

平成 18 年度 安全研究 評価用資料

- 別添 -

平成 18 年 5 月 30 日

独立行政法人 日本原子力研究開発機構

安全研究センター

図表リスト

図 1-1 「原子力の重点安全研究計画(平成 16 年 7 月 29 日原子力安全委員会決定)」に示された原子力機構に期待する安全研究と役割	3
図 2-1 原子力機構における重点安全研究の進め方	3
表 2-1 原子力研究開発機構における重点安全研究課題一覧	4
表 2-2 安全研究センターの平成 17 年度予算と人員	5
表 2-3 安全研究施設の平成 17 年度予算と人員	5
表 3-1 2005 年に IAEA に報告された INES 情報	6
図 3-1 MOX 加工施設の PSA 実施手順	7
図 3-2 リスクマトリックス結果(左図)とリスクプロファイル結果(右図)	7
図 3-3 揮発性物質の放出割合に対する条件付平均死亡確率	8
図 3-4 代謝特性等を考慮した場合の条件付平均死亡確率	8
図 3-5 IAEA の緊急事態準備と対応の基本的考え方	9
図 3-6 様々な事故シナリオにおけるヨウ素放出量と放出開始時刻の関係	9
図 4-1 反応度事故(RIA)時燃料破損しきい値に関する高燃焼度域のデータ	10
図 4-2 NSRR 実験で破損した燃料棒 (ZIRLO 被覆 PWR-UO ₂ 燃料, 燃焼度:79 GWd/t)10	
図 4-3 高燃焼度燃料被覆管の急冷時破断限界に関するデータ	11
図 4-4 RANNS コードを用いた高燃焼度 PWR 燃料の反応度事故模擬実験解析の例 ...	11
表 5-1 軽水炉利用の高度化に関する安全評価技術; 研究実施の手順・手法	12
図 5-1 ROSA 計画大型非定常試験装置(LSTF)	13
図 5-2 OECD/NEA ROSA プロジェクトで対象とする事故時熱水力挙動の例	13
図 5-3 反応度事故(RIA)時の過渡ボイド実験の手順	14
図 5-4 沸騰遷移後の炉心熱伝達(Post-BT) 高圧試験装置の試験部	15
図 5-5 照射下沸騰熱伝達試験の成果	15
図 5-6 ガス状ヨウ素基礎試験	16
表 6-1 材料劣化・高経年化対策技術に関する研究の進め方	17
図 6-1 原子炉圧力容器鋼の JMTR 照射材破面分析と破壊靱性評価	17
図 6-2 PFM 解析コード PASCAL ver.2 の開発と応用例	18
図 6-3 地震時における経年配管の構造健全性評価手法	18
図 7-1 定常臨界実験装置(STACY)	19
図 7-2 STACY 臨界実験結果と解析結果の比較	20
図 7-3 FP 核種生成量評価結果。	20
図 7-4 粉末混合機の臨界事象の解析例	21
図 7-5 煤煙化率評価結果(30%TBP/ドデカン)	21
図 7-6 グローブボックス構成部材(ポリカーボネート)の熱分解挙動	22
図 8-1 処分の安全評価手法整備のための広域地下水流動解析手法の検討	23
図 8-2 ベントナイト緩衝材の長期性能評価手法の検討	24

図 8-3 廃止措置のための放射線業務従事者被ばく評価手法の検討	25
--	----

用語解説索引

FMEA (Failure Mode Effect Analysis) 手法	26
五因子法 (Five Factor Formula Analysis)	26
安全目標	26
GS-R-2	26
燃焼度範囲	26
燃料ペレット/被覆管機械的相互作用 (PCMI)	27
Zr-Nb 二元系被覆管	27
OECD/NEA プロジェクト	27
反応度事故 (RIA) 時の過渡ボイド	27
沸騰遷移後 (Post-BT) の炉心熱伝達	27
放射線誘起表面活性 (RISA)	27
ソースターム	28
確率論的破壊力学 (PFM)	28
照射脆化	28
地震ハザード	28
破壊靱性マスターカーブ法	28
応力腐食割れ	28
反応度価値	28
SWAT2 コード	28
ステアリン酸亜鉛	28
吸発熱速度	29
質量中央径	29
(地層処分の) 精密調査地区選定	29
TRU 廃棄物	29
ウラン廃棄物	29
余裕深度処分	29
クリアランス制度	29
新しい廃止措置制度	29

重点安全研究の分野

・規制システム分野

- ・リスク情報の活用
- ・事故・故障要因等の解析評価技術

・軽水炉分野

- ・安全評価技術
- ・材料劣化等の高経年化対策技術

・核燃料サイクル技術分野

- ・安全評価(臨界安全、閉込め等)技術

・放射性廃棄物・廃止措置分野

- ・高レベル放射性廃棄物の処分
- ・高 廃棄物、TRU廃棄物、ウラン廃棄物等の処理・処分
- ・廃止措置技術

・新型炉分野

- ・高速増殖炉の安全評価技術

・放射線安全分野

- ・放射線リスク・影響評価技術

・原子力防災分野

- ・原子力防災技術

規制支援、その他

- ・規制支援
- ・研究能力の涵養
- ・産官学の連携
- ・人材育成
- ・国際協力

図 1-1 「原子力の重点安全研究計画(平成 16 年 7 月 29 日原子力安全委員会決定)」に示された原子力機構に期待する安全研究と役割

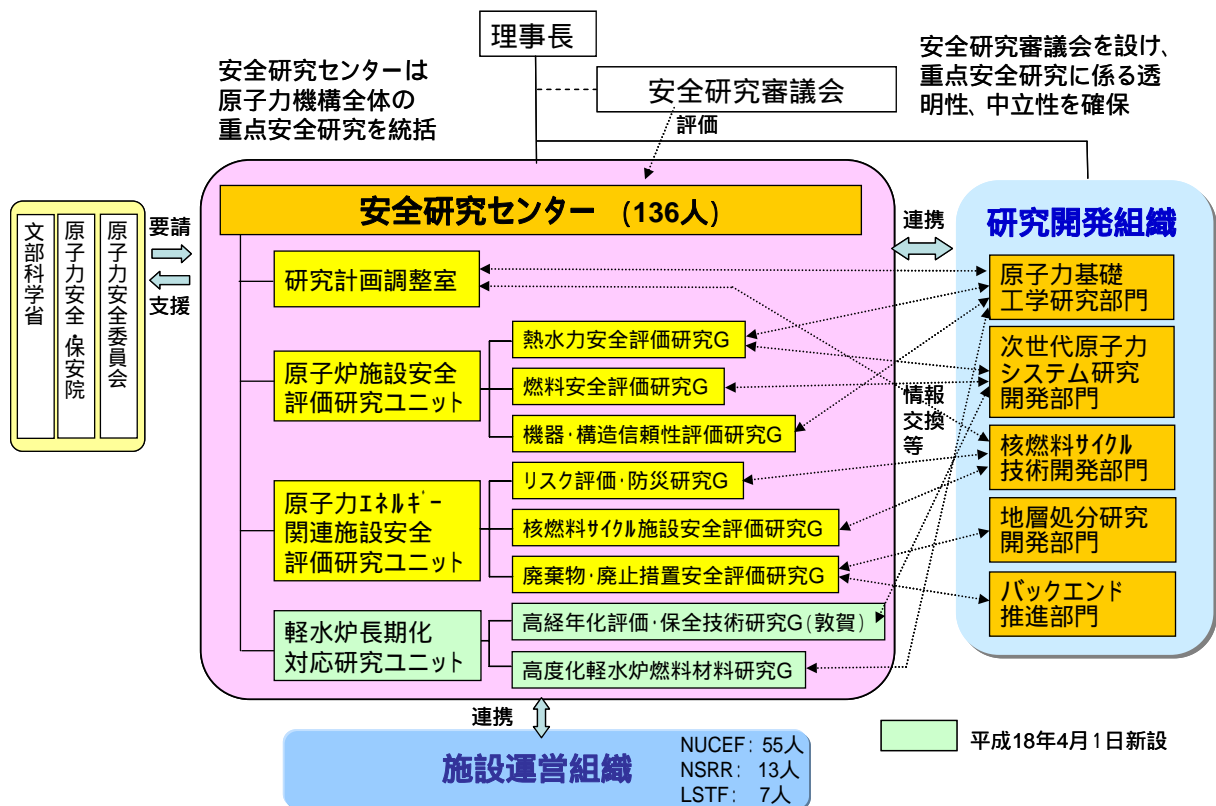


図 2-1 原子力機構における重点安全研究の進め方

表 2-1 原子力研究開発機構における重点安全研究課題一覧

番号*	分野	分類番号	研究課題
	．規制システム分野		
		- 1	確率論的安全評価 (PSA)手法の高度化・開発整備
		- 2	事故・故障分析、情報収集
	．軽水炉分野		
		- 1 - 1	軽水炉燃料の高燃焼度化に対応した安全評価
		- 1 - 2	出力増強等の軽水炉利用の高度化に関する安全評価技術
		- 2	材料劣化・高経年化対策技術に関する研究
	．核燃料サイクル施設分野		
		- 1 - 1	核燃料サイクル施設の臨界安全性に関する研究
		- 1 - 2	核燃料サイクル施設の事故時放射性物質の放出・移行特性
8		- 1 - 3	核燃料サイクル施設の安全性評価に関する研究 - 基盤・開発研究の成果の活用 -
	．放射性廃棄物・廃止措置分野		
		- 1 - 1	高レベル放射性廃棄物の地層処分に関する研究 (1)
10		- 1 - 2	高レベル放射性廃棄物の地層処分に関する研究 (2) - 開発研究の成果の活用 -
		- 2	低レベル放射性廃棄物の処分に関する研究
		- 3 - 1	廃止措置に係る被ばく評価に関する研究 (1)
13		- 3 - 2	廃止措置に係る被ばく評価に関する研究 (2) - 開発研究の成果の活用 -
	．新型炉分野		
14		- 1	高速増殖炉の安全評価技術に関する研究 - 開発研究の成果の活用 -
	．放射線影響分野		
15		- 1	放射線リスク・影響評価技術に関する研究
	．原子力防災分野		
		- 1	原子力防災等に対する技術的支援

