

第33回核融合研究作業部会
2012年9月25日

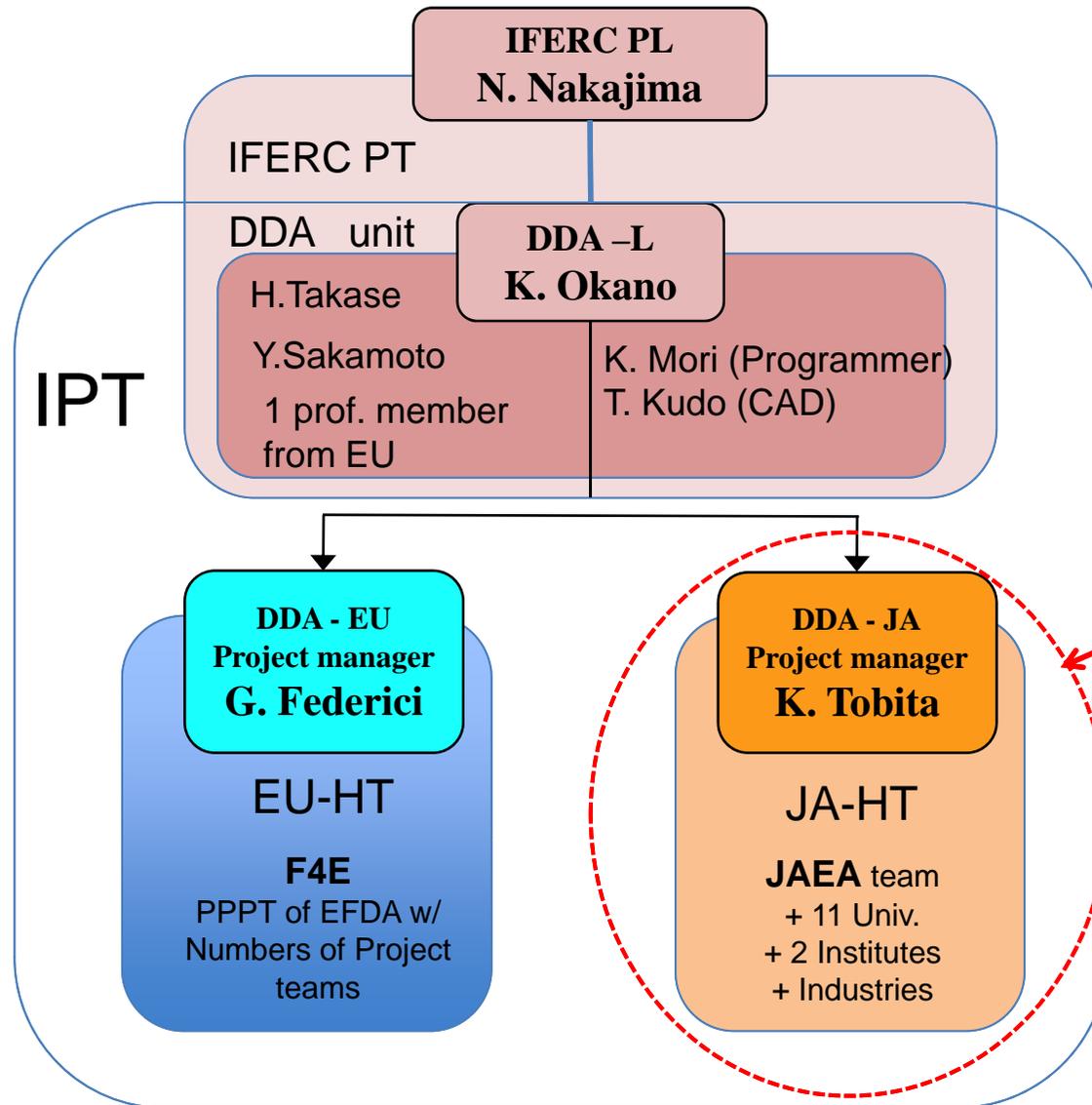
IFERCにおける安全研究の 現状と研究計画

一般財団法人 電力中央研究所
IFERC (国際核融合エネルギー研究センター)

