

日本原子力学会 熱流動部会

No. 21-2-6

「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(SWG) 第2回

海外の動きについて

平成22年2月12日

JNES会議室

日本原子力研究開発機構

安全研究センター

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、等の概要を紹介する

経済協力開発機構/原子力機関(OECD/NEA)

- ✓ OECDの専門機関として、1958年に欧州原子力機関(European Nuclear Energy Agency)として発足。1972年に我が国が欧州以外の国として初めて参加したことを受け、現在の名称に改められた。ニュージーランド、ポーランドを除く28カ国のOECD加盟国が参加している。
- ✓ NEAの目的： 加盟国政府間の協力を促進し、安全で経済的かつ環境にも受け入れられるエネルギー資源としての原子力の開発をより一層進める。さらに、行政上・規制上の問題の検討、各国の国内法の調整も行う。特に、原子力施設の安全、人体に対する放射線防護と環境の保全、放射性廃棄物管理、原子力損害賠償責任と保険等に関連した各国の規制方針・運用について調和を促す。
- ✓ 運営委員会が選出したスペインのルイス・エチャバリ事務局長以下、約70名の職員で事務局を構成。2008年7月より、吉村宇一郎氏が原子力安全・規制担当の事務局次長を務める。

概要

熱水力最適評価手法の開発の進展

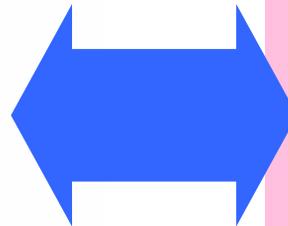
- TMI事故以降、現象の現実的評価
- BEPU(安全解析)の規制利用
- CFDの(安全課題への)利用に係るガイドライン

シビアアクシデント研究の進展

- リスク評価上の不確かさ削減に有用な技術情報の収集
- アクシデントマネジメントの見直し
- 新型炉設計への適用
- シビアアクシデントコードの利用

国際標準化(炉設計、規制)

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



主な国際機関の動き

- OECD/NEA
ワーキンググループ活動:
WGAMA、
国際研究協カプロジェクト、
タスクグループ活動、 など
- IAEA
共同研究計画(CPR)、
安全基準、 など
- EU
国際研究協カ(SARNET-2
など)*、 など

国際的な規制の動き

- USNRC
- MDEP、 IRRS

*参考:NURETH-13(金沢) Organized Session 「Issues and Future Directions of Thermal Hydraulics R&Ds」など

OECD/NEA

WGAMA (事故の分析・管理ワーキンググループ)

Working Group on Analysis and Management of Accident

主要な活動(2009年10月WGAMA-12 Agenda)

- 最適評価(BE)解析手法
 - ✓ BEPU/感度評価(BEMUSE)プログラム
- CFDコード
 - ✓ 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: 韓国KAERIのATLASでのAPR1400冷却材喪失事故模擬実験
 - ✓ ISP-49: 独THAI及び仏ENACCEFでの格納容器内水素火炎伝播模擬実験
- タスクグループ活動
 - ✓ 炉心出口温度計(CET)のアクシデントマネジメント時の有効性
- ワークショップ
 - ✓ 事故時のサンプ閉塞事象への対策に関するCNRA/CSNI国際WS
 - ✓ 圧力容器内冷却性に関するNEAとSARNET2の連携ワークショップ('09年10月)
 - ✓ アクシデントマネジメント策(SAM Measure)の適用に関するWGRISKとの連携ワークショップ
- 現象ベースの格納容器挙動解析コード検証マトリクスCCVM
- 将来課題について(CFD、TMI代替シナリオによるシビアアクシデントコード検証)

OECD/NEA

WGAMAが担当する国際研究プロジェクト

- **ROSA & ROSA-2** (2005-12、13カ国、熱水力)
 日本JAEA、LSTF実験、事故時の多次元複雑流動(温度成層、リフラックス、高出力自然循環、過熱蒸気自然循環、ウォーターハンマ、蒸気凝縮)、RIRやSGTR、BEPUへ対応
- **PKL-1 & PKL-2** (第2～3期計画、2004-11、14カ国、熱水力)
 ドイツAREVA、PKL実験、事故時の多次元流体混合(ボロン希釈とLoss-of-RHR事象模擬実験など)、ROCOM実験とジョイント
- **BIP** (2007-10、13カ国、シビアアクシデント)
 カナダAECL、照射下の格納容器内ヨウ素挙動模擬実験+RTF実験データ配布など
- **SERENA** (第2期計画、2007-10、11カ国、シビアアクシデント)
 仏CEA+韓KAERI、KROTOS+TROI実験、 UO_2 溶融物による水蒸気爆発実験
- **MCCI & MCCI-2** (2002-09、13カ国、シビアアクシデント)
 USNRC、MCCI実験、格納容器コンクリート床上での溶融炉心冷却
- **SETH-2** (第2期計画、2006-09、13カ国、熱水力+シビアアクシデント)
 スイスPSI+仏CEA、PANDA+MISTRA実験、格納容器内多次元ガス流動(凝縮、成層、対流、拡散、水素燃焼、エアロゾル挙動、ヨウ素挙動など)
- **THAI** (2007-09、13カ国、熱水力+シビアアクシデント、延長計画中)
 ドイツGRS、ThAI実験、格納容器内多次元ガス流動・混合

OECD/NEA

WGAMAが担当する国際研究プロジェクト(終了したもの)

- **SETH** (2001-06、15カ国、熱水力)
 スイスPSI+独Framatom、PANDA+PKL実験、格納容器内多次元ガス流動(多次元流動)およびボロン希釈とLoss-of-RHR事象模擬実験、SESAR/FAPに基づく
- **RASPLAV & RASPLAV-2** (1993-2000、17カ国、シビアアクシデント)
 ロシア・クルチャトフ研究所、RASPLAV、TULPAN、TF、STF、KORPUS、TIGEL実験、圧力容器下部ヘッド内の溶融炉心挙動、溶融炉心の物性データベース
- **MASCA & MASCA-2** (2000-06、18カ国、シビアアクシデント)
 ロシア・クルチャトフ研究所、RASPLAV のフォローアップ

このほか、初期のプロジェクトとしてOECD/LOFT、TMI/VIP等が有るが、今回は割愛する。

<http://www.nea.fr/html/jointproj/welcome.html>

OECD/NEA

WGAMAが関与するタスクグループ

- **SM2A** (2008-10、11カ国、熱水力)
 スイスPSI、10%出力向上時のPCT変化等で、イベントツリー等による確率論的安全評価(PRA)と統計手法を用いた最適評価(BEPU)を組み合わせたSMAP法の妥当性を確認
- **TAREF** (2008--、10カ国、新型炉)
 USNRC+仏IRSN、ガス炉及びFBRの安全課題の確認

WGAMAが担当しないその他のプロジェクトなど

- **HTTR** (2010-13、未定、高温ガス炉)
 原子力機構、HTTR実験、炉心Heガス流量停止実験等
- **SFP** (2009-12、13カ国、軽水炉燃料)
 USNRC、空中でのPWR燃料の発火・燃焼の実験
- **PRISME** (2006-10、10カ国、火災)
 仏IRSN、室内での火災と煙の伝播、排気などに係る実験
- **FIRE** (2006-09、12カ国、火災)
 仏IRSN、火災PSA解析等に係る火災データの収集と解析

OECD/NEA

BEMUSE Best-Estimate Methods Uncertainty and Sensitivity Evaluation

熱水力最適評価(BE)手法の解析結果には不確かさが有り、安全解析には統計的不確かさ評価法BEPU(BE plus uncertainty)の利用が必要。我が国でも原子力学会標準*がH21に策定された。

WGAMAは'97のUncertainty Methods Studyの後、あらためてBEPUの検証などのためBEMUSEを実施

Step	Phase	概要	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009
1 実験解析 LOFT L2-5 (ISP13)	I	不確かさ評価手法の比較・検討	完了							
	II	最適評価解析		完了						
	III	統計的不確かさ解析			完了					
2 実機解析 Zion-1 PWR	IV	最適評価解析					完了			
	V	統計的不確かさ解析						完了		
	VI	まとめ							まとめ未完成	

BEPU使用法は良く習得できた。ただし、選定パラメータの種類や数、変化範囲が参加者毎に異なり、結果に大きなばらつき。さらに、参照解析の精度により、実験結果(Phase 3)を包含できない場合があった。