*注) 印：今回評価対象の重点安全研究課題

表 2-2 安全研究センターの平成 17 年度予算と人員

課題	予算 (単位:百万円)			人員		
	交付金	外部資金	合計	職員	その他	合計
1. リスク評価、原子力防災に関する研究	32	69	101	10	6	16
2. 軽水炉燃料の高燃焼度化に対応した安全評価	110	1,041	1,151	12	11	23
3. 軽水炉利用の高度化に関する安全評価技術	39	218	257	11	2	13
4. 材料劣化・高経年化対策技術に関する研究	37	248	285	8	4	12
5. 核燃料サイクル施設の臨界安全性及び事故時放射性物質の放出・移行	74	498	572	8	10	18
6. 放射性廃棄物処分・廃止措置の安全評価に関する研究	16	887	909	13	25	38
7. 関係行政機関への協力	14	7	21	17	0	17
合計	322	2,968	3,290	79	58	137

注: 1) 外部資金には、競争的資金、公募特会計、受託を含む

2) 人員の「その他」は、常勤者で、業務協力員、外来研究員、特別会計要員の合計

表 2-3 安全研究施設の平成 17 年度予算と人員

研究施設	予算 (単位:百万円)			人員		
	交付金	外部資金	合計	職員	その他	合計
原子炉安全研究炉: NSRR	133	0	133	12	1	13
大型非定常試験装置: LSTF 及び核熱結合試験装置: THYNC	111	0	111	6	1	7
燃料サイクル安全工学研究施設: NUCEF	812	0	812	36	21	57
燃料試験施設: RFEF 及び廃棄物安全試験施設: WASTE F	322	0	322	29	3	32
材料試験炉: JMTR	602	0	602	85	9	94
合計	1,980	0	1,980	168	35	203

注: 1) 外部資金には、競争的資金、公募特会、受託を含む

2) 人員の「その他」は、常勤者で、業務協力員、外来研究員、特別会計要員の合計

表 3-1 2005 年に IAEA に報告された INES 情報

事象タイトル	事象発生日	国	施設タイプ	INES レベル
放射性物質輸送時における規則不適合	2004 年 6 月 22 日	スイス	研究施設	2(最終評価)
ポンプ建家への海水侵入による Kalpakkam-2 号機の安全停止	2004 年 12 月 26 日	インド	PHWR	0(最終評価)
MOX 燃料製造工場 MELOX における作業員の負傷と汚染	2004 年 7 月 26 日	フランス	燃料製造工場	2(最終評価)
放射線撮影技師の過大被ばくの可能性	2005 年 3 月 11 日	米国	放射線源	2(暫定評価)
Orsay (91)の Frederic Joliot 病院における作業員の過大被ばく	2005 年 3 月 10 日	フランス	病院	2(暫定評価)
放射線撮影技師の過大被ばくの可能性	2005 年 3 月 14 日	米国	放射線源	2(暫定評価)
放射線撮影技師の過大被ばく	2004 年 12 月 20 日	米国	放射線源	2(最終評価)
放射線撮影技師の過大被ばく	2005 年 1 月 17 日	米国	放射線源	2(最終評価)
放射線撮影技師の過大被ばくの可能性	2005 年 5 月 2 日	米国	放射線源	2(暫定評価)
内部被ばく	2004 年 12 月 1 日	米国	放射線源	2(暫定評価)
THORP 再処理工場における配管破損	2005 年 4 月 20 日	英国	再処理施設	3(最終評価)
浸水事象に対するプラント設計で配管破損による影響を緩和できない可能性	2005 年 3 月 15 日	米国	PWR	2(暫定評価)
必須サービス水系(ESW)検査ハッチ用配管の周方向破断	2004 年 8 月 25 日	スペイン	PWR	2(最終評価)
放射線撮影装置の紛失	2005 年 5 月 29 日	米国	放射線源	2(最終評価)
スクラップ場における 3 個の非遮へい Cs-137 線源の発見	2005 年 4 月 1 日	オランダ	放射線源	2(最終評価)
トーラスの小亀裂による格納容器の機能喪失の可能性	2005 年 6 月 30 日	米国	BWR	2(暫定評価)
不適切な保護リレーと関連する設定点	2005 年 7 月 4 日	ベルギー	PWR	2(最終評価)
保守時における作業員の過大被ばく*1	2005 年 9 月 1 日	アルゼンチン	PHWR	2(暫定評価)
イリジウム 192 放射線源を収納した線源ピグテール盗難	2005 年 8 月 14 日	インド	産業用放射線撮影装置	2(最終評価)
保守時における作業員の過大被ばく*1	2005 年 9 月 1 日	アルゼンチン	PHWR	2(暫定評価)
放射線撮影技師の過大被ばく	2005 年 10 月 17 日	米国	放射線源	2(暫定評価)
放射線撮影技師の過大被ばく	2005 年 11 月 18 日	米国	放射線源	2(暫定評価)
イリジウム 192 密封線源の盗難	2005 年 11 月 25 日	イタリア	放射線源	2(最終評価)
900 MW 原子炉の安全ポンプにおける異常	2005 年 12 月 9 日	フランス	PWR	2(最終評価)
Torness 発電所に対する緊急時計画支援の発動	2005 年 12 月 22 日	英国	AGR	1(暫定評価)

*1:同一事例に関する INES 情報

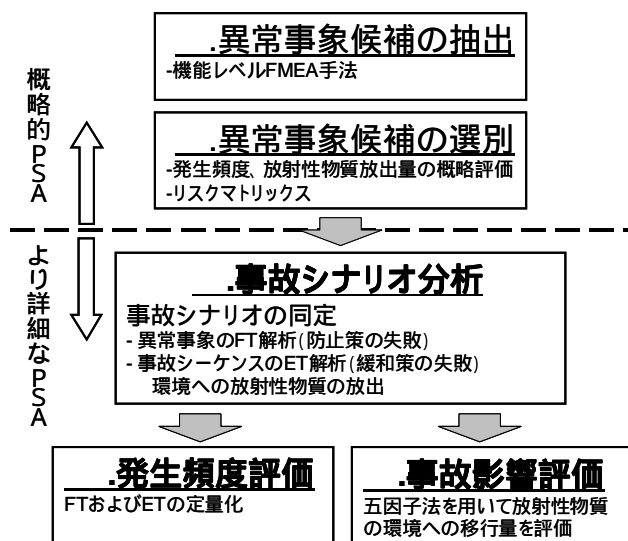


図 3-1 MOX 加工施設の PSA 実施手順

PSA 実施手順は、概略的 PSA と詳細な PSA の 2 段階に分けて実施する。第 1 段階では、詳細な設備情報を必要としない機能レベル FMEA 手法により潜在的な異常事象候補を抽出し、概略的リスク評価からリスク上重要と考えられる異常事象を選別する。第 2 段階では選別した異常事象を対象にシナリオ分析、発生頻度評価、事故影響評価を実施する。2 段階構成とすることで抜け落ちなく、効率的に施設全体のリスクを把握できるようになっている。

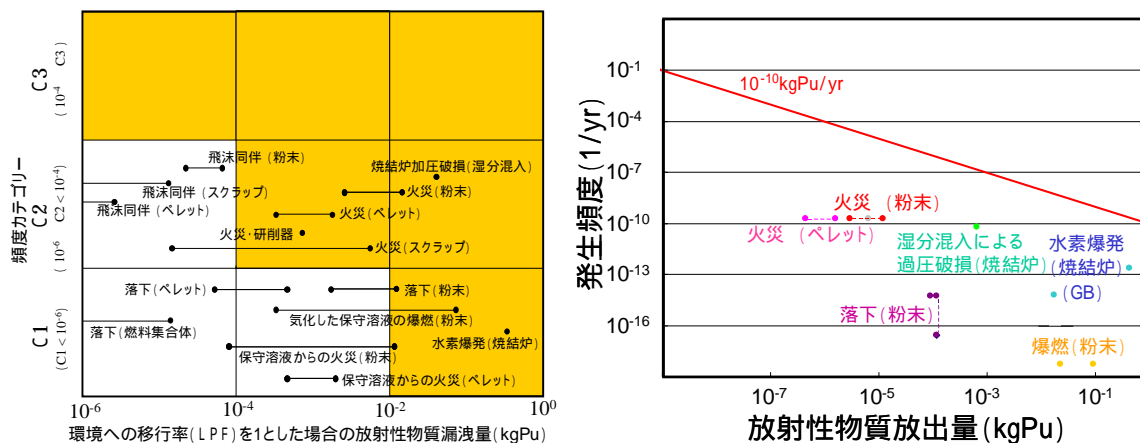


図 3-2 リスクマトリクス結果(左図)とリスクプロファイル結果(右図)

概略的 PSA では、施設全体から抽出した潜在的な異常事象候補の発生頻度と放射性物質の放出量を評価し、リスクマトリクスを作成する。詳細な PSA では、選別した異常事象(左図色付け部分)を対象として異常事象の発生原因をフォルトツリーで、事象進展をイベントツリーで展開し、事象の発生頻度と環境への放射性物質の放出量を評価する。

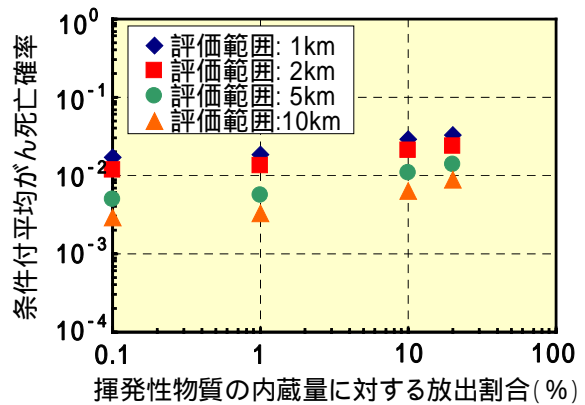
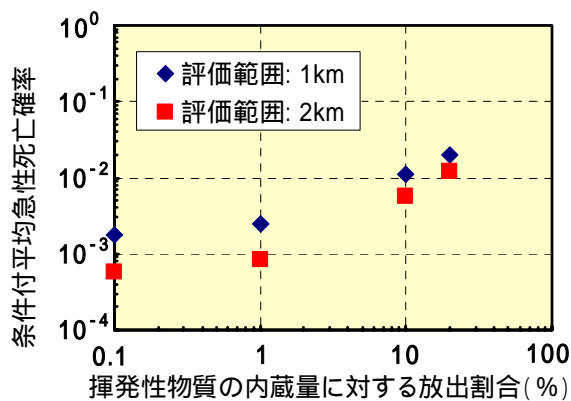


