>	<ul style="list-style-type: none"> 施設基盤: 研究基盤施設 (JMTR、THYNCなど) の維持・活用 制度基盤: 学会標準や指針の策定・改訂に関する検討

Radiation-induced surface activation (RISA)

放射線誘起表面活性



Assumed mechanism behind RISA

Cathodic and anodic reactions by surface irradiation of oxidized metal with radioactive rays.

Activating the surface and increasing surface wettability

Improving heat transfer

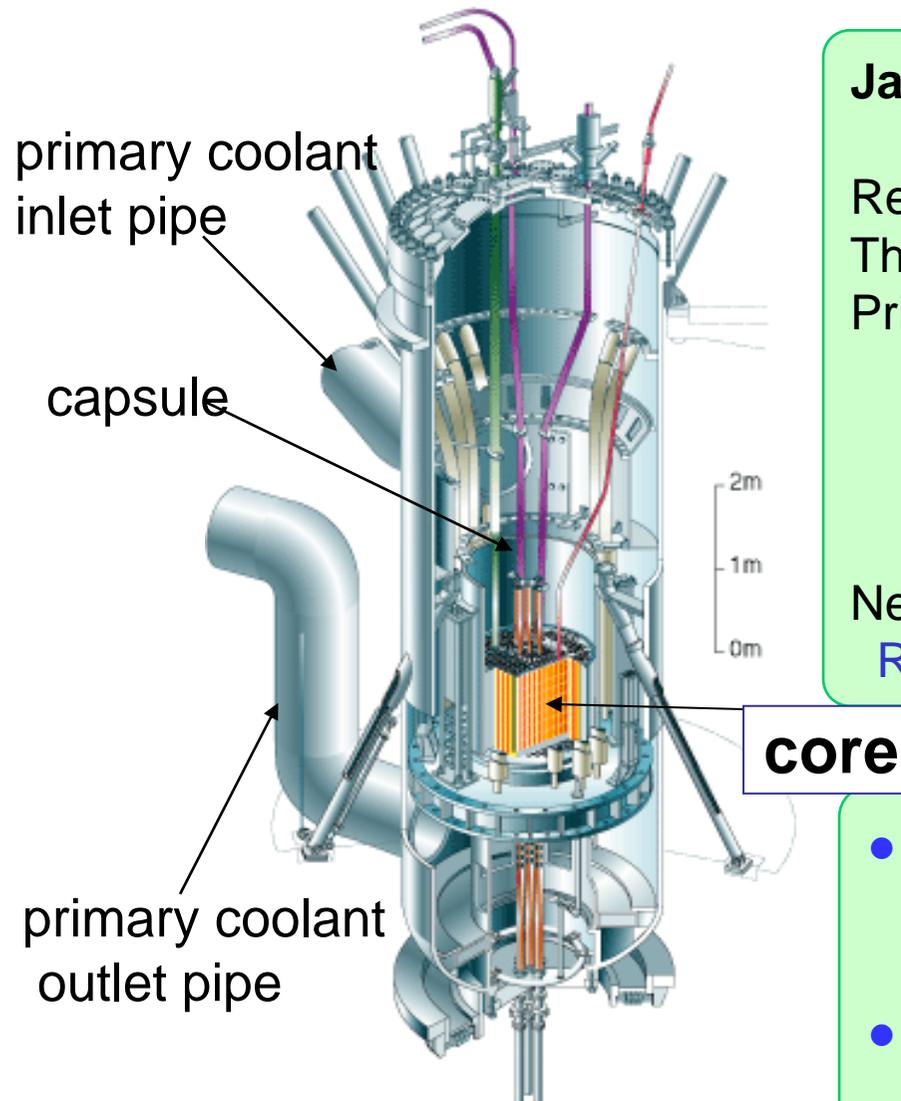
Thermal Science & Engineering
Vol.12, No.2, (2004).