WGAMAでの論点

BEコードの性能確認・検証(V&V)を不確かさと区別して確認する必要性、コードが内包する全ての数値モデルやコードの不確かさ、事故データが無い個々の炉に対する基準の解析条件と解析結果の確定、不確かさの範囲と分布を最適に確認するためのパラメータ選択、ユーザー効果を含む入力作成に係る問題、性能確認のためのベンチマーク実験(個別効果実験やシステム総合実験)、スケーリング、不確かさを生じる要因や結果ならびに不確かさを削減する方策に関する理解におけるばらつき、など → 今後の活動を模索

BEPU 規制への利用

- 採用: 米、韓、スペインなど7カ国
- 検討中: 日、仏、独、カナダなど9カ国

*統計的安全評価の実施基準: 2008(AESJ-SC-S001:2008)

レポート: <http://www.nea.fr/html/nsd/docs/indexcsni.html>

参考: NURETH-13@金沢

BEMUSE

BEPUの パラメータ例

Phase 3 LOFT L2-5 大破断LOCA 実験後解析

ただし、
統計手法：
ピサ大 CIAU
他 GRS(Wilks)

phenomena or main physical laws	parameter description	CEA	GRS	IRSN	KAERI	KINS	NRI-1	NRI-2	PSI	UPC	total
flow rates repartition	core pressure drop	0	3				0	0		0	3
	wall friction		2					0			2
flow rate at the break	fraction of water and steam in total wall friction							0			2
	form loss in broken loop HL, in DC/CL at branch							3			3
	critical flow subcooled	0		1			0		1		2
	critical flow two-phase	0		1			0		0		1
fuel thermal behaviour	break area				0			2			2
	break discharge coefficient					0				2	2
	initial core power	0	0	0		1	2	0	3	2	8
heat transfers in the rewetted zone	peaking factor	2			3		2	0	0	3	10
	gap size	2	3	1	3		3	0	3		15
	decay power	0	0	0	3	0	0	0	1	0	4
	UO2 conductivity	3		3	0	2	3	0	1	3	15
	gap conductivity	0		0	3	3		0	0	3	9
	UO2 specific heat	3		3				0	0	0	6
heat transfers in the dry zone	liquid forced convection HTC	0	0	0	0	0		0	1		1
	nucleate boiling HTC	0	0	0	0	1		0	0		1
	comple of heat transfer models						2				2
critical heat flux	vapor forced convection HTC	1	0	0	2	1		0	1		5
	film boiling HTC	3	0	3	0	3		0	2		11
	conduction term of the wall to fluid HT in the film									2	2
	heat transfer in the dry zone HTC (global in reflood)	2									2
	transition film boiling				0	1				0	1
	pool film boiling at natural convection		0					2			2
	comple of heat transfer models						2				2
	minimum film boiling temperature	0	0	0				0	3		3
interfacial friction	Critical Heat Flux	3	0	0	0	3	0	0	1		7
	CHF selection of correlations		3					0			3
CCFL	dipersed flow interfacial shear	2		0							2
	interfacial shear in non-dispersed vertical pipe flow		3	0				0			3
	interfacial shear in non-dispersed vertical bundle flow		3	0				2			5
	interfacial shear in non-dispersed vertical DC flow		2	0				0			2
	interfacial shear in bundle: alternative model						2				2
steam binding	CCFL in the upper core plate: c of Wallis correlation						2				2
	CCFL in the UP: m of Kutateladze correlation						2				2
evaporation	interfacial shear in stratified flow	0	0	2				0			2
	transition velocity from stratified to slug flow in		3					0			3
data related to the	number of vapor bubbles per unit volume		0					2			2
data specific to 0-D	pressurizer initial level						0		1		1
reflood (if not quoted)	O-D module: bubble rise velocity			2							2
initial conditions	HTC of rewetted side, upper QF		2					0			2
	initial intact loop cold leg temperature							2			2

OECD/NEA

不確かさ評価分野での将来活動に関するアンケート

(Pisa大 D'Auria教授)

- 熱水力BE手法の利用に際する諸課題に関し、大まかに5項目の質問を2007年に実施
- 16カ国17機関からの回答(多岐にわたる意見)の要点を抽出・紹介
 - ✓ 熱水力最適評価手法は既に、産業界でも規制でも、おおむね一般的に利用されてきているが、不確かさに係る課題を抱えている
 - ✓ BEPUについては解析費用、コード検証についてはコード開発や実験等の費用に課題が有る
- WGAMAでの議論
 - ✓ BEPUには課題も有り、BEMUSEフェーズVI終了後の活動について、H22年10月の会合であらためて議論する(ワークショップの開催等)
 - ✓ 個別の課題(例)
 - 実験データの無い大規模流動等への外挿課題を含むスケーリング
 - 最高燃料棒温度(PCT)の予測に必要なモデルの完備性
 - CFD利用上の課題など

OECD/NEA

CFDについて <http://www.nea.fr/html/nsd/csni/cfd/index.html>

- 3種類のレポート執筆グループ (WG: Writing Group)*
 - WG1 単相流動用CFDコードの最適利用ガイド (BPG: Best Practice Guideline) の策定
 - WG2 CFDコードの原子炉安全問題に対する性能検討 課題PIRT作成 (次ページ)
 - WG3 多次元多相流動解析コードの原子炉安全問題への適用
- ワークショップ (実験と解析)*
 1. CFD4NRS @ Garching (2006)
 2. XCFD4NRS @ Grenoble (2008)
 3. CFD4NRS-3 @ Washington (2010、9月、Abst. 〳切1月15日)
- ベンチマーク問題の実施 (PSI、Brian SMITH)
 - ✓ 配管の熱疲労～単相流の T-Junction混合 (旧JNC実験、熱疲労WGとほぼ同じ)
 - ✓ バッテンフォール大学の実験 (CFDグレードのデータベース)
 - ✓ H21年6月条件提示、H22年4月30日解析結果 〳切
- 今後の活動計画 (継続的取り組み)
 - ✓ CFDコード整備・応用のため、[専用ホームページ](#)を開設して迅速に情報を共有
 - ✓ 新たなベンチマーク解析用実験の提案
 - ✓ Best Practice Guidelineの改訂

*レポート等: <http://www.nea.fr/html/nsd/csni/index.html>

参考: NURETH-13@金沢 Paper 1025

CFDの課題に係るPIRT

- ✓ WG2の執筆者8名(独、仏、韓、日、米、スイス) + NEAセクレタリー
- ✓ PIRTに基づき、WGAMAに向けた練習問題(CFDベンチマーク)を提案

Overall Priority Ranking (**Single-Phase**)

Item No.	Short Description	Score /36
1	PTS	31
2	Hydrogen mixing and combustion in containments	31
3	Flows in complex geometries	29
4	Boron dilution	28
5	Sump strainer clogging	26
6	Aerosol deposition in containments	26
7	Thermal fatigue ←	23
8	MSLB (leading to asymmetric flow)	22
9	Hot-leg heterogeneities	21
10	HTGR lower plenum mixing	16
11	HTGR core heat transfer	15
12	HTGR reactor cavity cooling heat transfer	13
13	VHTR heat transfer issues	12
14	Flow behind blockages in LMFRs	9
15	Flow-induced vibrations in LMFRs	8
16	Core barrel vibration in APWRs	6

Overall Priority Ranking (**Multi-Phase**)

Item No.	Topic	Score /36
1	Reflooding following LB-LOCA (including UPI and EPR)	28
2	PTS	27
3	CHF	26
4	Condensation-induced water hammer	26
5	Sub-cooled boiling in PWRs	23
6	Steam condensation in pools	19
7	Induced break	16
8	Gas entrainment in LMFRs	9
9	Special issues for CANDU reactors	3

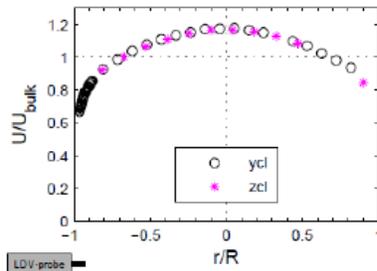
方法

- ✓ H/M/L(n/a) were assigned the numerical values 3/2/1/0, respectively.
- ✓ The numbers from the 12 participants were then summed to give a total priority value (max. 36).