図 3-3 揮発性物質の放出割合に対する条件付平均死亡確率

放射性ヨウ素、セシウム等の揮発性物質の放出割合が20%の大規模放出を仮定した場合、条件付急性死亡確率は敷地境界から1kmの範囲で約 2×10^{-2} 、条件付がん死亡確率は敷地境界から2kmの範囲で約 3×10^{-2} 、5kmの範囲で約 1×10^{-2} となった。この結果に、さらに余裕を見込み条件付死亡確率の上限を 10^{-1} とし、安全目標 10^{-6} に対応した格納容器機能喪失頻度の目標値案として年当たり 10^{-5} を提示した。

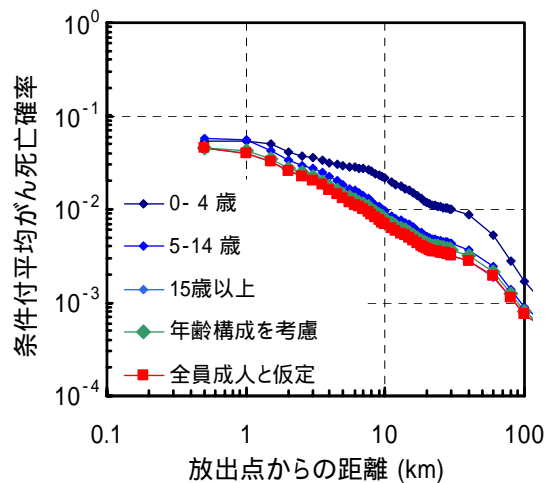
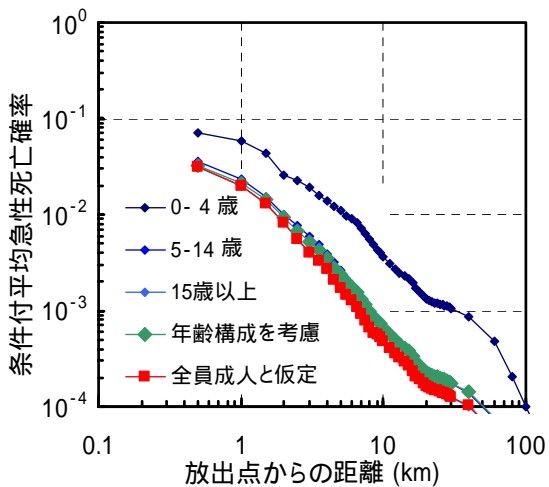
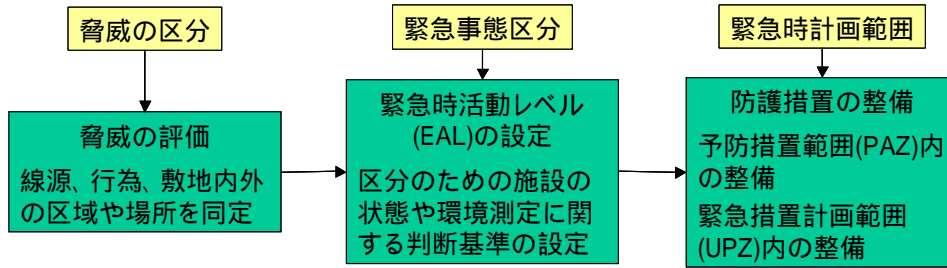


図 3-4 代謝特性等を考慮した場合の条件付平均死亡確率

安全目標が対象とする個人の定義の検討として、年齢による代謝特性等の違いが線量評価に及ぼす影響及び施設周辺公衆の年齢構成を考慮した結果、安全目標への適合性評価あるいは性能目標の導出に当たっては、成人を対象として線量評価を実施しても大きな相違が出ないことを確認した。

●計画段階



●対応段階

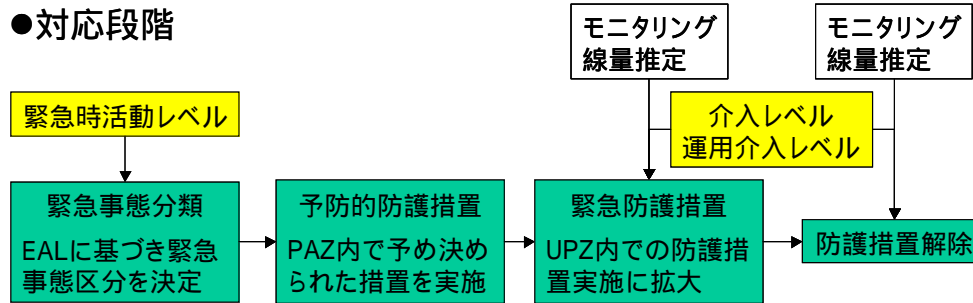


図 3-5 IAEA の緊急事態準備と対応の基本的考え方

IAEA の安全要件では、脅威の評価に応じた整備の他、計画段階での予防措置範囲 (PAZ)及び緊急防護措置計画策定範囲(UPZ)の導入を求め、対応段階では、プラント状態の緊急時活動レベル(EAL)に基づく緊急事態区分に従った予防的防護措置の実施とその後のモニタリング結果等と運用介入レベル(OIL)に基づく防護措置の拡大という基本的考え方が示された。

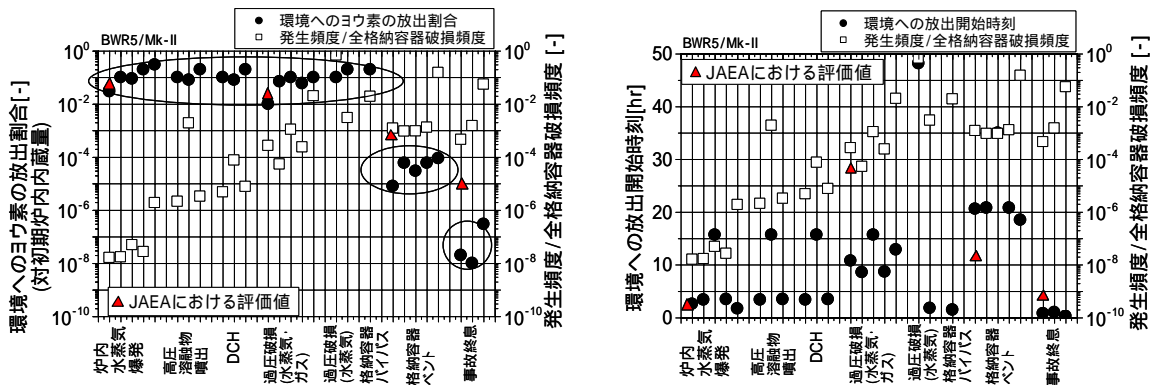


図 3-6 様々な事故シナリオにおけるヨウ素放出量と放出開始時刻の関係

レベル 3PSA 手法を用いた安定ヨウ素剤予防服用の実効性評価のための予備的調査として、これまで実施されたレベル 2PSA 結果 (JAEA 及び旧 NUPEC*)をまとめ、考慮すべき事故シナリオにおけるヨウ素放出量と放出開始までの時間 (予防服用のための準備時間) 及びその発生頻度を整理し、特徴を明らかにした。

*INS/M03-22, 平成 15 年度レベル 2PSA 評価等に関する報告書=BWR プラント=, 平成 15 年 9 月, (財)原子力発電技術機構 原子力安全解析所 .

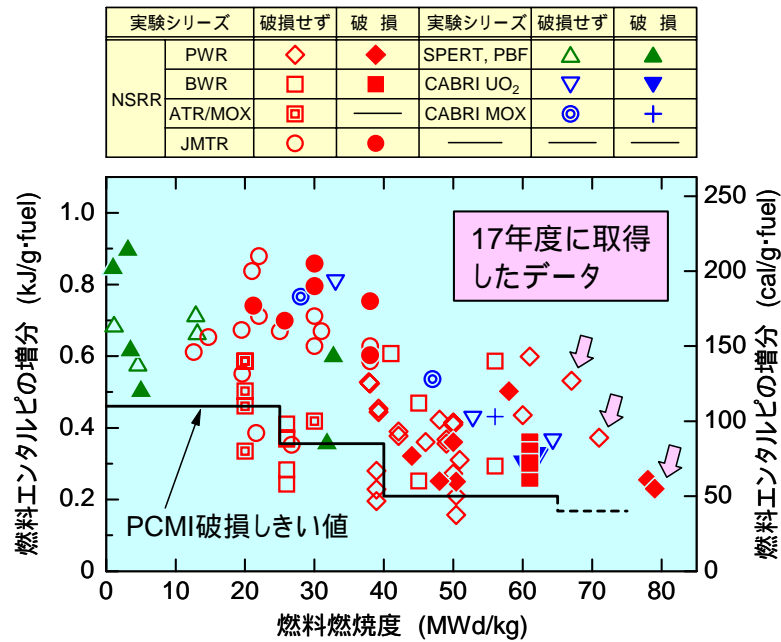


図 4-1 反応度事故 (RIA) 時燃料破損しきい値に関する高燃焼度域のデータ

高燃焼度 UO₂ 燃料を対象とした NSRR 実験を 4 回実施し、RIA 時の燃料破損しきい値に関する高燃焼度域のデータを拡充した。燃焼度 79GWd/t の改良被覆 PWR 燃料を用いた実験では、燃料エンタルピーが約 55cal/g に達した時点で燃料が PCMI(ペレット/被覆管機械的相互作用)により破損した。この結果により、現行の安全評価基準において燃焼度 65 ~ 75GWd/t に対して定められている PCMI 破損しきい値の安全余裕を確認した。



図 4-2 NSRR 実験で破損した燃料棒 (ZIRLO 被覆 PWR-UO₂ 燃料, 燃焼度: 79 GWd/t)