岡野 邦彦



IFERC Demo Design Activity (DDA)



安全研究は
日本チームが
実施

DDA安全性研究の経緯

2
0
1
1

- ←3.11
- ←4/27 国内で安全性研究に向けた会合を開催
- ←5/24 ガルヒンクにてF4E責任者と安全研究の実施を相談
- ←9/27 IFERC PCで安全研究を議論。基本的支持を得る。

2
0
1
2

- ←2/1-3 日欧DDA技術会合で内容を討議
- ←3/19 IFERC PCで計画を提案
- ←4/19-27 EU専門家が来日、考え方を相互調整
- ←4/24-25 BA-SCで2012年分を承認
- ←9/4 PAをJA-IAがIFERC事業長に提出、承認手続き中

今後

10月2-3日 PCにて、今後の計画を説明

2013年4月 PCにて、2012年の成果のレビュー、2013年以後を審議。

IFERC PC:

IFERC Project Committee

BA-SC:

BA Steering Committee

F4E:

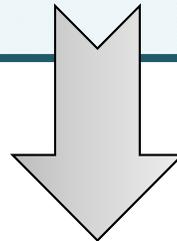
Fusion for Energy

欧州側のBA実施機関

DDA安全性研究のスコープ

● 安全性研究の目標

- 定量的解析によりDEMOで重要な事故シーケンスを明らかにする
- 事故進展の防護・緩和のための安全設計の構築
- 原型炉の安全設計ガイドラインの確立



● 期待される“副産物”

日本における
核融合炉安全性の
ノウハウ蓄積

核融合炉安全性解析
コードの開発整備

安全性研究の
次世代人材育成

DDA安全性研究の基本的考え方

- DDA安全性研究は”ボトムアップ&フィードバック”

ITERの安全性研究

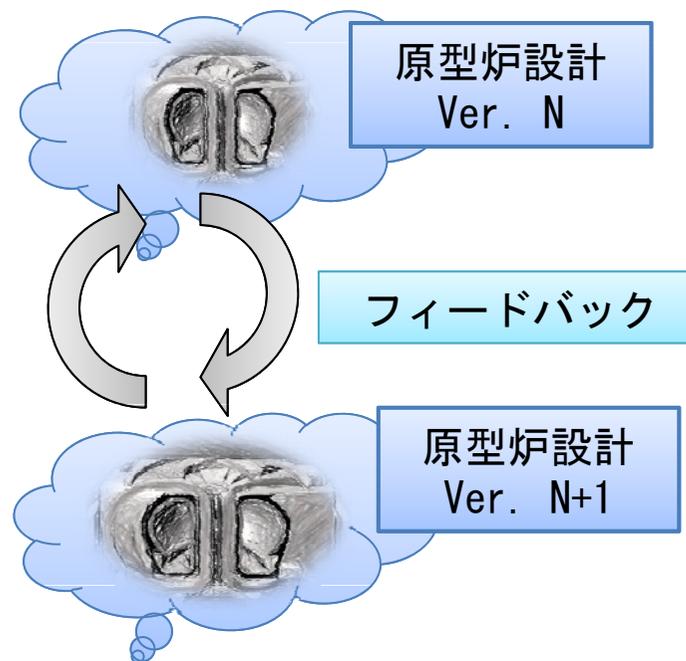


ITER鳥瞰図
(那珂研HPより)

- 通常/異常時の放射性物質の放出
- 作業員/公衆被曝線量の評価

既存の安全システムの確認
システムの大規模な変更が困難

BA-DDAで実施する 核融合炉の安全性研究



原型炉設計への反映
柔軟なシステム設計の改良

作業スケジュールと体制



● 研究体制

日本側 (メインプレイヤー)