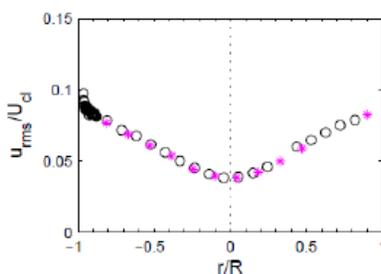
CFDベンチマーク問題

- ✓ 配管の熱疲労
 - ～ 单相流の T-Junction混合
- ✓ バッテンフォール大学の実験 (CFDグレード)
- ✓ H21年6月条件提示、
H22年4月30日解析結果 ✕切
- ✓ 流体温度が逆(枝管の方向も)だが、
旧JNCが実施した実験とほぼ同じ形状、
配管サイズ(「H21高経年化対策強化
基盤整備事業」でCFDコードのベンチ
マークとして利用中)

Input data are given in terms of measured velocity profiles upstream of the junction



Downstream data (averaged and time-dependent temperatures and velocities) and are to be predicted

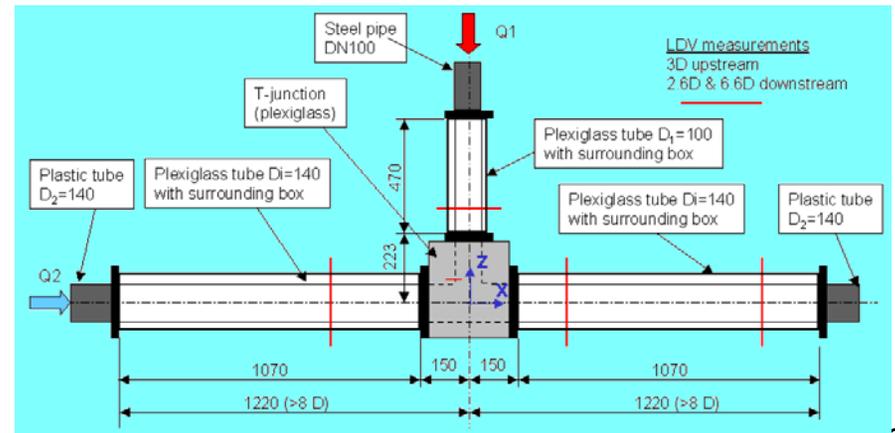
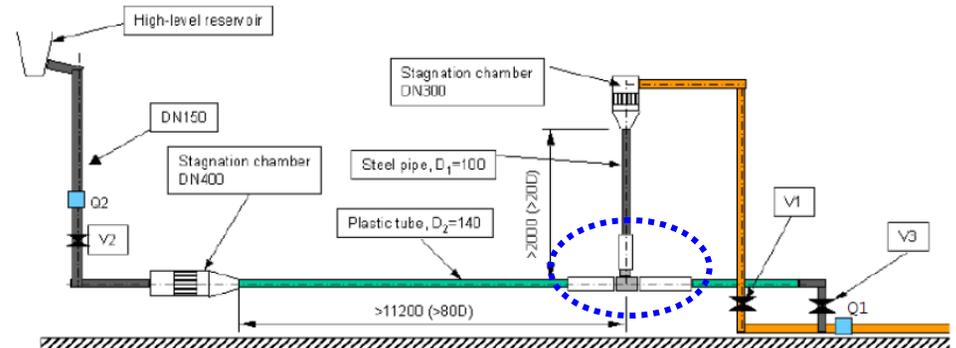


$$\Delta T = 19 \text{ K}$$

OECD/NEA-VATTENFALL T-JUNCTION BENCHMARK SPECIFICATIONS (FINAL VERSION, JULY 2009)

A1. GEOMETRICAL DATA

The complete test rig, which is located at the Vattenfall Research and Development Laboratory at Älvkarleby, Sweden, is illustrated in Fig. A1. Cold water is supplied from a high-level reservoir designed to maintain a constant water level independent of the flow rate. A stagnation chamber of diameter 400 mm is mounted at the beginning of the horizontal pipe, and contains two perforated plates, a tube bundle (inner diameter of the tubes is 10 mm and the length 150 mm), a third perforated plate and finally a contraction with an area ratio of about 8:1. The stagnation chamber is designed to provide a high quality flow without large-scale turbulence or secondary flows. The stagnation chamber is connected to a 10 m long pipe section made from ABS plastic, which is followed by a Plexiglas section extending 1270 mm upstream of the T-junction. The total upstream length of the pipe, with constant diameter $D_2=140$ mm, is thus more than 80 pipe diameters. The flow rate is measured using an electromagnetic flow meter (labelled Q2 in Fig. A1).



ROSA-2プロジェクト 熱水力最適評価手法の開発 (1/2)

【目的】

ROSA/LSTF実験を通じて、軽水炉の利用高度化や高経年化に対応する知見や最適評価(BE)手法の検証・開発に必要な詳細データを取得する

【平成17～20年度】

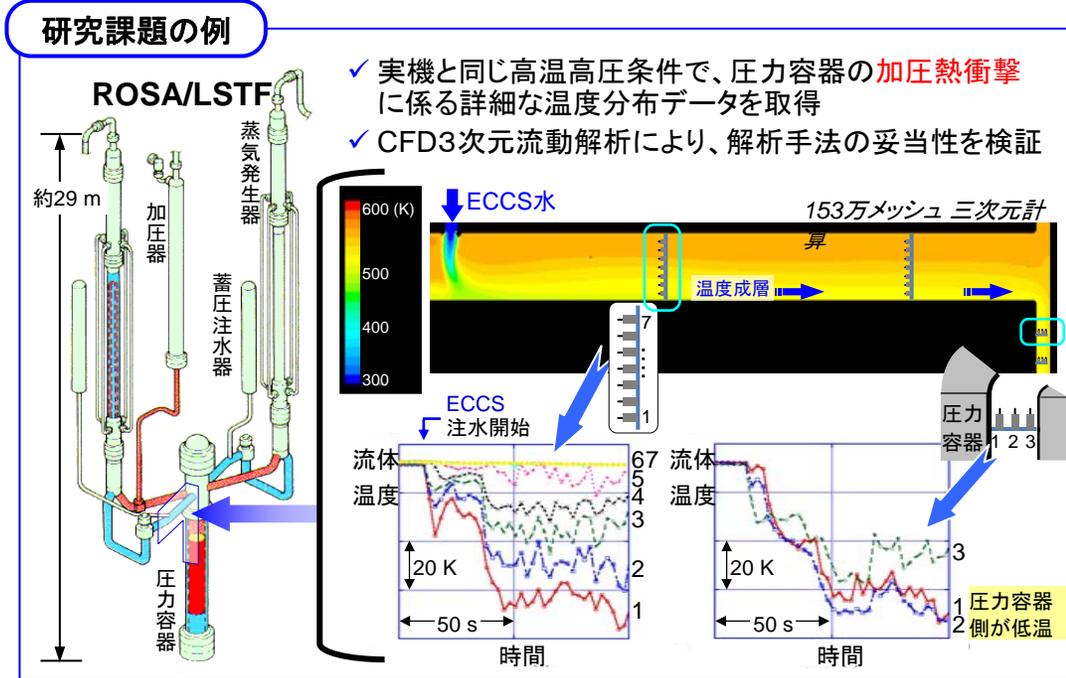
- 国際共同研究 **OECD ROSAプロジェクト**
 - ✓ 機構主催、14カ国18機関参加。2005～09
 - ✓ LSTF: 実機と同じ温度・圧力、世界最大
 - ✓ 規制ニーズに基づいた**事故時の複雑現象** (温度成層、蒸気凝縮、非凝縮ガス影響、など)
 - ✓ 新たな計測器 (**機構独自開発**、詳細計測等)
- 6課題12実験より、高精度・高空間分解能の実験データを取得・共有
- 参加機関とBE手法やCFDコードを検証・開発
- 実験の有用性に基づく参加機関からの要請で**第2期計画** (ROSA-2)へ延長

【平成21年度(見込み)】

- ROSA-2プロジェクトを実施し、規制要請に対応したデータを取得・提供
- BE手法の高度化を実施し、成果をとりまとめる

【成果の反映の例】

- LSTF実験により、炉心出口温度計の事故時有効性に係る新たな安全課題を同定。WGAMAタスクグループへデータを提供し、議論をリード



【成果活用に向けた進行中の取り組み】

- LSTFシステム効果実験に基づく**BEのV&V**
- 統計的安全評価手法(BEPU)の検証・整備
- **CFDコードの開発・検証**

ROSA-2プロジェクト 熱水力最適評価手法の開発 (2/2)