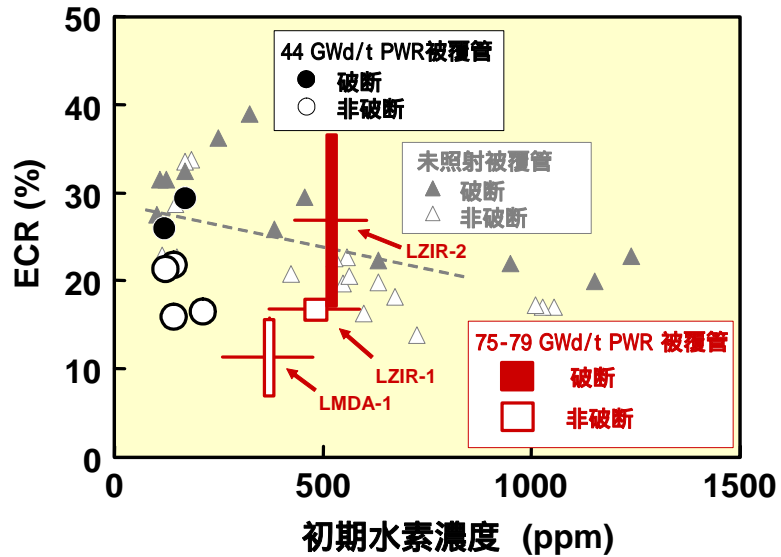


図 4-3 高燃焼度燃料被覆管の急冷時破断限界に関するデータ

高耐食性改良合金を用いた高燃焼度燃料被覆管を対象とした冷却材喪失事故模擬実験を実施し、急冷時破断限界に関するデータの範囲を燃焼度 44 MWd/kg から 78 MWd/kg (水素濃度約 500ppm) に拡大した。酸化量は今後の分析により確定されるが、水素吸収の影響を除き、高燃焼度化による急冷時破断限界の顕著な低下は認められない。

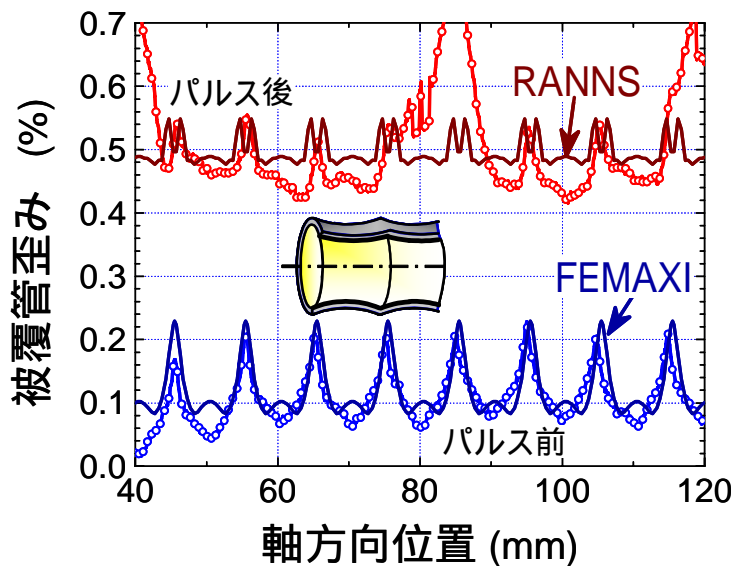


図 4-4 RANNS コードを用いた高燃焼度 PWR 燃料の反応度事故模擬実験解析の例
試験後の周方向歪み量の軸方向分布についての解析値が実験値と良く一致しており (図の上側)、開発した燃料ペレット/被覆管機械的相互作用に関する 2 次元モデルにより、被覆管塑性変形量を高い精度で予測できることが分かる。

表 5-1 軽水炉利用の高度化に関する安全評価技術； 研究実施の手順・手法

	2005 (H17)	2006 (H18)	2007 (H19)	2008 (H20)	2009 (H21)
熱水力安全研究	熱水力最適評価手法の開発				
	<ul style="list-style-type: none"> • OECD/NEA ROSAプロジェクト LSTF試験¹ • 核熱結合 (THYNC) 試験 • 配管減肉試験² 				
	燃料健全性評価に関わる熱水力評価手法の開発				
	<ul style="list-style-type: none"> • RIA時の過渡ボイド挙動試験² • Post-BT試験² • 照射下沸騰熱伝達試験³ 				
	<ul style="list-style-type: none"> ✓ 新型燃料の利用、出力増強、高経年化など炉利用の高度化に対応する指針類や判断基準の整備に必要な高精度な熱水力評価手法及び知見を提供 ✓ 民間基準を規制へ導入する際の判断情報や評価手法を提供 				
シビアアクシデント研究	ソースターム評価手法の開発				
	<ul style="list-style-type: none"> • 格納容器内ヨウ素挙動に関する照射下小型試験 				
<ul style="list-style-type: none"> ✓ 緊急時の意思決定や新たなAM策の策定に必要な高精度なソースターム情報の提供 					

熱水力安全およびシビアアクシデントの2分野の研究を行う。熱水力安全研究では、熱水力最適評価手法の開発、ならびに燃料健全性評価に関わる熱水力評価手法の開発の大まかに2テーマに分類して実施し、炉利用の高度化に対応する指針類や判断基準の整備に必要な高精度な熱水力評価手法及び知見ならびに、民間基準の規制への導入に際する判断情報や評価手法を提供する。シビアアクシデント研究では、ソースターム評価手法を開発し、緊急時の意思決定や新たなアクシデントマネージメント策の策定に必要な高精度なソースターム情報を提供する。

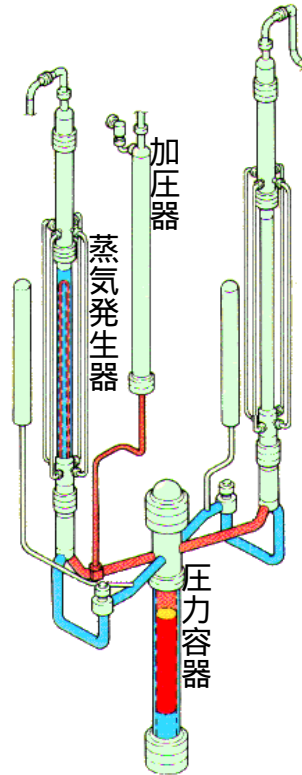


図 5-1 ROSA 計画大型非定常試験装置(LSTF)

日本原子力発電(株)の敦賀2号炉(110万kW 4ループPWR)を高さ1/1、体積1/48で模擬し、実機の定格運転条件から冷却喪失事故(LOCA)の熱水力挙動模擬実験を行う世界最大の熱水力実験装置。

対象とする事故時熱水力挙動の例 (温度成層と蒸気の凝縮振動)

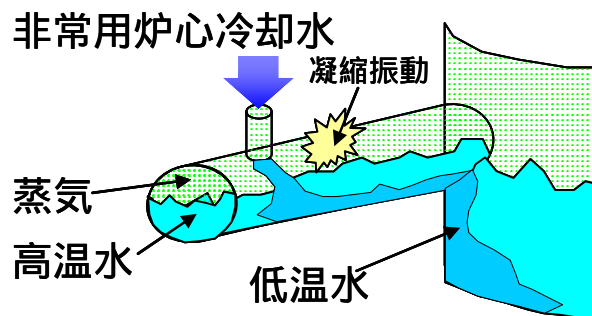


図 5-2 OECD/NEA ROSA プロジェクトで対象とする事故時熱水力挙動の例

非常用炉心冷却系(ECCS)の低温水が高温の一次冷却水と十分に混合せずに高照射を受ける原子炉容器の側面壁に到達する可能性が有る。さらに、一次系の減圧などによって冷却水量が低下して低温の ECC 水が蒸気相に露出すると、ウォーターハンマなどの非定常な凝縮振動を生じる可能性が有る。OECD/NEA ROSA プロジェクトでは、LOCA 時に現れるこの様な多次元的あるいは非定常な複雑流動を LSTF 実験で詳細に計測し、高精度な熱水力評価手法の開発に必要なデータを取得する。

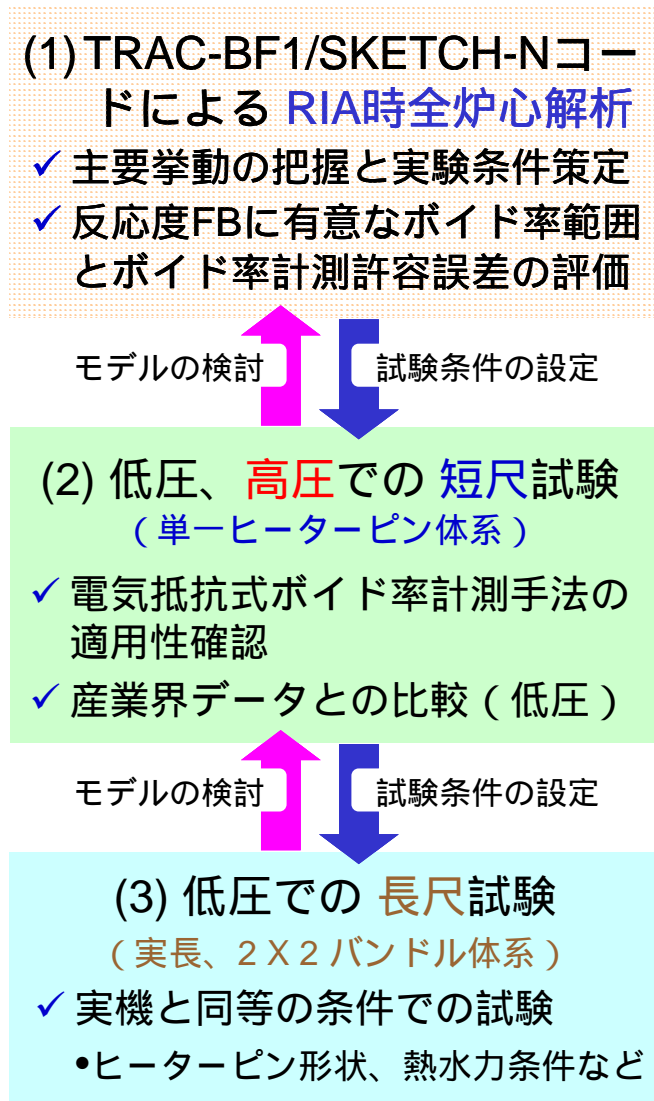


図 5-3 反応度事故 (RIA) 時の過渡ボイド実験の手順

RIA 時の BWR 炉心に生じる発熱分布の概略を、原子力機構が開発した核熱結合コード TRAC-BF1/SKETCH-N を用いた全炉心解析により求める。さらに、ボイド反応度フィードバックを通じて有意な燃料エンタルピー上昇を生じる最低ボイド率の範囲を含め、過渡ボイド試験の実験条件を定める。これらの結果を基に、低圧条件で1本の短尺試験体を用いる RIA 模擬実験を行い、電気抵抗式ボイド率計の電極形状など、過渡ボイド挙動の最適な計測条件を定める。次に、実炉条件に近い4本バンドル体系の実長試験体を用いて、低圧条件で RIA 時過渡ボイド挙動実験を行い、データベースを構築する。さらに、各々の段階で実験後解析を行い、解析モデルの検討を行う。