JAEA

核融合炉システム研究Gr @六ヶ所
(軽水炉安全研究センター @東海)
大学、メーカー

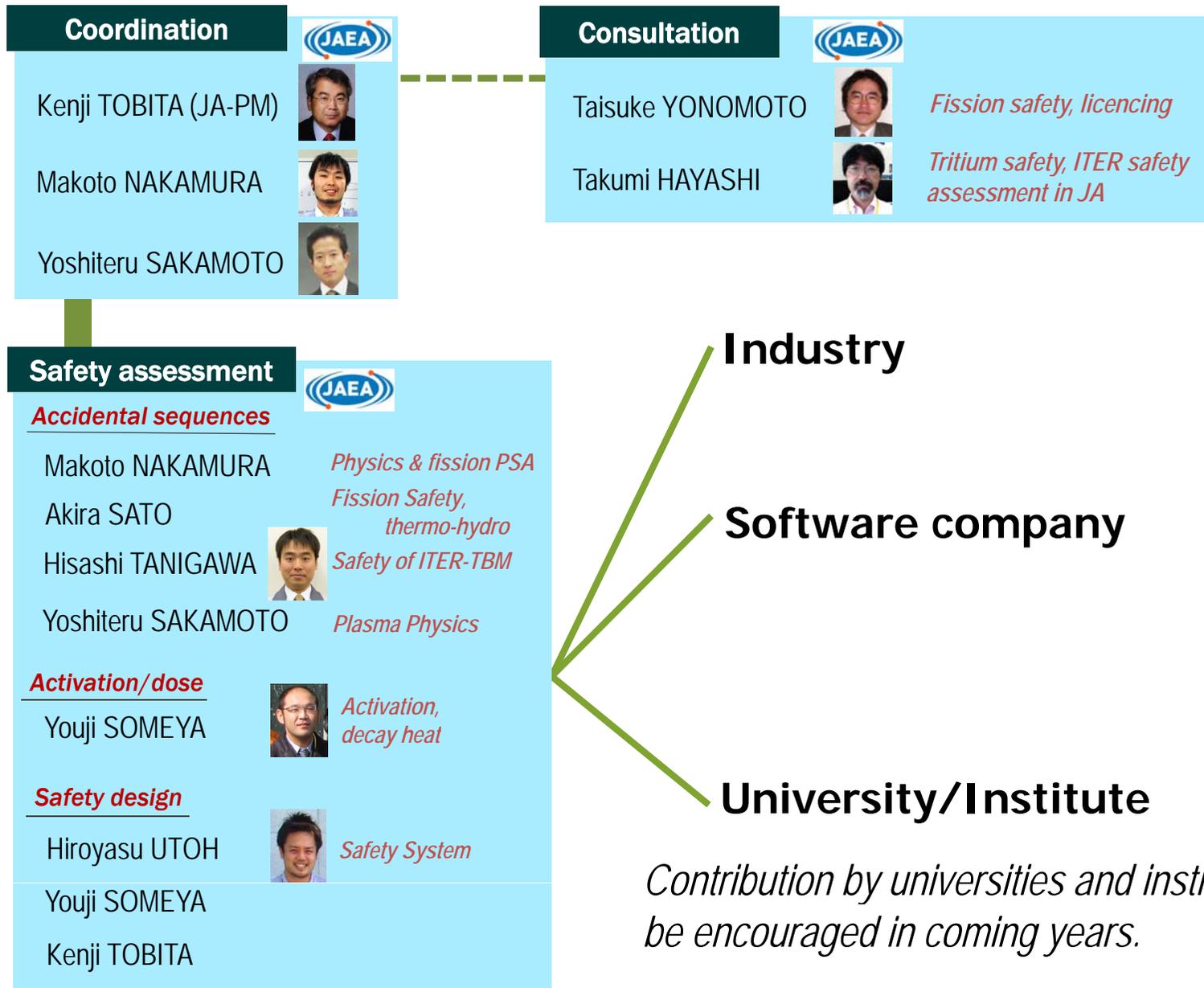
EU側

アドバイザーとして貢献
ITER, SEAFP, PPCSの安全性解析の
エキスパートの参加



W. Gulden氏との議論 @六ヶ所,
2012/04/19-25.

Structure of JA-HT for Safety Research

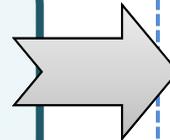


作業内容：BA-DDA安全性研究調達取り決めより



● Stage 1: 準備期間 (2012/04～2013/03)