【BE手法のV&VとBEPU】

- BE手法の精度向上 + CPU高速化
- BEPU: 統計手法によりBE手法の不確かさを定量化し、安全余裕を現実的精度で評価

BEPU 経緯

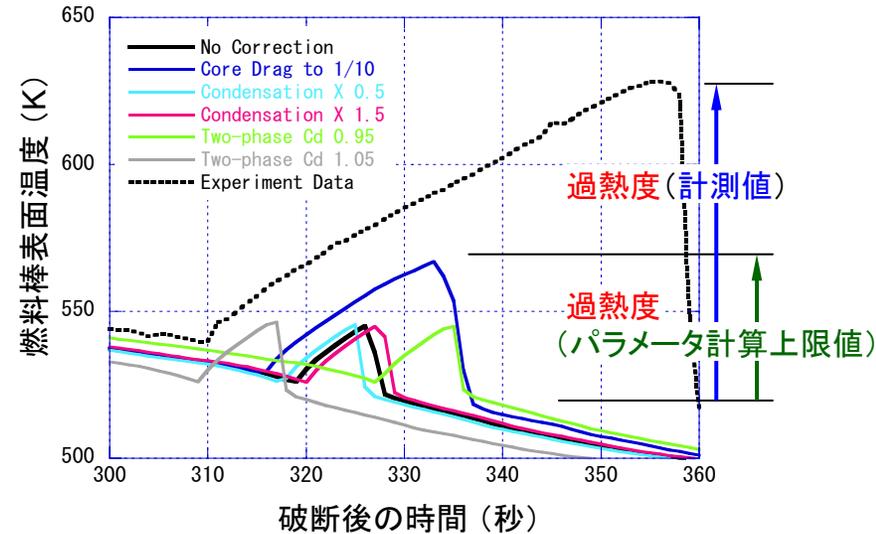
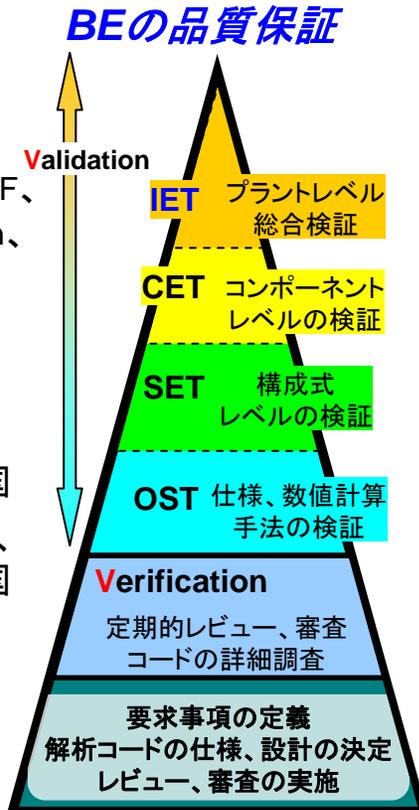
- USNRC: CSAU('89)
EMDAP('05)
- GRS: Wilks統計手法
- 検証: OECD(UMS:'97 LSTF、BEMUSE:'04 LOFT + '06 Zion、SM2A:'07 Zion出力向上)、IAEA-CRP 等で実施中

BEPU 規制への利用

- 採用: 米、韓、スペイン、など7カ国
- 検討中: 日、仏、独、カナダ、など9カ国
- 原子力学会標準('09年5月)
「統計的安全評価の実施基準:2008」

【ROSA-2におけるBE V&Vの例】

- リスク情報に基づく設計基準事象の見直し
→ PWR高温側配管17%破断LOCA模擬実験('09 Nov.)
- LSTF実験前 Blind解析(9機関、4種類のBEコード)
- JAEA: RELAP5パラメータ解析で、概略の不確かさ検討



【今後の課題】

- V&Vに基づいたBE手法の課題の解決 OECD PKLとカウンターパート試験
(構成式/物理モデルの検証、CFDの利用、スケーリング、核熱結合、ノーディング効果、入力値の精度、ユーザー効果、等)
- BEPU手法の整備(パラメータ選択など、V&V結果の反映)

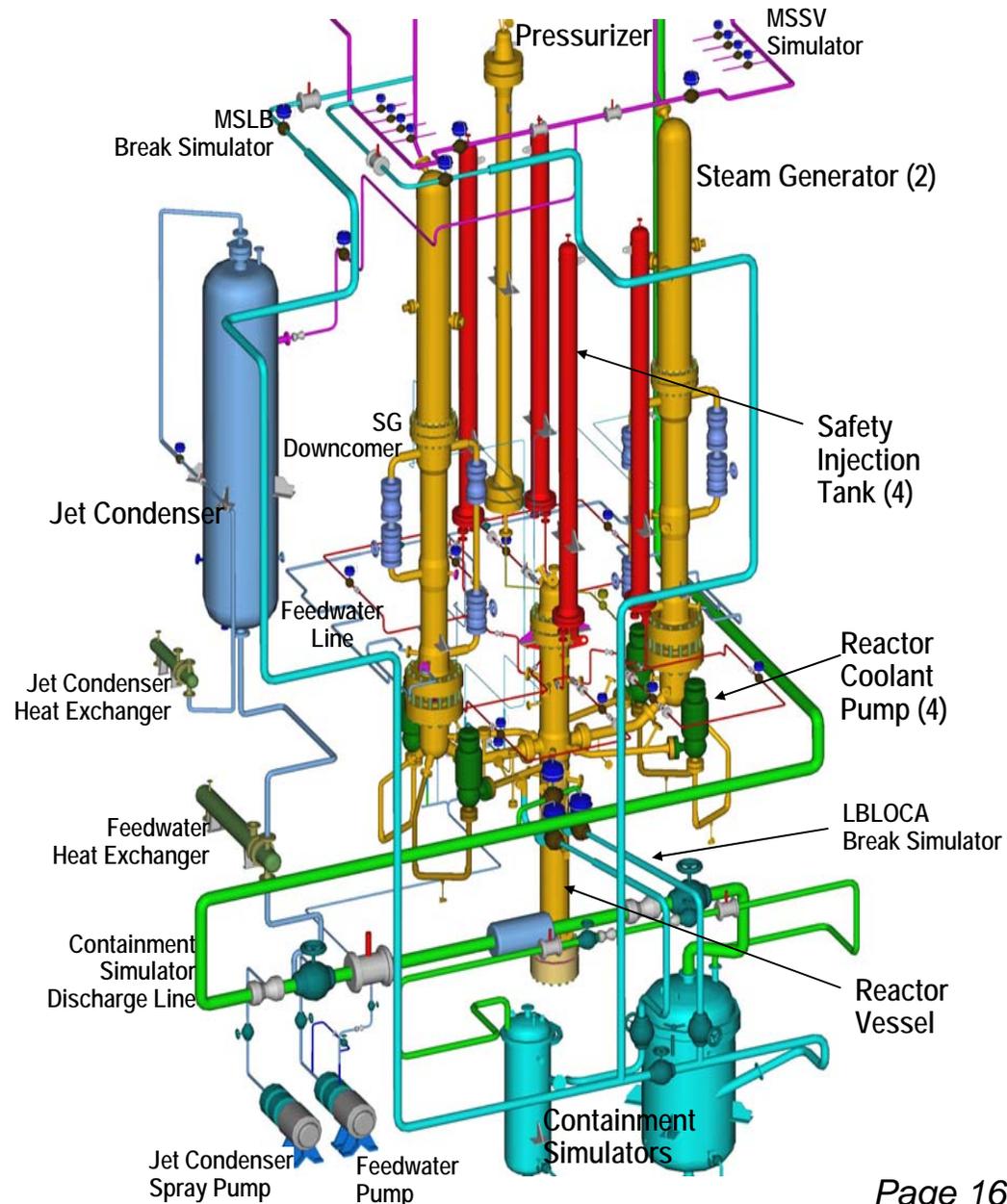
ISP-50 国際標準問題

ATLAS@KAERI

- 韓国型次世代軽水炉APR1400の模擬試験装置
- 石井スケーリング理論に依拠
 - ✓ 高さ1/2、体積1/288、炉心出力2MW
 - ✓ 実機と同じ高温高圧で実験
- 2006年竣工

ISPの課題など

- APR1400特有のECCS注入ノズルの両端破断事故模擬実験
- 圧力容器内アニュラスダウンカム内の冷却材混合／多次元流動を含むBE解析コードの性能評価
- 2009年4月開始、2009年12月に計算結果を提出
- 12カ国14機関が参加