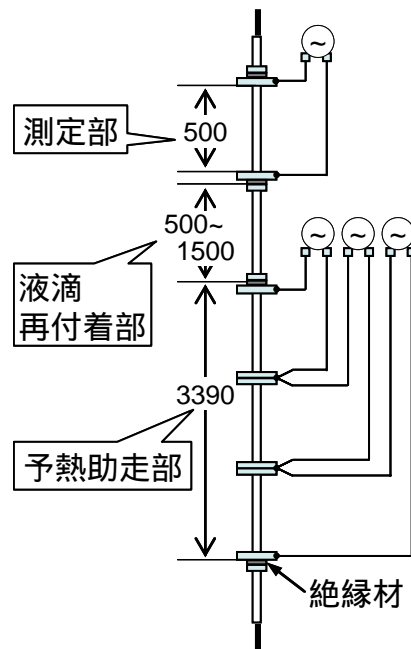


図 5-4 沸騰遷移後の炉心熱伝達 (Post-BT) 高圧試験装置の試験部

事故時や異常な過渡時での沸騰遷移後の炉心熱伝達 (Post-BT) を模擬した実験を行うため、新たに本装置を整備する。試験部は3つの独立通電加熱部から成る上流の予熱助走部で熱水を加熱沸騰させ、下流測定部との間に液滴を捕捉する非加熱の液滴再付着部を有する。18 年度中に完成させ、熱伝達率と液滴伝達率の同時測定を含む Post-BT 実験を開始する計画である。

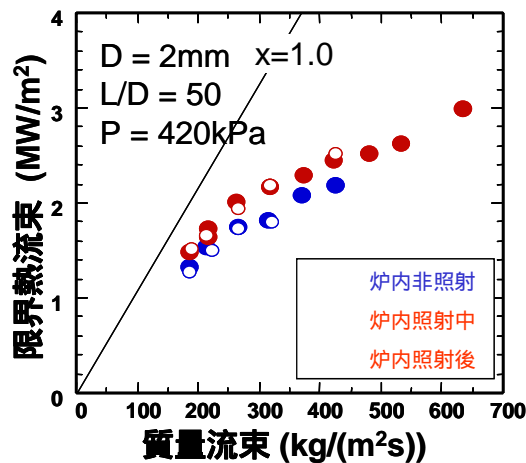


図 5-5 照射下沸騰熱伝達試験の成果

放射線誘起表面活性(RISA)効果による表面の濡れ性改善が沸騰熱伝達に与える影響を調べるため、JMTR で照射下沸騰熱伝達試験を行い、限界熱流束(CHF)が 10%以上改善されることを確認した。照射条件は BWR 炉心を模擬するが、内径 2 mm の小型試験体を用いた約 4 気圧の低圧力、低質量流束下での結果であり、より実機に近い流動場での結果が待たれるものの、RISA 効果が炉心の限界出力に関わる沸騰熱伝達に影響を及ぼす可能性が、初めて確認された。

ガス状ヨウ素基礎試験

大気圧条件、ヨウ素放出の基礎
データと種々の因子の影響

測定・分析装置

又は、

流通系
(気相スweep、ヨウ素捕集)

密閉系
(バッチ)

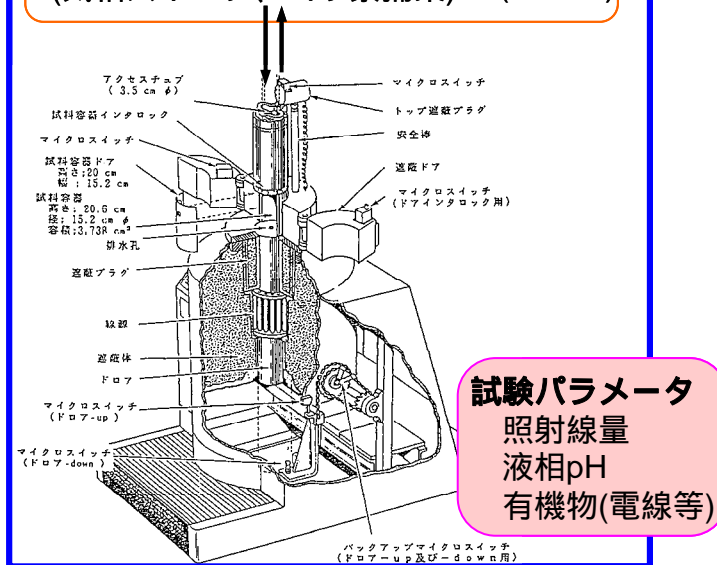


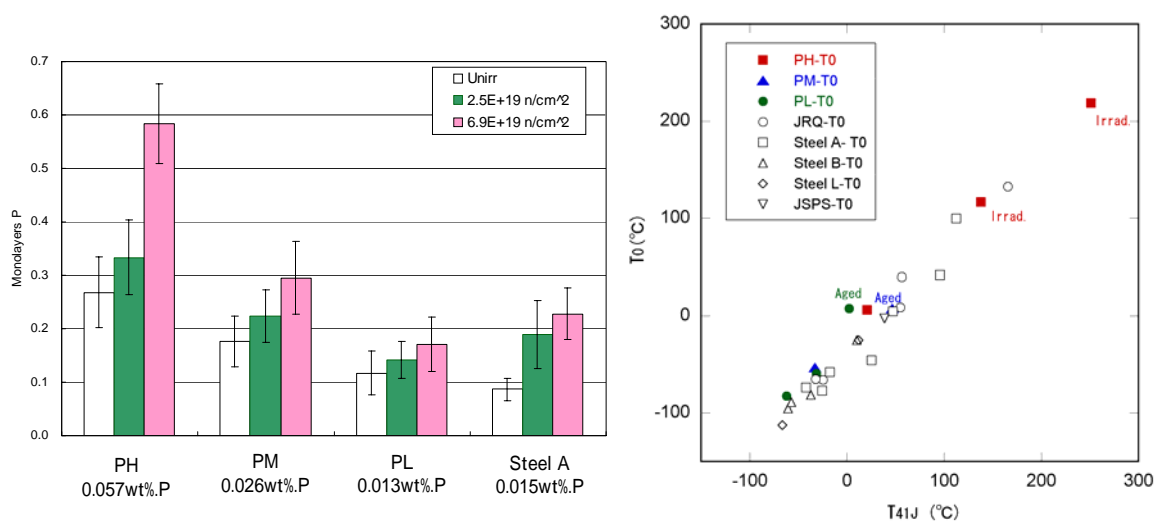
図 5-6 ガス状ヨウ素基礎試験

シビアアクシデント時に格納容器内に生じる放射線場を模擬した大気圧下での実験を行い、水中に溶存するヨウ素が放射線照射に誘起される水質(pH)の変化や、電線などの有機物の分解等の影響を通じて気相に再放出される種々の過程を調べる。実験では、小型照射実験装置の中央に設置した試験容器に試料溶液を入れ、照射部まで上下させる。17年度から18年度にかけて⁶⁰Co線源を更新し、18年度の第2四半期に照射下実験を開始する計画である。

表 6-1 材料劣化・高経年化対策技術に関する研究の進め方

	2005	2006	2007	2008	2009
材料経年劣化研究	放射線による材料劣化の機構解明と評価手法の高度化				
	<ul style="list-style-type: none"> 監視試験片による破壊靱性評価 原子炉压力容器鋼の中性子照射脆化 炉内構造材料の照射誘起応力腐食割れ 原子力用ステンレス鋼の応力腐食割れ } 原子力基礎工学研究部門で実施				
	高経年化対策に関する技術基準（ガイドライン、指針等）や民間規格の整備への貢献				
	原子炉構造機器の確率的破壊力学解析手法の整備				
構造健全性評価研究	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉压力容器の健全性評価 圧力バウンダリ配管等の地震時信頼性、検査の合理化 貫通部等の複雑部評価法 				
	高経年化技術評価の適切性評価への貢献				
	P S A手法の高度化、リスク情報を活用した検査計画の評価等への貢献				

材料経年劣化に関する試験研究は、安全研究センターを中心に、原子力基礎工学研究部門、原子力科学研究所ホット試験施設管理部及び大洗研究開発センター材料試験炉部等との連携により実施した。

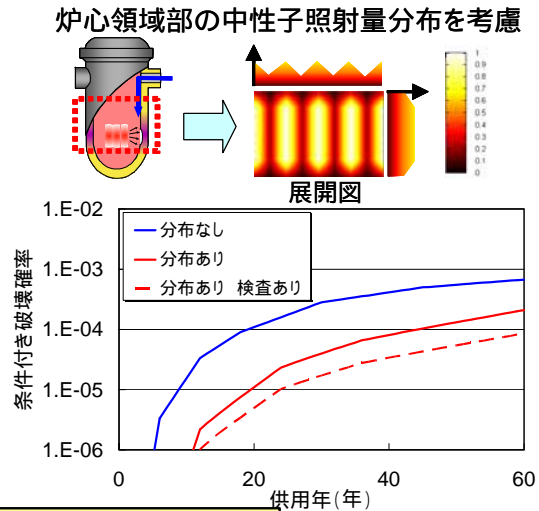
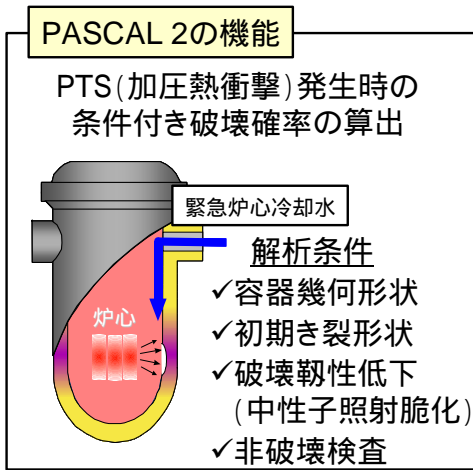