BA安全性研究の目標設定
定量的解析のための基盤整備

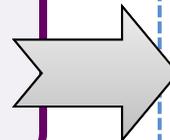


- 安全要求の定義
- ソースタームの定義
- 参照事象の同定
- 計算コードの準備

Hold point: 2013年4月のIFERC事業委員会でStage 1のレビューを受けた後、BA運営委員会の承認をもってStage 2へ

● Stage 2: 解析評価期間 (2013/04～2016/12)

事故シーケンス解析を踏まえた
原型炉安全設計の確立

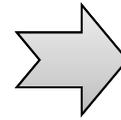


- 計算コード／インターフェースの開発整備
- 事故シーケンス解析
- 設計基準外事象の定義と解析
- 原型炉安全系の設計への反映
- 安全設計ガイドラインの構築

Stage 1 : 準備期間

1-1: 安全要求の定義

✓ Philosophy、線量目標、etc.



EU (SEAFP, PPCS), ITER
での取り組みを参考に

欧州での考え方の例：炉から1km以遠で、
no sheltering, no evacuation, no relocation

EUにおける核融合炉の線量目標

Countermeasure	Target value
Evacuation	< 100 mSv/7days
Sheltering	< 10 mSv/7days
Relocation	< 100 mSv/year
Food banning	< 10 mSv/year

Gulden & Raskob, FED (2005)

個人的見解です

欧州の考え方は参考にはなるが、日本にそぐわない部分もある。日本独自の展開を考えたいが、この分野は、たとえばトリチウムの環境挙動の研究者などもいなくなっている。長期的に分野の重要性を位置付けて、人材を確保できる状況を作る必要がある。

Stage 1 : 準備期間

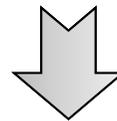
1-2: ソースタームの定義

- 放射性物質のソースターム

ITERとの比較検討

原型炉のスコーピング研究との連携が重要

$R_p \sim 7m ?$, $P_{fus} \sim 2 GW ?$, 定常



	ITER	DEMO
Tritium (in VV)	1 kg	~ 1 kg
Radioactive dusts	W : 100 kg C : 200 kg Be: 100 kg	W : TBD - -

Stage 1 : 準備期間

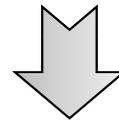
1-2: ソースタームの定義

- エネルギー

ITERとの比較検討

原型炉のスコーピング研究との連携が重要

$R_p \sim 7m ?$, $P_{fus} \sim 2 GW ?$, 定常



DEVICES	ENERGY	ITER	DEMO
Plasma	Thermal	400 MJ	~ 800 MJ
	Electromagnetic	300 MJ	~ 500 MJ
	Injection into plasma	50 MW	~ 100 MW
Cryostat & SC	Magnetic energy of SC	50 GJ	~ 200 GJ
Blanket / Divertor	Decay heat	0.5 MW/m ³	TBD
	Chemical reactions	???	TBD

DEMO Scoping study

DEMO1 (EU proposal)