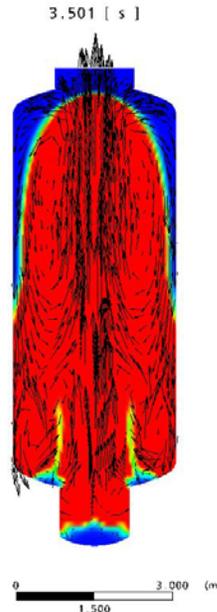
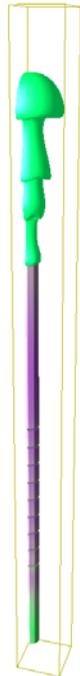
ISP-49 水素火炎伝播に係る国際標準問題

ThAI

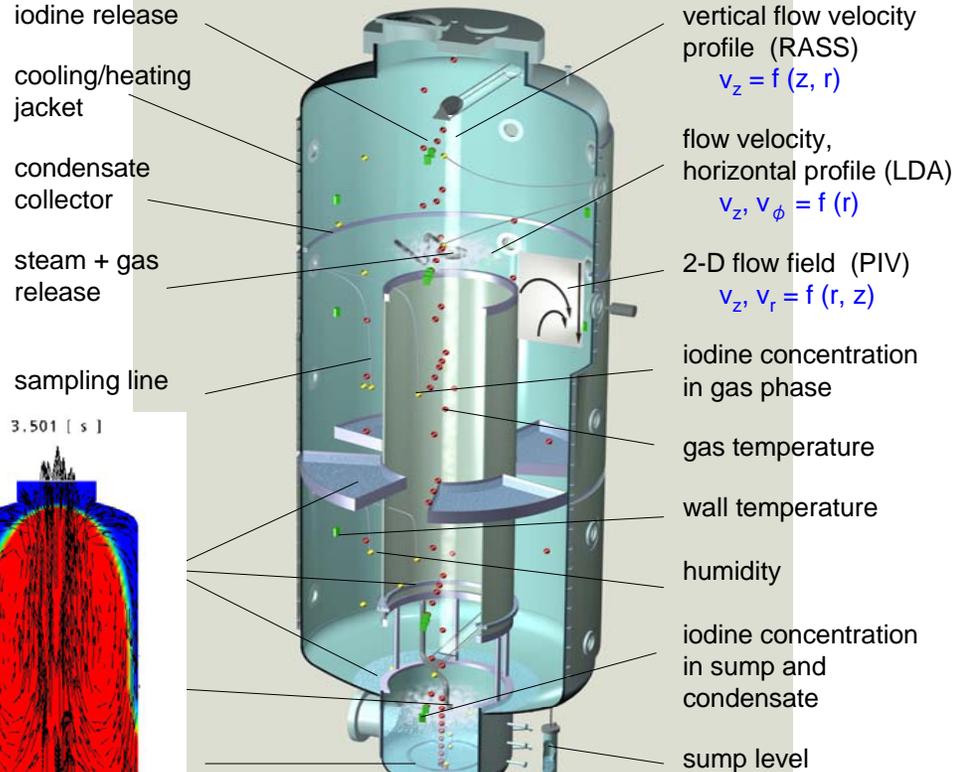
- ドイツの格納容器模擬試験装置
 - 体積 60 m³、高さ 9.2 m、直径 3.2 m
 - 最高圧力 = 1.4 MPa置
- エアロゾル、水素、ヨウ素、凝縮を伴う多次元流動などに対応

ENACCEF

- 仏IRSNの格納容器内燃焼模擬試験装置(小型)



BECKER TECHNOLOGIES GRS
FRAMATOME ANP



ISPのテンポ

- Open Test '09年3月条件、6月提出
- Blind Test '09年7月条件、12月提出

シビアアクシデント対策

国際動向

下記の例の如く、設計にシビアアクシデントを考慮することが要求されている。

(1) IAEA

- **NS-R-1** Safety of Nuclear Power Plants: Design (Requirements)
シビアアクシデントを設計で考慮することを要求
- **NS-G-1.10** Design of Reactor Containment Systems for Nuclear Power Plants (Safety Guide)
格納容器設計等に対するシビアアクシデントの評価条件や手法等を規定

(2) 米国 (SRP19章)

シビアアクシデントの発生防止と事故時の影響緩和を設計で要求。

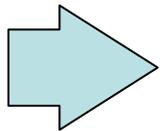
具体的には、

- $CDF < 10^{-4}$ 、 $LRF < 10^{-6}$
- 炉心損傷開始後24時間は、格納容器からの無制御な放射能放出が防止されること
- 条件付格納容器破損頻度は0.1以下であること

シビアアクシデント対策 我が国の状況

- 原子力安全委員会(平成4年5月28日付け原子力安全委員会決定文「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネージメントについて」(平成4年5月28日付け、平成9年10月20日一部改正)
 - ▶ 当委員会は、原子炉設置者において効果的なアクシデントマネージメントを自主的に整備し、万一の場合にこれを的確に実施できるようにすることは強く奨励されるべきであると考えます。
 - ▶ 今後新しく設置される原子炉施設については、当該原子炉施設の詳細設計の段階以降速やかに、アクシデントマネージメントの実施方針(設備上の具体策、手順書の整備、要員の教育訓練等)について、行政庁から報告を受け、検討することとする。この検討結果を受け、原子炉設置者は、アクシデントマネージメント策を当該原子炉施設の燃料装荷前までに整備することとする。

- (財)原子力安全研究協会は、1999年4月に次世代型軽水炉の格納容器設計におけるシビアアクシデント対策の考慮事項として、「次世代型軽水炉の原子炉格納容器設計におけるシビアアクシデントの考慮に関するガイドライン」を策定⇒「要求」に相当
- H13:シビアアクシデント対策評価のための格納容器イベントツリー(CET)に関する検討(原子力安全研究協会、事業者からの委託)⇒「評価」に相当
- H17~19:原子力学会レベル2PSA実施基準の策定



- ✓ 国際的には、設計時にシビアアクシデント対策の考慮が求められているが、我が国では、事業者の自主的活動とされている。
- ✓ 国際的な軽水炉の開発のためには、設計におけるアクシデントマネージメントの位置づけを明確にする必要がある。

OECD/NEA

シビアアクシデント

- 研究活動は主に、OECD/NEAプロジェクトとして実施
→ 別リストに示す
 - **WGAMA**では、副議長(スイスPSI)と専門家グループが課題を整理
 - ✓ 目標： 技術情報をまとめた総合報告書の作成、ワークショップの開催、技術伝達のためのセミナーの実施 など
 - ✓ 全容を網羅し、WGAMAでの議論へ反映
1. **Hydrogen** (8 sub-issues)
 2. **In-vessel early phase core degradation** (3 sub-issues)
 3. **Late phase debris behaviour** (4 sub-issues)
 4. **In-vessel coolability / retention and accident stabilization** (2 sub-issues)
 5. **Core melt issues** (3 sub-issues)
 6. **Containment issues** (5 sub-issues)
 7. **Fission products and aerosols** (4 sub-issues)
 8. **Accident management and link to WRISK** (4 sub-issues)
 9. **Advanced Numerical Analysis Methods** (4 sub-issues)
 10. **Steam generator tube integrity during severe accidents**
 11. **Generation IV necessities**

OECD/NEA

シビアアクシデント

- 課題の整理結果の抜粋(例)

Nr.	Issue description	Activity target	Time schedule	Risk relevance	Regulatory relevance	Comments
8	Accident management and link to WRISK					
8.2	Update of 1996 SESAM report on SAMG implementation	Technical report in liaison with WRISK	Medium term	H		Sufficient interest, follow on activity of 8.1
10	Steam generator tube integrity during severe accidents	SOAR	Medium term	M/H	L	Wait until Int. ARTIST project is finished, which will provide some elements as NRC suggests
1	Hydrogen issues					
1.1	H distribution (stratification/mixing/transport)	ISP	Medium to long term	M	M	Wait until OECD SETH and THAI projects are completed
1.2	Update of 2001 report on in- and ex-vessel H sources	Status report	Medium to long term	M	M	Wait until sufficient new data available from ISTC programs on quenching and FzK QUENCH program during reflooding of degraded core
1.5	Recombiner performance (incl. poisoning) under SA conditions	Status report	Medium to long term	H	H	Wait until information available on FPT3 Recombiner Coupon Poisoning

- **SARNET** (2004-09、20カ国51機関)
毎年150万ユーロ(全体としては年850万ユーロ)のべ230名の研究者
シビアアクシデントコード**ASTEC**の開発を主目標
- **SARNET-2** (2009-13、21カ国(EU諸国、米、韓、カナダ、スイス)、41機関)
 - ✓ **SARNET**で同定された6項目の高プライオリティ課題を、8項目のワークパッケージで実施する計画(研究は以下の4パッケージ)