中性子照射による粒界P濃度の変化 破壊靱性参照温度とシャルピー遷移温度との関係

➤ 中性子照射に伴う粒界脆化材の破壊靱性評価手法を提案

図 6-1 原子炉压力容器鋼の JMTR 照射材破面分析と破壊靱性評価

鋼材中のリン含有量を変えた JMTR 照射材について、オージェ電子分光分析装置により粒界破面分析を行い、照射に伴う粒界リン濃度の増加を確認した。また、その照射材を用いて、粒界脆化材に対する破壊靱性マスターカーブ法の適用性を明らかにした。



- 各種解析機能の改良による精度向上
- 重要パラメータの感度解析
- ➡ 標準的PFM解析手法のとりまとめ

図 6-2 PFM 解析コード PASCAL ver.2 の開発と応用例

原子炉压力容器の PTS 時における破壊確率を評価する PFM 解析コード PASCAL ver.2 について、最新知見等を反映した改良・整備を進め、標準的解析手法を取りまとめた。

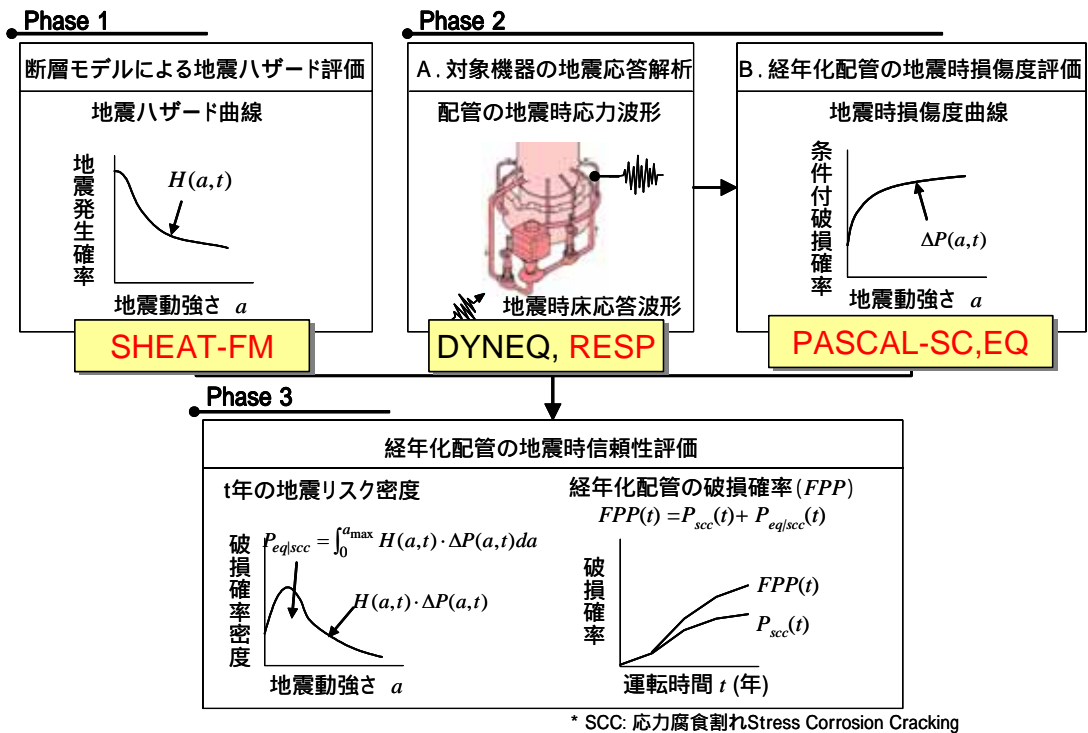
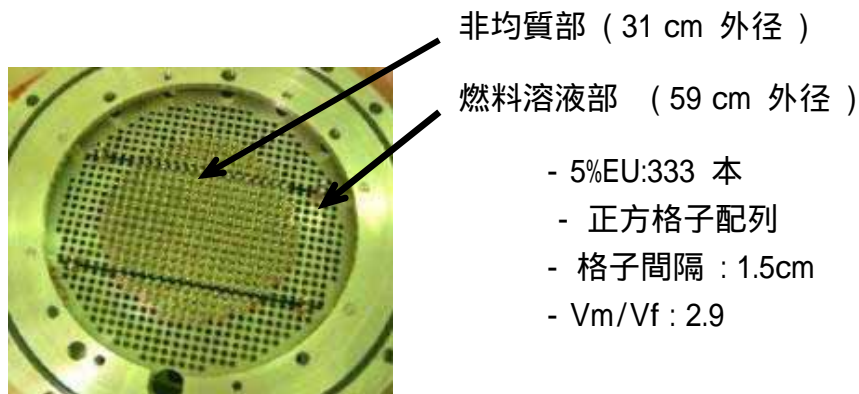
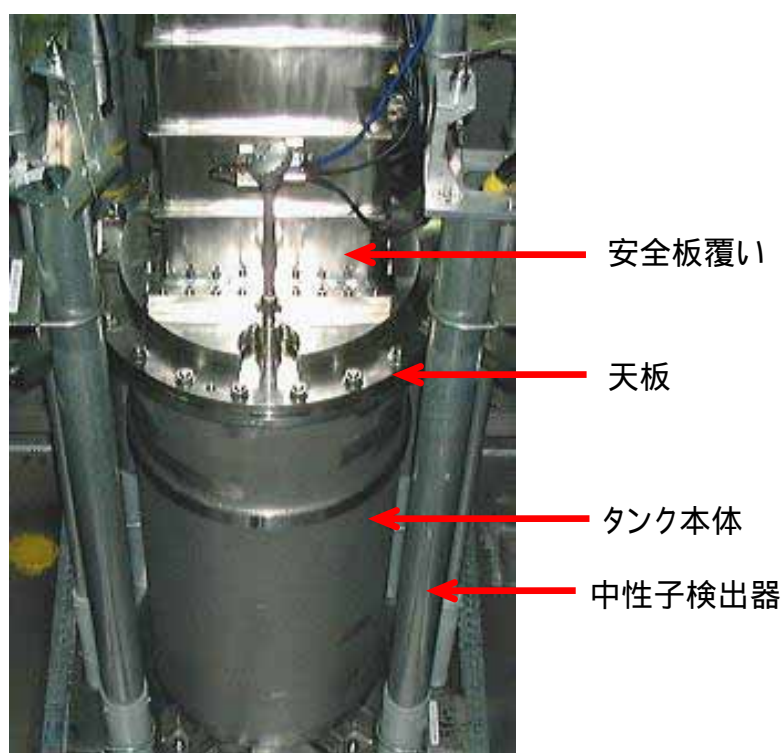


図 6-3 地震時における経年配管の構造健全性評価手法

断層モデルを用いた地震ハザード評価及び地震動評価について SHEAT-FM コードを整備するとともに、応答解析コード及び配管に対する PFM 解析コード PASCAL-SC 及び EQ を開発し、経年配管の地震時における破壊確率評価手法を確立した。



a) 実験装置内部



b) 臨界実験装置概観

図7-1 定常臨界実験装置 (STACY)

本装置はNUCEFの定常臨界実験装置 (STACY) で、非均質体系炉心での臨界実験に用いる。直径約60cmの円筒形状の炉心タンク内に、ウラン酸化物燃料棒333本をピッチ1.5cmの正方格子で予め配列しておく。配列の外周はほぼ「円」になるようになっており、炉心タンク内に硝酸ウラニル水溶液を給液することにより、燃料棒と溶液燃料が存在する「非均質部分」と、その周りの溶液燃料のみからなる「均質部分」が構成され、双方があいまって全体で臨界となる。この硝酸ウラニル水溶液に、FP元素を添加し、臨界量の測定を行った。

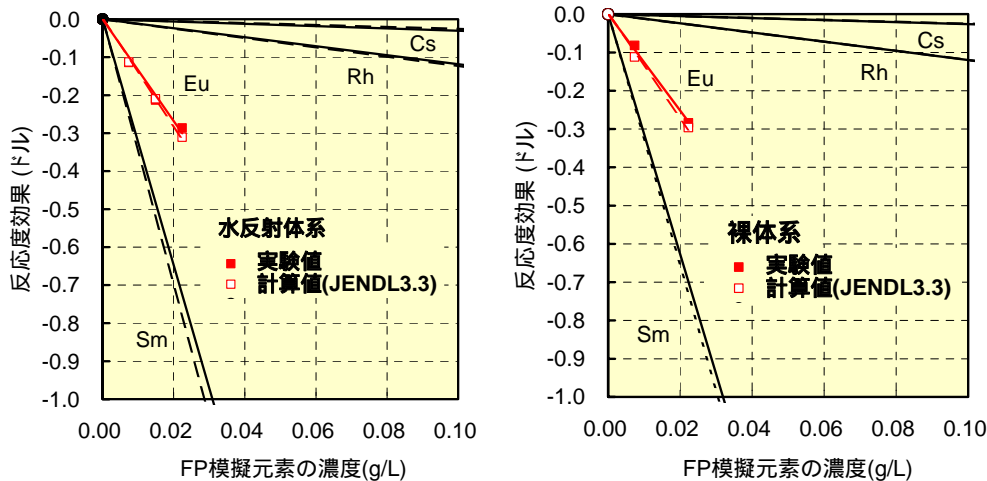


図7-2 STACY臨界実験結果と解析結果の比較

STACY臨界実験装置を用い、硝酸ウラニル水溶液にFP元素を添加し、臨界量の測定を行った結果である。左図は水反射体系、右図は水反射体無しの裸体系の結果である。両体系とも、各元素の添加量が増えると中性子吸収量が増え、反応度は低下する。最新の核データベースJENDL3.3を用いてFP元素の反応度効果を解析した結果、実験結果と5%以内で一致した。(Sm、Rh、Csのデータは旧日本原子力研究所が文部科学省から受託事業「平成17年度再処理施設臨界安全技術開発等」で得られた研究成果の一部である。)