Pulsed Op. w/o ext CD

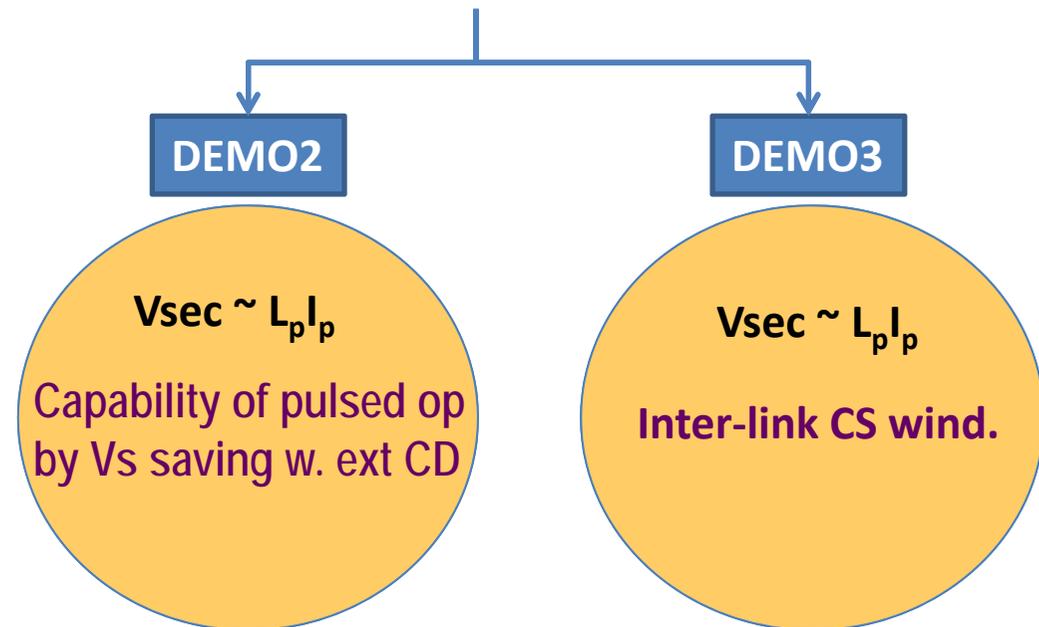
Pfus	2 GW
Rp	10 m
A	4
Ip	17.4 MA
Bmax	11.7 T
bNtot	~ 2
fBS	0.26
n/nGW	1
HH	1

欧州は、かなり保守的な原型炉を構想。実現性は高いが、実用化には疑問も。

DEMO2, 3 (JA proposal)

SS variations

- Pfus ~2 GW
- Rp ~7 m
- $\beta_{Ntot} \sim 3$



日本は、安全性と経済合理性も考え、定常原型炉の設計をめざす。

Stage 1 : 準備期間

1-3: 参照事故事象の同定

事故シーケンス分析

過去の核融合炉安全研究での
事故シーケンスの調査

- SEAFP
- ITER
- PPCS

ソースターム分析

ITERとDEMOで想定されるソー
スタームの違いの考察

- プラズマ蓄積エネルギー
- 電磁エネルギー
- 崩壊熱

DEMOで問題となりそうな
事故事象の同定

Stage 1 : 準備期間

1-4: 計算コードの準備

安全性解析コードに
望まれる性能

使用実績 → ITER, SEAFP, PPCS等

Verification & Validation → 動作検証、実験との比較

解析項目	コード名
中性子輸送、放射化	MCNP, THIDA-3
熱水力	MELCOR, TRAC
プラズマ-炉内機器練成	SAFALY/AINA
トリチウム移行	TMAP
放射性物質移行、線量	ACUTRI, UFOTRI
熱、構造	ANSYS, PHOENICS

Stage 2に向け、テストラン等をすでに実施中

現在のDDA安全性研究の進展状況

● Stage 1: 準備期間 (2012/04～2013/03)

- 安全要求の定義
 - ソースタームの定義
 - 参照事象の同定
 - 計算コードの準備
- (EUの協力を得て実施中)

● 参照事象の同定 :

- ITER事故シーケンス分析等の文献調査 (EUの協力で実施)

● 計算コードの準備 :

- 崩壊熱、熱輸送 : ANSYS + MCNP + THIDA-3 (実施中)
- 熱水力コード : MELCOR-fus (米国 Idaho NLの協力で入手予定)
- プラズマ過渡事象解析コード : SAFALY (ITER用は発掘済、試験中)