<http://www.sar-net.org/>

● 6項目の高プライオリティ課題

- ✓ 再冠水時の炉心冷却性とデブリ冷却性
- ✓ MCCI時の格納容器内の溶融炉心挙動(分布)と上部注水による溶融炉心冷却
- ✓ 水中への溶融炉心移行と格納容器内溶融炉心冷却(FCI)
- ✓ 格納容器内の水素混合と燃焼
- ✓ Ru等の酸化や空気の侵入に伴うソースタームへの影響
- ✓ 炉内外(格納容器内)のヨウ素化学

● 4項目のワークパッケージ

- ✓ WP5: コリウムとデブリの **冷却性** (再冠水など..)
- ✓ WP6: **MCCI**
- ✓ WP7: **格納容器内**水蒸気爆発と水素燃焼
- ✓ WP8: 酸化が**ソースターム**に及ぼす影響 (Ru, HBU や MOX 燃料)、1次系や格納容器内のヨウ素化学

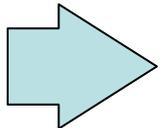
● 最近の動き

- ✓ ASTECコードに係るワークショップ(第4回ERMSAR @ Bologna、2010中頃)の開催
- ✓ 人材育成のための第1回教育コース(2010中頃)の実施

MDEPなどの動き(1/2)

概要及び進捗状況

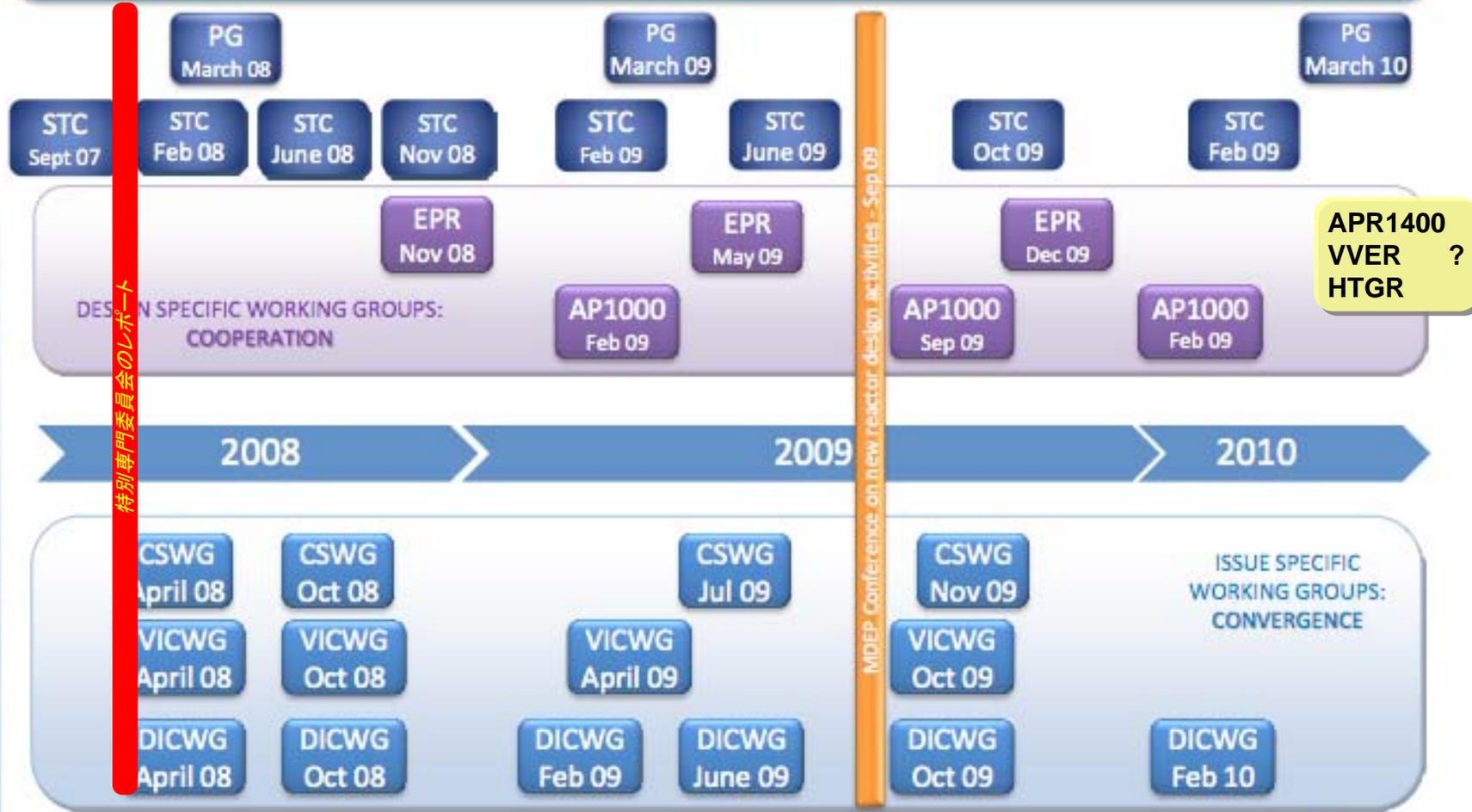
- 多国間設計評価プログラム(Multinational Design Evaluation Program)は、新規炉設計のレビューを課される国の規制当局の資源と知識を効率良く動かせる革新的アプローチを開発するための国際的なイニシアティブである
- MDEPは3つのステージで構成される
 - ステージ1 既存の規制の枠内での多国間の協力など
 - ステージ2 コード、国際的な協力と基準、安全目標の統合の促進など
 - ステージ3 新規炉(new reactors、Gen-IV国際フォーラムで開発されつつある炉を含む)の許可手続きを促進するためのステージ2の成果の実施など
- ステージ2の目標の実現可能性を評価するために、1年間のパイロットプロジェクト(2006-07)が実施され、シビアアクシデントの設計上の取り扱いやECCS設備設計へのPSAの活用状況に関して、我国の遅れが目立った



我国では当面、新規炉の国内建設計画は見当たらないが、国際的な動向を踏まえ、将来を見据えた確固とした方針が求められる

<http://www.nea.fr/mdep/>

MDEP Activities



MDEPなどの動き(2/2)

Representation of safety classification schemes applied to Instrumentation and Control Systems within the international nuclear*.

Standard	Classification of the Importance to Safety			
IAEA NS-R-	Systems Important to Safety			Systems Not Important to Safety
	Safety	Safety Related		
IEC 61226	Systems Important to Safety			Unclassified
	Cat. A Class 1	Cat. B Class 2	Category C Class 3	
Canada	Category 1	Category 2	Category 3	Category 4
France N4	1E	2E	SH	Important to Safety
European Utility Requirements	F1A (Auto.)	F1B (Auto. and Man.)	F2	Systems Not Important to Safety
Japan	PS1/MS1	PS2/MS2	PS3/MS3	Non-nuclear Safety
Korea	IC-1		IC-2	IC-3
Russia	Class 2		Class 3	Class 4 (Systems Not Important to Safety)
Switzerland	Category A	Category B	Category C	Not important to safety
UK	Cat. A Class 1	Cat. B Class 2	Category C Class 3	Unclassified
USA and IEEE	Systems Important to Safety			Non-nuclear Safety
	Safety Related, Safety, or Class 1E	(No name assigned)		

● 基準の統合などの議論

- ✓ 安全機能の重要度分類(左図)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、MDEPの議論に際して統一的な分類を設ける等の考慮が必要、等の議論が出されている
- ✓ ただし、具体的な国際標準として安全要件を定めるのはIAEAの役割であり、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ことなど。

● 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「Benefits Gained through International Harmonization of Nuclear Safety Standards for Reactor Designs」や「International Standardization of Nuclear Reactor Designs」、「International Design Certification」、そのためのMDEPの抜本的な機能強化などを提案し、AREVAは同調

● 規制のWENRAが「Safety Objectives of New Power Reactors」('09 12月)で6項目の安全目標を提案

* This figure is a very coarse representation. Since the different schemes use different criteria, a simple two dimensional drawing cannot fully show the relationships.