RISA reaction

→Corrosion control

Radiation measurement

4) Reactor experiments for CHF/RISA 2005



Japan Materials Testing Reactor (JMTR) JAEA

Reactor type : Light water moderation

Thermal power : 50 MW

Primary coolant

Inlet temp. : 322 K

Outlet temp. : 329 K

Flow rate : 6000 m³/h

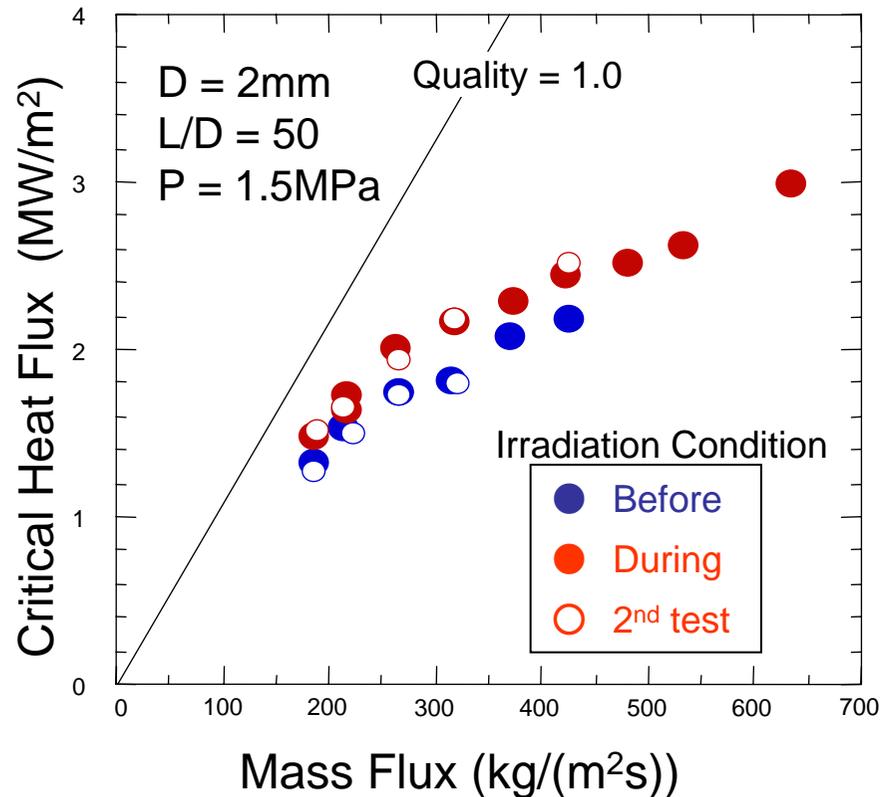
Pressure : 1.5 MPa

Neutron flux : max.; 4.0x10¹⁸/m²/s

RISA exp.; 1.0x10¹⁷/m²/s

- An outermost irradiation hole is used in the core to minimize gamma-ray heating ratio.
- Absorbed dose is 100 times larger than that in the previous experiments.

CHF results



- ✓ CHF increased by 17% due to irradiation in JMTR
- ✓ CHF appeared at high quality conditions
- ✓ CHF mechanism would be dryout-type similar to that in BWR core

主な議論

- (Q) 産官学で進められてきた研究であるが、ニーズとシーズが一致して成功した例か？
- (A) まだ実温・実圧での確認がとれていないので、実用化までは行っていない。実温・実圧での実証等にはまとまった予算が必要だが、国による公募研究の予算が重点化策等によってほとんどがFBR分野に限定される状況となったため、実用化はまだである。
- (Q) 今ある知見を外挿して活用できないか？
- (A) 何段階かのハードルがあり、大胆な仮定も必要である。現象の外挿の可否の判断は現象のスケーリングに関わる問題でもあり、難しいと思われる。
- (C) 開発研究の側面が強く、安全上喫緊の課題でない場合は、民間による推進が好ましい。
- (C) 異常過渡時や事故時の炉心過熱の正確な予測等、安全上重要な現象でもある。

規制の動向

JNES/笠原

(1) 原子力安全・保安部会基本政策小委員会報告書

「原子力安全規制に関する課題の整理(案)」

(2) 安全基盤小委員会 安全基盤研究WG

- ロードマップの活用
- 安全研究計画策定とロードマップ

(3) 原安委 原子力安全基準・指針専門部会における

指針の体系化

- 立地指針等検討小委員会
- 燃料関係指針類検討小委員会
- 体系化検討小委員会/格納容器問題検討WG

当WGに係る規制課題

1. 安全規制における経験と知見の活用・安全審査支援

(2)安全研究等による新たな技術的知見の活用

- ・ 安全研究の有効活用に係る仕組みの構築(研究ロードマップの活用)
→規制ニーズの有無及びその活用時期を指標とするJNESのとりまとめ
- ・ 規格基準の体系的整備の促進(研究ロードマップの活用)
- ・ トピカルレポート制度の運用と推進 →燃料コードに続き、安全解析コード等多数

2. 規制対象の変化を見越した取組

(5)次世代軽水炉等の開発への対応

3. 経済的・国際的な状況変化への対応

(1)既存設備の有効利用に対する安全規制

- ・ 出力向上に関する安全性評価
- ・ 原子力発電比率の高まりに対応した運転の安全性評価(定格出力以下での運転)

(2)原子力利用のグローバル化への対応(MDEP等)

(3)安全規制の国際協調

- ・ シビアアクシデント対応の規制要件化に関する検討
→シビアアクシデント(SA)の規制要件化については、原子力安全委員会の立地指針等検討小委員会で議論されているところであるが、NISA-JNESにおいても検討を開始している。