Stage 2: 解析評価期間

2-1: 計算コード／インターフェースの開発整備

熱水力解析へのDEMO特有の化学反応過程の追加

- 例：ベリライドー蒸気反応による水素発生
- ✓ ブランケット内LOCAで重要

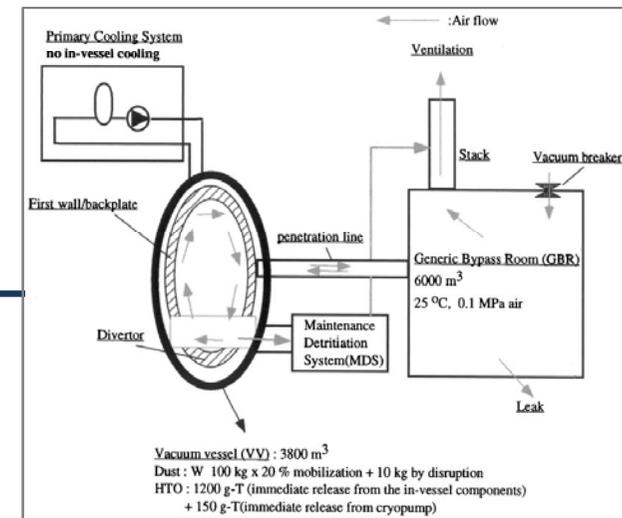
コード間をつなぐインターフェースソフトウェアの開発

1-3: 参照事故事象の同定

2-2: 事故シーケンスの分析

解析すべき(と思われる)事項

- In-vessel LOCAでの真空容器内圧上昇
- LOCAでの真空容器内機器の温度上昇
- LOVAでの放射性物質の移行
- トリチウム、放射性ダスト放出の防護・緩和系の効果



MELCORコードを用いたITER-LOVAモデル例
Honda et al., FED (2000).

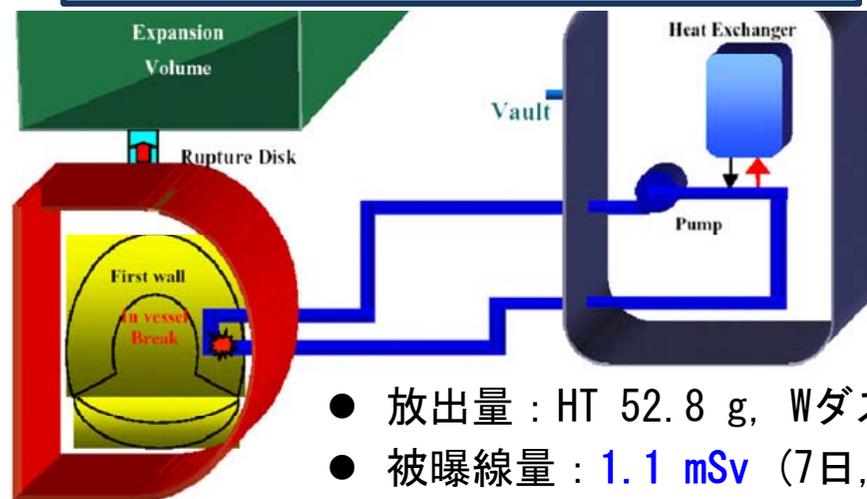
Stage 2: 解析評価期間

2-3: 設計基準外事象の定義と解析

- 長時間(72時間以上?)の全電源喪失
- 全冷却材損失
- 多重事故(基準内の個々事象が同時に発生)、等

● PPCS-Bの例:

LOFA + プラズマシャットダウン失敗
→ in-vessel LOCA



- 放出量: HT 52.8 g, Wダスト 102 g
- 被曝線量: 1.1 mSv (7日, 1 km)

Gulden et al., NF (2007)