MDEP Conference (パリ、'09 9月)

Design-Specific WG からのEPRに関する発表(抜粋 1/3)



Agence pour l'énergie nucléaire
Nuclear Energy Agency



EPR Working Group - PSA

- PSA analyses and modeling
 - requirements,
 - main results and risk profiles - differences identified, causes studied
- Co-operation with other task groups
 - Insights from Level 2 reviews
 - Modeling of I&C
- Internal and External events
 - Layout and Fire protection
- Design difference between EPRs
 - causes for differences
 - risk significance and modeling



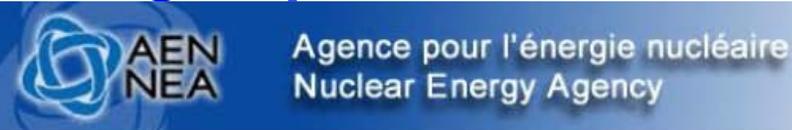
Source: Clipart



Source: Areva EPR Brochure March 2005

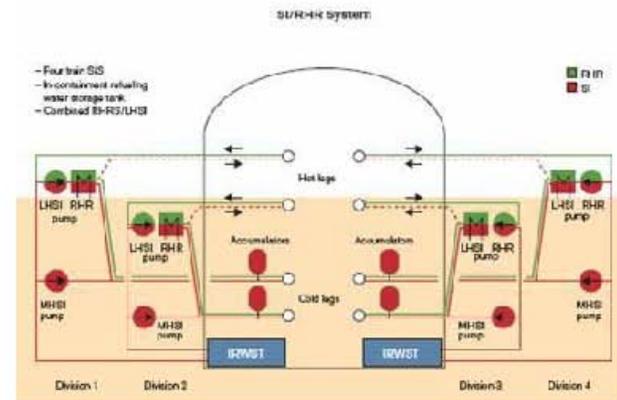
MDEP Conference (パリ、'09 9月)

Design-Specific WG からのEPRに関する発表(抜粋 2/3)



EPR Working Group - Accidents and Transients

- Containment issues
 - long-term mass and energy release to containment
 - two room concept and mixing
 - leak tightness of containment
- Methodologies for accident and transient analyses
- LOCA issues
 - sump design and tests,
 - debris and downstream effects
 - NPSH for emergency core cooling systems
- Criticality safety
 - management of boron dilution
 - criticality control during outages



Source: Areva EPR Brochure March 2005

MDEP Conference (パリ、'09 9月)

Design-Specific WG からのEPRに関する発表(抜粋 3/3)

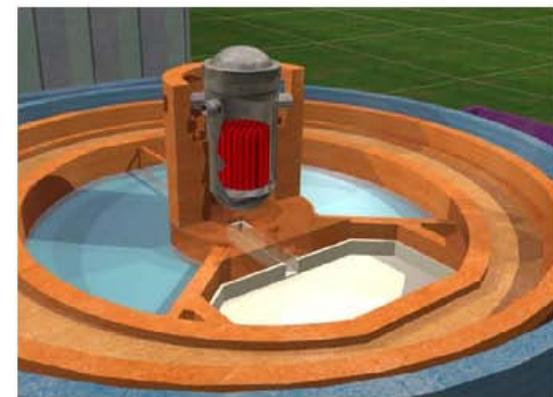
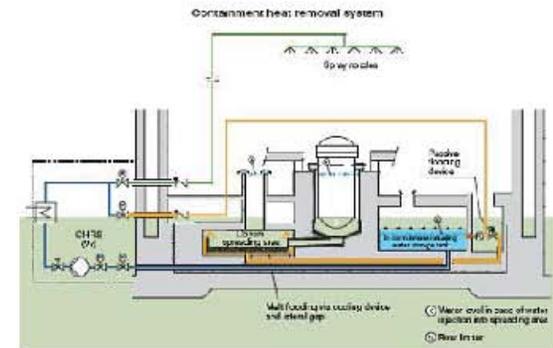


Agence pour l'énergie nucléaire
Nuclear Energy Agency



EPR Working Group - Severe Accidents

- Hydrogen management in two room concept
 - several analyses made by different codes and models (independent from vendor's codes and models) - good compatibility, good reliability
- Cooling of the molten core
 - design of the cooling system
 - structure of the spreading area
- Severe accident instrumentation
 - Scope and qualification
- Operating strategies for severe accidents



Source: Areva EPR Brochure March 2005

まとめ

OECD/NEAの活動を中心に、安全確保・向上に係る国際協力等の研究展開を概括

- 熱水力
- シビアアクシデント
- 境界領域

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
 - 研究協力による残存設備の有効利用が中心で新規設備の展開に乏しいが、CFDのベンチマーク実験などにニーズ有り
- 我が国の欠点： 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

規制の方向性

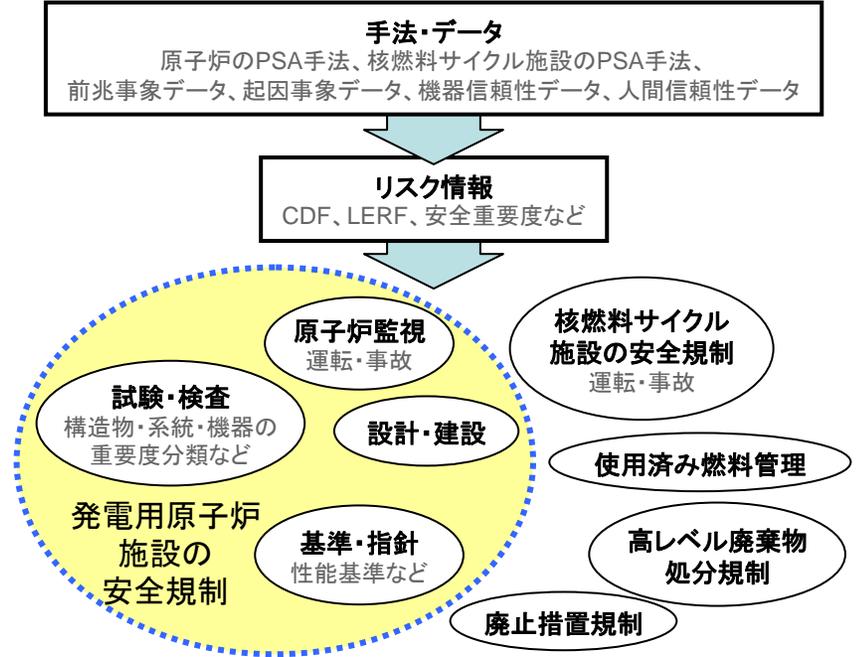
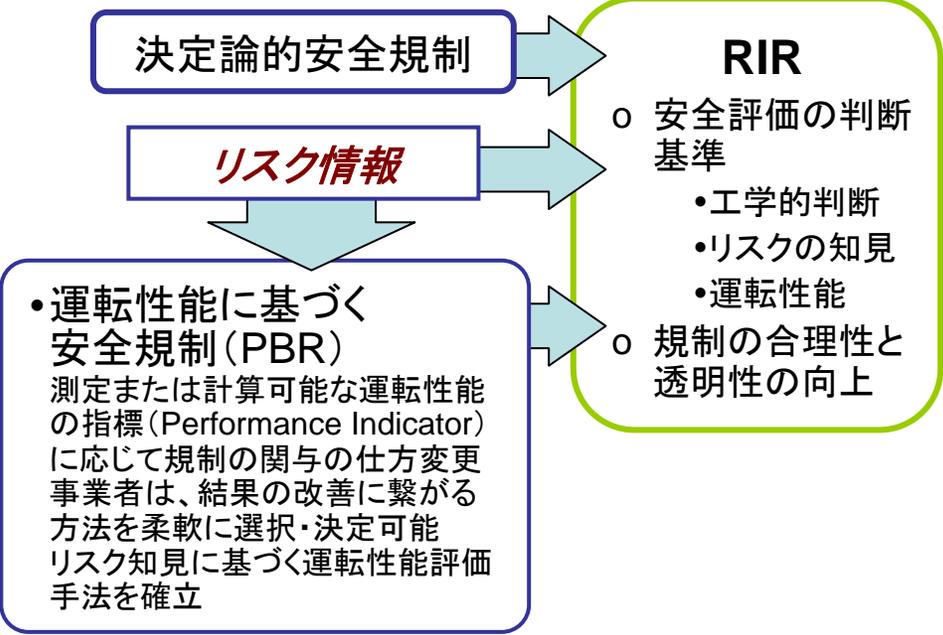
- MDEPなどを通じて、国際標準の内容や実施方法を模索
- 特定の炉設計のケーススタディ → 炉型に依存しない標準方法の提案も

国際動向と我が国の現状

LOCAの再定義 米国での動き(1/2)