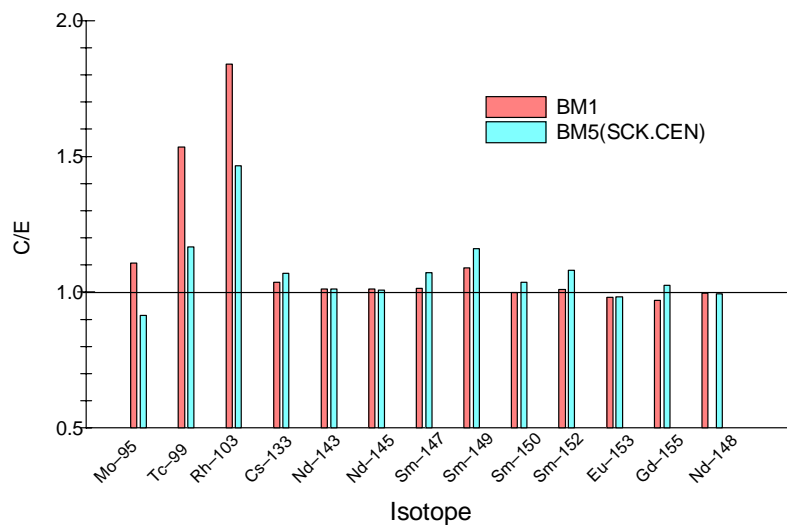


図 7-3 FP 核種生成量評価結果。

C/E は(計算値/実験値)を表す。照射済 PWR-MOX 燃料(44 GWd/t、55GWd/t)の同位体組成データを、連続エネルギーモンテカルロコードを使用した統合化燃焼計算コードシステム SWAT2 により解析した結果である。これによって、MOX 燃料に対しても従来の UO₂ 燃料を対象とした解析で得られていた解析精度、すなわち主要 U、Pu 同位体に対して 5%の精度で同位体組成が得られる事を確認できた。FP については、不溶性残渣に残る金属類について C/E の値が大きくなっているが、5-10%の精度で推定の可能であることがわかった。

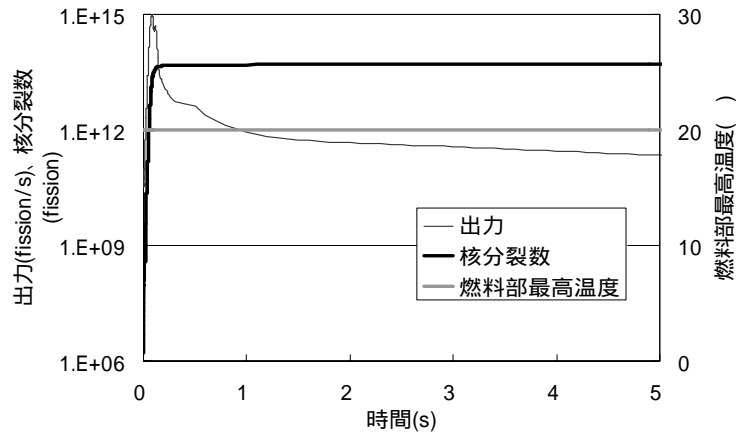


図 7-4 粉末混合機の臨界事象の解析例

反応度添加後 0.1 秒程度で一度 1×10^{15} fission/s 程度まで出力が上昇、その後は単調に下降。500 秒まで計算を実施したが、燃料部の最高温度は 20 のままであり、出力の下降は温度のフィードバックのためではないことがわかる。混合攪拌初期の 0.2 秒の間、全反応度が正となるが、その時間が短いため出力が大きくなる前に体系が未臨界となり、出力が下降したと考えられる。

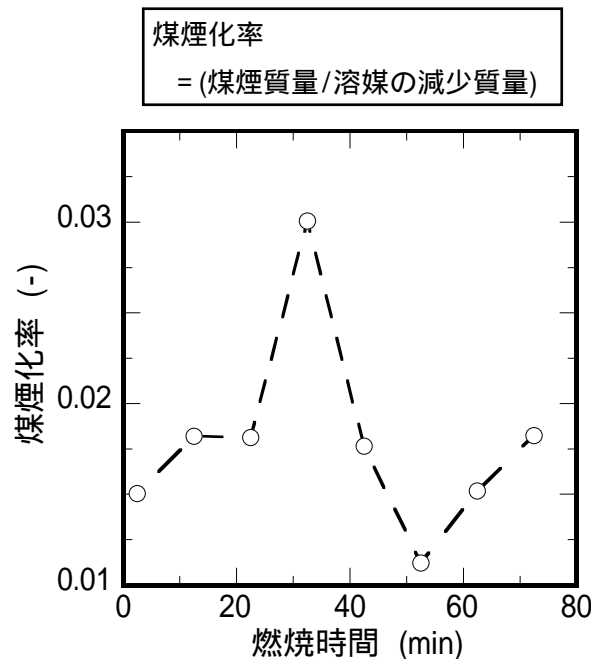


図 7-5 煤煙化率評価結果(30%TBP/ドデカン)

再処理抽出有機溶媒(30%TBP/ドデカン) 160 cm^3 を燃焼面積 33 cm^2 で燃焼させた際の煤煙化率の時間変化を示した。煤煙化率は燃焼時間に対して上に凸形を示し、最大で約 3%程度である。対数正規分布を仮定した場合の煤煙の質量中央径は $0.16 \sim 0.21 \mu\text{m}$ であり、HEPA フィルタの捕集効率が最も低くなる粒子径($0.15 \mu\text{m}$)に近くなることがわかった。

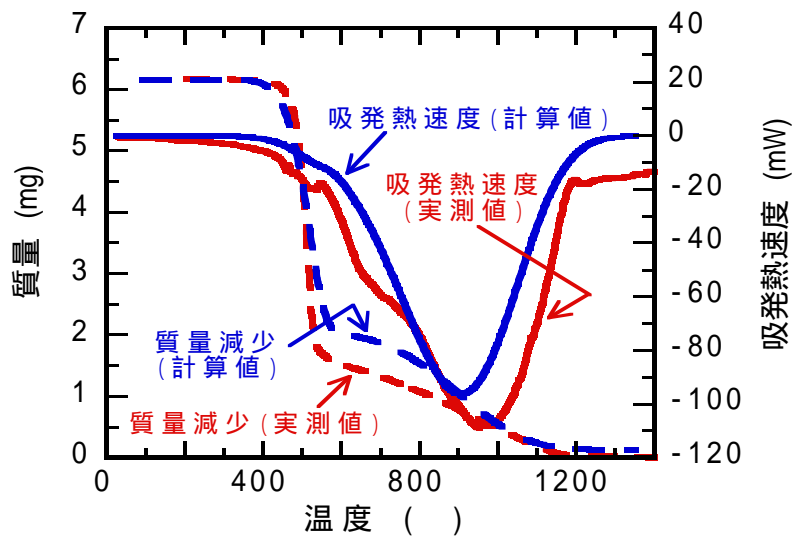


図 7-6 グローブボックス構成部材(ポリカーボネート)の熱分解挙動

グローブボックス構成部材(ポリカーボネート)の熱分解挙動について実験結果と計算結果を示したものである。実験取得した吸発熱量や熱分解反応速度定数等の熱特性データの信頼性を確認するため、部材を強制的に一定の割合で昇温させたと仮定し熱分解挙動を計算評価した。その結果、計算結果と実験値の一致は良好であることが確認でき、温度上昇による上記バウンダリの熱分解による静的閉じ込め機能の劣化を評価できるとの見通しを得た。

長期予測のために、処分場スケールより広域（数十km）の地下水流動を把握
地下水の流動・賦存状況は精密調査地区選定の環境要件となる可能性

1. 測定結果と既存資料により広域地下水流動モデルイメージを作成
2. 複数サイトにおける地表踏査・物理探査・ボーリング等の実地データにより、涵養・流出機構のメカニズムの解明およびモデルを実証 モデルの妥当性確認

千葉県養老川流域の流動モデル検討 - 流動モデルイメージの作成

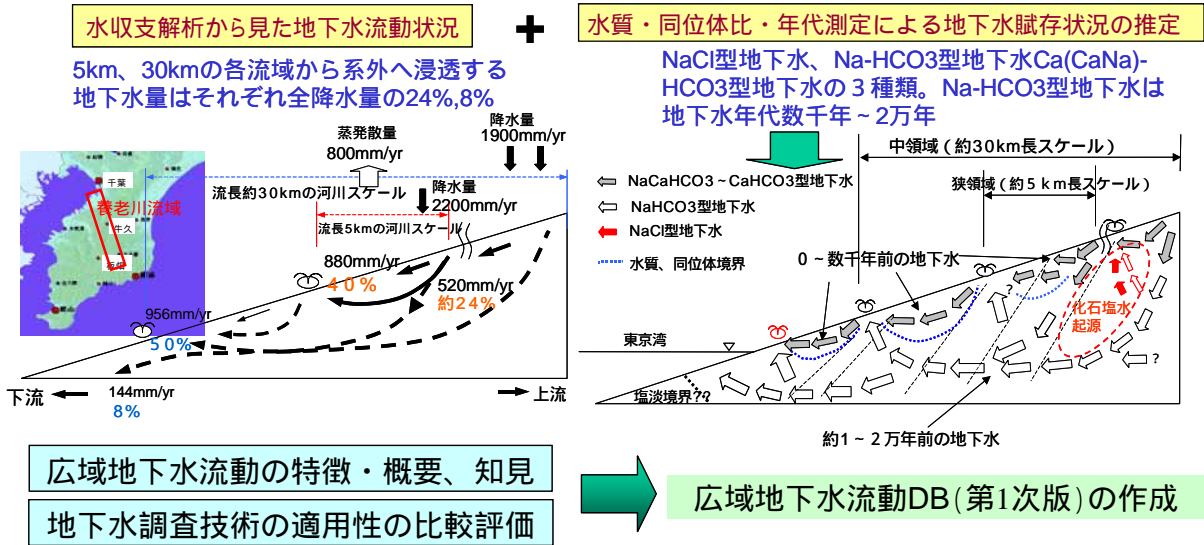


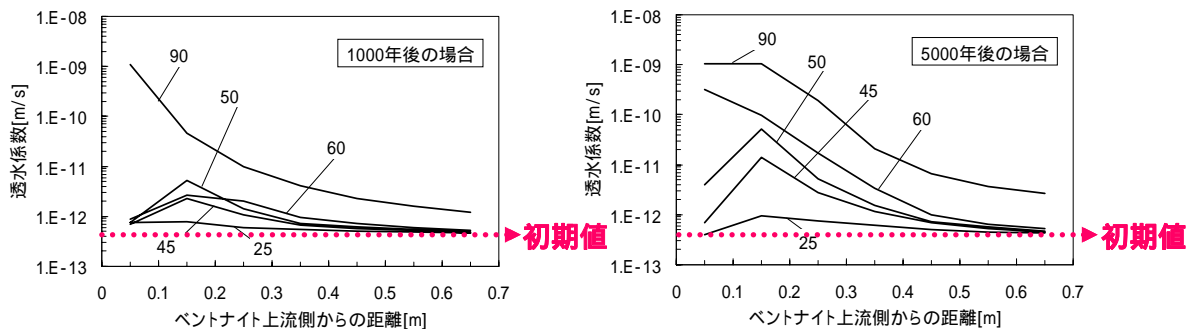
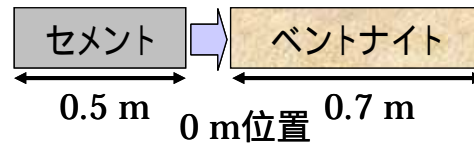
図 8-1 処分の安全評価手法整備のための広域地下水流動解析手法の検討