No Cliff-edge

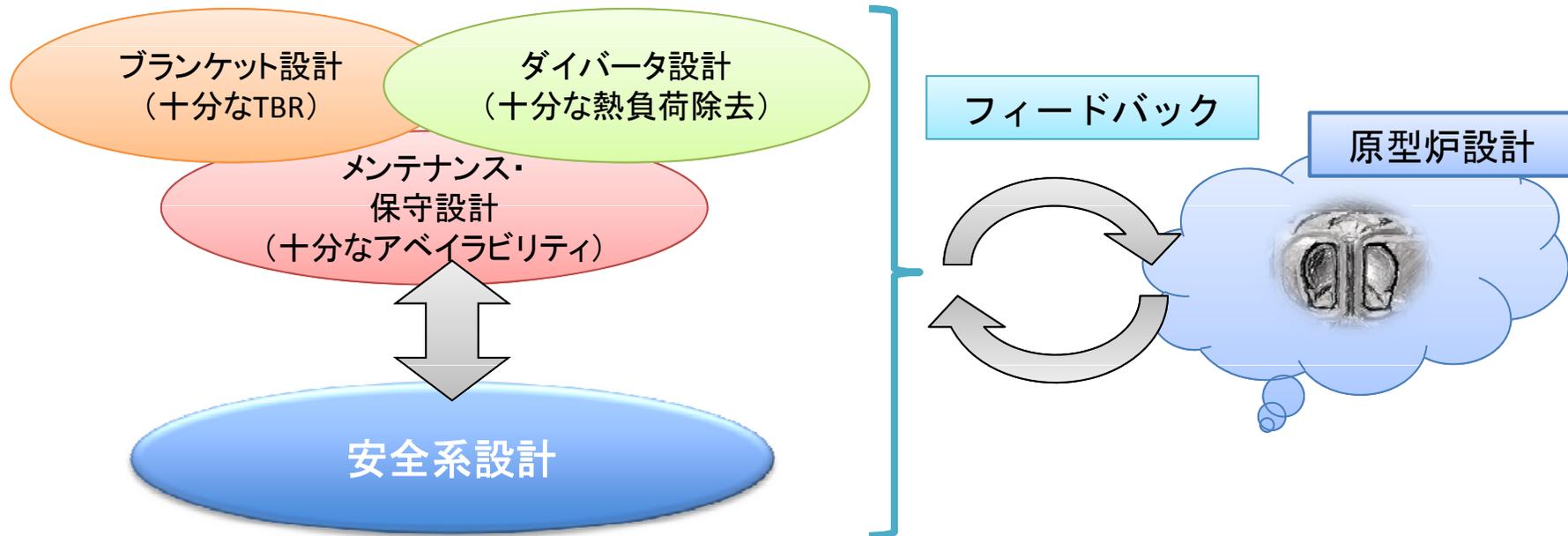
設計外事象の分析では、それらの進展がcliff-edge(ある点を超えると突然事態が悪化する点)を持たないことを確認する(あるいはそのように設計する)ことが重要。

(欧州専門家の指摘)

Stage 2: 解析評価期間

2-4: 原型炉安全系の設計への反映

- 異常事象への対策を含め、原型炉設計へのフィードバック
- 設計オプションの絞り込み



DDA安全研究のアウトカム

安全設計ガイドラインの構築

ガイドラインは以下のような事項を含むべきである：

- 放射性物質閉じ込めバリアの**具体化**
- 燃焼プラズマの**出力制御の安全性からの変動制約の明示**
- 閉じ込めバリアの健全性確保**手法とその設計基準**
- 崩壊熱除去システムの**具体案とその設計基準**
- LOCA、電源喪失などへの対策
- 異常事象の防止策、**緩和策の具体案とその設計基準**

**発見された設計外事象については、可能な限りその緩和策を講じる。
(それが望ましいがすべてについては無理と考えるべき)。**

原型炉国内研究体制構築の必要性

BAでは、日欧が合意できた研究以外はできない。

(DDA安全研究のように、日本ホームチームが日本の予算分を使って実施する場合でも、日欧合意が必須)。

異常事象とその対策などについては、欧州と合意が難しい部分もあるので、日本国内研究としての独自の安全研究も実施が必要と感じられる。

本研究の準備を通して、安全性の基礎を支える研究者(トリウムなどの環境挙動分野など)が、いまや日本にいないなど、かなり深刻な問題点があることが判明した。長期的展望に立ち、人材を育成できる環境が必要。

安全性＋原型炉設計研究の国内体制の増強は、今後の核融合研究の展開には必須ではないか。