4. ステークホルダー・コミュニケーションに関する取組

(2)産業界とのコミュニケーションの充実(産業界、学協会の貢献)

(3)人材育成対策の充実・強化(各種データベース、研修資料)

主な議論

- 規制側の観点から、予算を確保する場合には、具体的な目的や必要とされる時期が求められる。熱水力安全研究ではなかなか表現し難い場合もあるが、ロードマップの作成に基づいた実施の道筋が見えてきた。
- Post-Dryoutをはじめ、研究成果の規制への導入をきちんと考慮することが、学会本来の姿である。
- 学会標準のあり方として規制にエンドースされないなど課題があり、熱水力RMで使用する筋道を明示するなど、表現して行く必要があるのではないか。
- 今後の軽水炉は国内立地に限定せず、輸出を含めた総体で規制も考慮すべきでは。
- 日本の設計段階の規制は2段階審査であり、1段階審査の米国などに比べ、国際的にも複雑な規制となっている。国際標準を目指すなら、規制のあり方も「国際標準」並のCOLによる1段階審査にすべき。
- 次世代軽水炉で掲げられている「国際標準」について今後、具体的内容等について議論を深める必要が有る。

海外の動きについて(JAEA) 1/3

目的 OECD/NEAの活動を中心に、海外の国際機関や規制が実施する熱水力に係る研究、プロジェクト、調査、等の概要を紹介

概要 軽水炉に係る安全規制、安全性の向上、開発に係る明確な目標に基づく課題設定

熱水力最適評価手法

- BEPU(安全解析)の規制利用
- CFDの利用

シビアアクシデント(SA)研究

- リスク評価上の不確かさ削減
- アクシデントマネジメント(AM)改訂
- 新型炉設計への適用
- シビアアクシデントコードの利用

共通課題

- 技術の継承と人材育成

国際標準化(炉設計、規制)

- MDEP(OECD/NEA)
- IRRS(IAEA)

主な国際機関

OECD/NEA

ワーキンググループ、タスクグループ、国際研究協力プロジェクト、など

IAEA

共同研究計画(CPR)、安全基準や要求、など

EU

国際協力
(SARNET2など)

規制の動向

- USNRC
- MDEP、IRRS

例

OECD/NEA WGAMA 事故の分析・管理 ワーキンググループ

主な活動('09年10月)

- BEPU(BEの規制利用) BEMUSEと次期計画
- CFDの安全問題等への利用
 - ✓ ガイドライン、検証と二相流安全問題への拡張
- 国際標準問題
 - ✓ ISP-50 APR1400のDVI配管LOCA実験、ATLAS
 - ✓ ISP-49 CV内水素火炎伝播実験、THAI + ENACCEF
- タスクグループ活動
 - ✓ 炉心出口温度計CETのAM時の有効性
- ワークショップ
 - ✓ サンプ閉塞事象、CNRA/CSNI国際WS
 - ✓ SA圧力容器内冷却性、EU/SARNET2との連携WS
 - ✓ AM策(SAM Measure)適用、WGRISKとの連携WS
- 将来課題(SA課題整理、TMI代替シナリオSAコード検証)

国際共同研究プロジェクト(WGAMA担当)

- ROSA & ROSA-2 (日本JAEA)
 - PKL-1 & PKL-2 (ドイツAREVA)
 - BIP (カナダAECL)
 - SERENA (仏CEA+韓KAERI)
 - MCCI & MCCI-2 (米国NRC)
 - SETH-2 (スイスPSI+仏CEA)
 - THAI (ドイツGRS)
- BE + CFD研究
- SA研究