背景 リスク情報を活用した原子力安全規制(RIR)の導入の動き

- 産業界はTMI事故後の規制強化でプラント運転コストの大幅増による経済性低下を考慮し、安全上の貢献度が低い規制要件を緩和し、より重要なリスク低減活動に資源を配分すべきと考えた
- NRCはブッシュ大統領の規制見直し指示等(1992)を受け、規制活動へのPRA利用検討を開始
 - ✓ 「PRA 政策声明書」「保守の有効性監視に関わる規則」(1995) → 保守管理にリスク情報活用の選択肢
 - ✓ 「原子炉監視プロセス(ROP)」検討開始(1997) → 運転性能指標に応じて、規制の関与の仕方を変える
 - ✓ RIRに係る規制ガイドライン「R.G. 1.174」(1998) → プラント個別の変更申請が活発化



米国におけるRIRの全体像

米国におけるRIRの適用分野

参考 「リスク情報を活用した安全規制の導入に関する関係機関の取組みと今後の課題と方向性—リスク情報のより一層の活用と進展に向けて—」(原子力安全委員会了承、H19年9月)

LOCAの再定義 一米国での動き一 (2/2)

「リスク情報を活用したLOCAに対する技術要求の変更」について

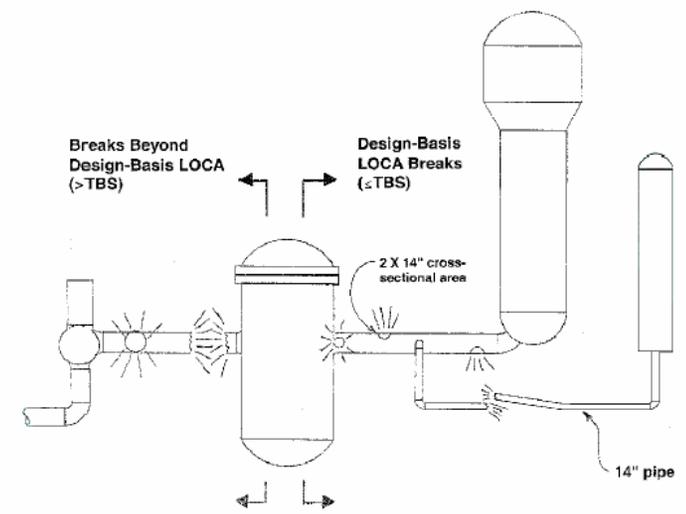
- 10CFR Part50のRIR改訂方針を示すSECY-98-300のオプション3 のパイロットとして検討開始
- 最終案(2006年10月)
 - ✓ 原子炉冷却系の大LOCA(ギロチン破断:DEGB)は現在、設計基準事象(DBE)だが発生頻度=低のため、年平均の発生頻度= 10^{-5} となる破断サイズを遷移破断サイズ(TBS: transition break size)と定義する。
 - ✓ LOCAのうち、小口径~TBSに現行の設計基準事象(DBE)を適用し、TBS~DEGBを設計基準外事象(BDBE)としてECCSへの性能要求を緩和する。 → 外電喪失の同時発生を考慮しない、PCTや燃料被覆管酸化量などの基準を適用しない、冷却可能な燃料棒形状の維持と長期冷却はDBEと同一、など
 - ✓ 破損発生頻度評価での分布等を考慮して、例えば最大径枝管のDEGB(中LOCA)をTBSとする。
PWR: 加圧器サージ管(12~14 inch)、 BWR: 給水系か余熱除去系の大きい方(~20 inch)
 - ✓ 現行の軽水炉ECCSの審査基準「10 CFR Part 50.46」への任意の付加条項(50.46a、50.46b)として、新たに設定する。 → 現行の審査基準は変更しない

○ 利点の例

- ✓ PCT ≤ 1200°Cの基準達成が実質的に緩和され、出力増強などが容易となる。
- ✓ 非常用ディーゼル発電機(EDG)起動タイミングの緩和が可能になる
- ✓ サンプ再循環タイミングの緩和により、格納容器スプレイ系の自動起動タイミングの緩和等が可能になる

○ 現状

- ✓ ACRSからのコメントに対応中:TBSを越える規模での破断における深層防護や安全余裕の堅持、破断発生が低頻度であることの保証、炉心損傷頻度の増加防止等リスクの変化に対する基準、高燃焼度燃料の考慮など7項目
- ✓ 2008年中に対処方針を決め、必要な研究を開始する予定



最終案に対応した破断口の例

(Risk-Informed Changes to the Licensing Basis -II, George E. Apostolakis (MIT) 2006)

最適評価(BE)安全評価手法(BE+統計手法)

背景

現行の安全設計評価
 保守的な手法(コード、入力値)に基づいた評価結果を安全基準と比較
 最も厳しいケース～手法の不確かさを包絡

解析手法の高度化、計算機の発展による実機事象の模擬性能の向上

統計的安全設計評価
 最適評価手法(コード、ノミナル条件)を用い、不確かさの影響を考慮(定量的に把握)した評価結果を安全基準と比較
 最適モデルと不確かさ評価 → 安全余裕を適正化

経緯

1988(米)最適評価コードを念頭に、ECCS認可基準改定(10CFR50.46/App-K)	1994(OECD)統計的評価手法検討WG(NEA/CSNI/R(92)20)
1989(米)最適評価コード使用の基本ガイダンスを提示(RG1.157)	1996(米)WHの統計的評価手法を認可。以後、実プラント申請に利用、多数認可
統計的評価手法 発行(NUREG/CR5249)	1997(OECD)統計的評価手法ベンチマーク
	1999(仏)規制機関が最適評価コードを承認。以後、適用多数

2004～(日)統計的評価手法の開発・適用に関する学会発表多数

現状

2005 (日)原子力学会 標準委員会「統計的安全評価手法標準分科会」設置
 安全評価解析において統計的安全評価を実施する手順を規定する“統計的安全評価の実施基準案”を策定中

熱水力最適評価(BE)安全評価手法(BE+統計手法) 規制への活用検討

現状課題の整理

(1) 統計的安全評価手法(原子力学会)

- ・学会標準として**実施基準(案)**策定
 - 統計的安全評価手法の具体的手順
 - BE解析コードの要件と管理に対する仕様
 - 重要度ランキングテーブル(PIRT)の作成方法

(2) 規制適用に係る検討項目・懸案事項

- ・ **BEコードの審査** → コード検討会?、コード認証?、監査?
- ・ 具体的な**不確かさデータ蓄積**: 個々のプラント評価時に任されている
(不確かさデータの妥当性 → トピカルレポート等で補完?)
- ・ **安全評価指針への適合性**の検討、指針改定?
(入力パラメータ、解析の仮定、事象分類?…)
- ・ “**バウンダリ**的評価→統計的評価”の変更に対する**説明性の向上**
(「...を超えない」から「95%確率/95%信頼度」の基準への移行)
- ・ **安全余裕**が適切に維持されていることの説明性
- ・ 統計的安全評価手法に対する**クロスチェック**方法の検討(JNES)

IRRSの動き

- **IRRSの概要**

- IAEAは加盟国における原子力利用に当たっての安全を確保するため、安全基準 (Safety Standards) を策定し、加盟国の要請に基づき、種々の安全確保に関するレビューサービスを実施。
- このレビューサービスの一つであるIRRS (総合的規制評価サービス) は、原子力安全規制に係る国の法制度や組織等について総合的にレビューすることが目的。
- 実用発電用原子炉を対象に、規制機関の組織、許認可制度、検査制度等について我が国の法制度、規制組織等を材料としつつ、原子力安全規制に係る幅広い政策課題について政策対話を実施 (2007年6月25日～30日)。
- レビューの結果は、良好事例及び今後の提言としてまとめられた。
- 提言の一つとして、**人材確保及び産業界との良好な信頼関係に基づいた規制促進のため、産官学の密接な協力が必要であることが述べられた。**

日米の許認可制度の比較

項目	日本	米国
1	二重審査体制	単一審査体制
2	一部の共通事項の事前検討	トピカルレポートの認証
3	共通部分の審査が繰返されることが少なからずある	共通部分はTR(トピカルレポート)によって審査、共通部分の審査は繰り返さない
4	部会報告書及びメーカー文献は非公開情報を含まず	情報公開法の下でNRC固有の情報公開規則(10CFR2.390)により非公開情報が扱われている。TR及びSERは非公開情報を含む
5	審査の担当者が比較的短期間で異動し、情報の蓄積・技術継承が難しい	審査の質と一貫性の維持(人員、SRPの作成・公開)
6	先行照射試験のルールがなく、新型燃料の導入に長期間を要する。	先行照射試験の実施が比較的短期間で認可
7	メーカーの解析コードの品質保証の規定がない	解析コードの品質保証計画が審査され、監査もあり得る