特徴

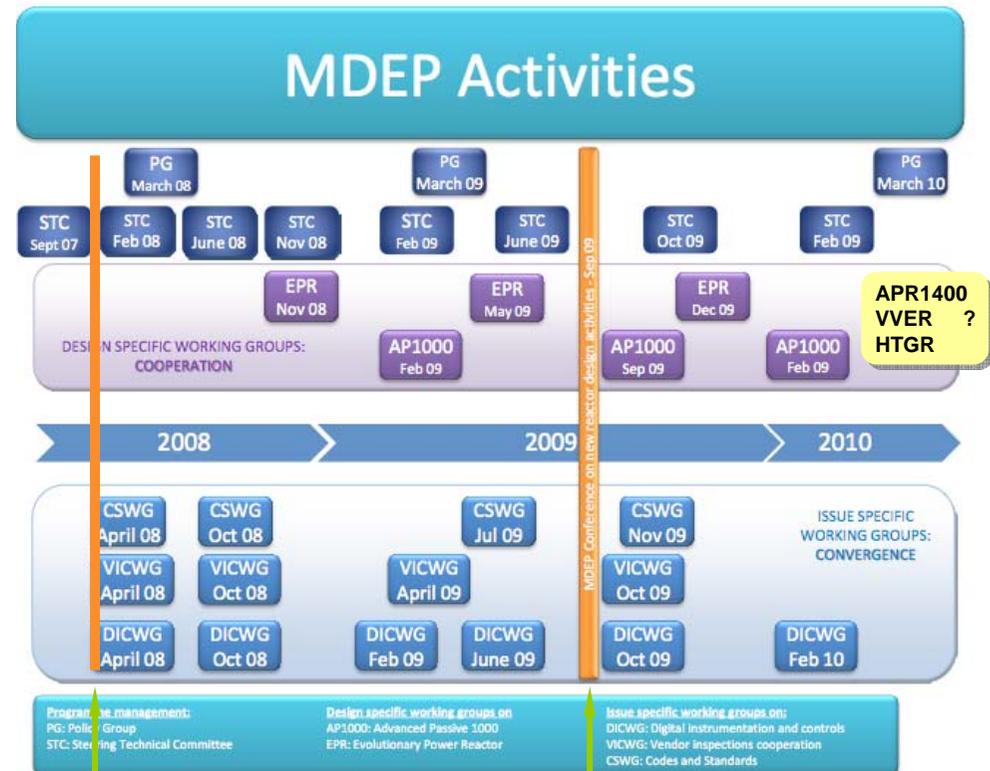
- ✓ 残る実験設備の維持と国際研究協力の定着
- ✓ 成果を解析コードに集約、特に、BE(BEPU)とCFDの利用・整備に注力
- ✓ SA研究の継続的な実施

海外の動きについて (JAEA) 2/3

MDEP 多国間設計評価プログラム Multinational Design Evaluation Program

概要と進捗状況

- 新規炉設計のレビューを課される国の規制当局の資源と知識を効率良く動かせる革新的アプローチを開発する国際的なイニシアティブ
- 米国NRCが提唱し、OECD/NEAが事務局
- 3つのステージ構成
 - ステージ1 既存の規制の枠内での多国間の協力など
 - ステージ2 コード、国際的な協力と基準、安全目標の統合の促進など
 - ステージ3 新規炉 (Gen-IV炉含む) の許可手続きの促進のため、ステージ2の成果の実施など
- ステージ2の目標の実現可能性を評価するため、1年間のパイロットプロジェクト (2006-07) を実施
 - SAの設計上の取り扱いやECCS設備設計へのPSAの活用に関し、我国の遅れが目立った
- 議論の例: 基準の統合など
 - ✓ 安全機能の**重要度分類**が国や機関毎に異なり、議論を困難にしている (コード、規格、標準も)。このため、統一的分類設定が必要などの議論あり
 - ✓ ただし、MDEPは国際共通認識の醸成を図り、規制要求の統合に資する活動を行う。国際標準として具体的な安全要件を定めるのはIAEAの役割



熱水力RM特別専門委員会への紹介 (2007 12月)

MDEP Conference @ Paris, 2009 9月

- ✓ 規制や産業界から、到達点や要請が示される
- ✓ 産業界WNAのCORDEL WGが、国際標準規制、国際標準炉設計、このためのMDEPの抜本的機能強化などを提案。AREVAが支持
- 関連
 - WENRA (Western European Nuclear Regulator's Association)
 - ✓ 安全目標 (Safety Objectives of New Power Reactors) 6項目を提案 ('09 Dec)

この様な国際動向を踏まえ、我国では、将来を見据えた確固とした方針が求められる

海外の動きについて(JAEA) 3/3

まとめ

海外における研究の方向性

- 研究成果を解析コード(BE、BEPU、CFDなど)へ集約するスタイル
- 目標(規制(設計確証)、技術開発、設計など)を定めた解析コードの開発
- 実験設備の減少・維持と国際研究協力の定着
→ 新規設備の展開には乏しいが、CFDのベンチマーク実験などにニーズ有り
- 我が国の弱点: 解析コード(BE、CFD等)は大部分が導入で、独自開発が少ない
→ 成果を集積する目標の解析コードにロイヤルティが無く、研究スタイルも分散傾向
- 我が国の利点: 実験技術および設備の活用、解析技術の進展

海外における規制の方向性

- MDEPなどを通じて、国際標準(規制と炉設計)の内容や実施方法を模索
- 特定の炉設計のケーススタディ → 炉型に依存しない標準方法の提案も

主な議論

- OECDをはじめ、海外の諸機関の活動は目的(ゴール)と方法が明確であり、我が国での活動にとって参考になる。明確なゴールを掲げることにより、継続しやすいように思う。
- 原子力安全等に係る海外の情報は、現状はJAEAとJNESに偏在している様に思われる。もっと共有化することで、多くの国内関係者が取り組める様になるのでは？
- 熱水力は産官学で協力しやすい分野だと思う。競争と協調を区別して進めていけば良い。