広域にわたる地下水流動メカニズムの解明のために、堆積岩が広く分布する千葉県養老川流域を対象に、水文データからの水収支解析から地下水流動状況を把握するとともに、水質・水温分布、酸素・水素同位体比分析及び ¹⁴C 年代測定による地下水賦存状況を解析し、水平方向距離にして 50 km、深度として 3 km 程度の広域地下水流動モデルを作成した。この結果より、同地域における涵養・流出機構の概要を捉えることができた。

また、我が国の主要な地下水流動場を対象として、広域地下水流動の特徴・概要及び地下水流動の調査技術に関する情報を、規制研究支援のための広域地下水流動データベース(1次版)としてまとめた。

ベントナイト系緩衝材：止水性と物質移行抑制
 セメントに起因するアルカリ成分などにより緩衝材は長期に亘って変質
 透水係数の長期的変化を予測
 人工バリア性能の時間的変動を安全評価へ反映し高度化

- ・モンモリロナイトの溶解の研究
 - ・アルカリ成分の拡散の研究
 - ・処分環境での透水係数の研究
 - ・セメントからのアルカリ成分の浸出の研究
- 処分場環境におけるベントナイト系緩衝材の透水係数を計算



各温度における透水係数の分布（周辺温度一定）

図 8-2 ベントナイト緩衝材の長期性能評価手法の検討

高レベル放射性廃棄物及びTRU廃棄物の地層処分の安全性の確認及び安全基準等の策定に貢献するため、処分に伴う環境影響の不確かさを定量的に取り扱える確率論的安全評価手法の整備を進めている。

処分場で使用されるセメント系材料は地下水との反応により溶解/変質し、溶出したアルカリ成分がベントナイト系緩衝材を変質/劣化させて、緩衝材に期待するバリア機能である止水性能を低下させる可能性があり、地層処分システムにおける大きな不確かさ要因の一つとなっている。止水性能の長期的変動を予測するために、緩衝材構成鉱物の溶解や拡散挙動に関する実験データを得るとともに、緩衝材の変質現象を物質移動と地球化学反応との連成で解析する計算コード MC-BENT を開発・整備した。

実験に基づき決定した評価式を MC-BENT へ導入して、模擬処分場環境における緩衝材内の透水係数等の時間的・空間的分布を計算し、確率論的安全評価手法整備のためのデータとしてまとめた。図 7-2 は、緩衝材周辺温度を一定として計算した、1000 年後及び 5000 年後における緩衝材領域の透水係数の分布状況を示す。本計算から、地層処分初期のガラス固化体の発熱に起因する 90 の温度条件が緩衝材の透水性に与える影響は大きいこと、1000 年以降に想定される緩衝材周辺温度 50～60 では 5000 年経過後も 10^{-11} m/s 以下の低透水領域が十分に残存することがわかった。

工程や職種など解体作業の特徴を反映した合理的な被ばく線量評価

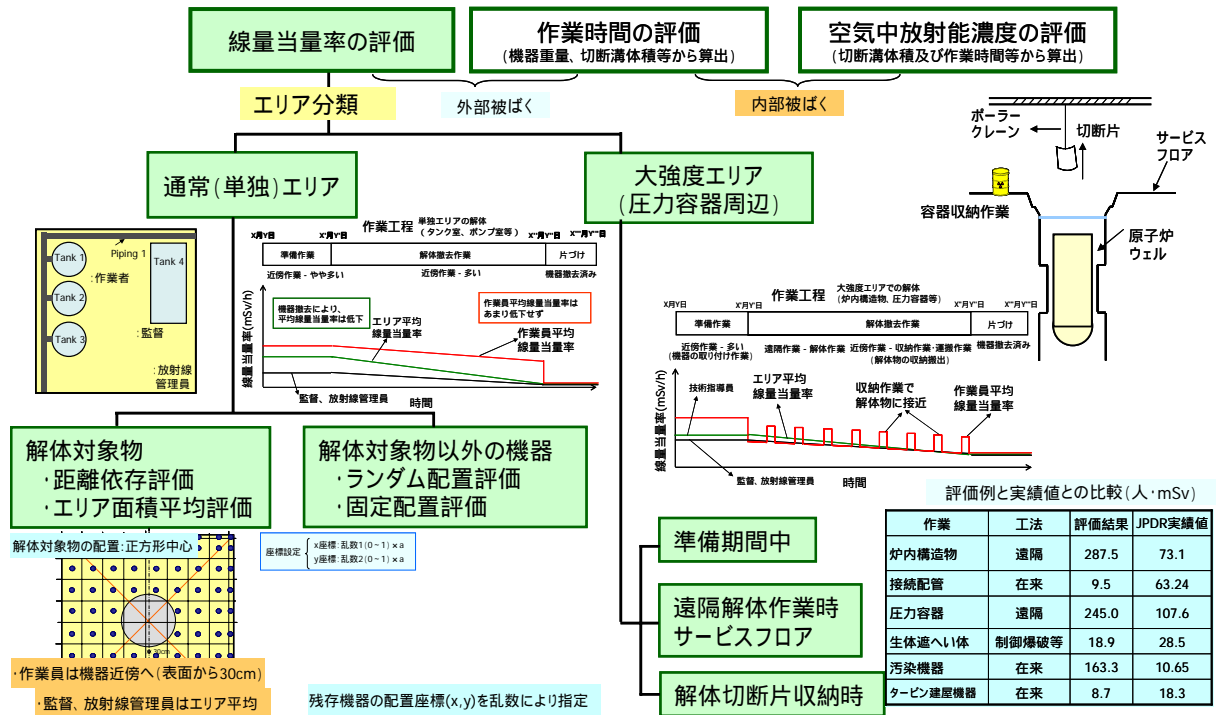


図 8-3 廃止措置のための放射線業務従事者被ばく評価手法の検討

これまでに整備した平常時及び事故時の周辺公衆の被ばく線量を評価する計算コード(DecDose)の機能を拡張し、廃止措置の進捗に伴う工法や作業内容の変化を反映した放射線業務従事者の被ばく線量評価コードの開発に着手した。

放射線業務従事者の外部被ばく線量は、線量当量率と作業時間の積が基本となるが、それらは職種によって異なり、また、各機器からの放射線が相互に影響するため画一的に取り扱うことが困難である。そこで、作業エリアを原子炉周辺の大強度エリアと内蔵放射エネルギーの小さな通常エリアに分類し、それぞれの解体作業の特徴を反映した線量当量率評価モデルを作成した。

大強度エリアに対しては、解体の進捗に応じて作業フロアの平均線量当量率が減衰することと、解体した切断片等を作業フロア上で収納する際に切断片に接近することを反映できるようにした。通常エリアに対しては、解体対象物とそれ以外の機器・構造物に区分して、距離依存評価、ランダム配置評価等を用いてそれぞれの影響を反映できるようにした。これらのモデルを取り入れた被ばく線量評価コードを用いて JPDR 解体作業に対する試算を実施した結果、一部を除き、概ね評価結果と実績の傾向は一致した。

用語解説

1. リスク評価、原子力防災に関する研究

FMEA(Failure Mode Effect Analysis)手法

ハザード分析のための手法の一つで、個々の部品の故障がシステムに及ぼす影響を調べることで潜在的な異常事象を見つけ出す。

五因子法(Five Factor Formula Analysis)

環境中への放射性物質の放出量を簡易的に求める手法で、放射性物質移行過程を段階区分し、各段階の通過割合を試験データ等を基にある程度保守性を持った係数の積で評価する方法。

安全目標

安全委員会の中間とりまとめでは、安全規制活動の下で事業者が達成すべき事故による危険性(リスク)の抑制水準を示す定性的目標と具体的水準を示す定量的目標案：『原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによる、施設の敷地境界付近の公衆の個人の平均急性死亡リスクは、年あたり百万分の1程度を超えないように抑制されるべきである。また、原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによって生じ得るがんによる、施設からある範囲の距離にある公衆の個人の平均死亡リスクは、年あたり百万分の1程度を超えないように抑制されるべきである。』が示された。

GS-R-2

IAEAが2002年に刊行した「原子力又は放射線の緊急事態に対する準備と対応」と題する安全要件。本文書では、緊急事態の準備と対応のための8つの基本的目標が示され、その目標を達成するための一般要件、機能要件、支援基盤要件、全159項が示されている。特徴的なことは、以下の2つの緊急時計画範囲(EPZ)を提示していることである。

- PAZ(Precautionary Action Zone): 重篤な確定的影響のリスクを低減させる緊急防護措置を、放出開始前又は直後に実施するための整備を行っておく範囲。
- UPZ(Urgent Protective action planning Zone): 線量を回避するため、環境モニタリングやプラント状況等に基づいて、防護措置を迅速に実施するための整備を行っておく範囲。

2. 軽水炉燃料の高燃焼度化に対応した安全評価

燃焼度範囲

我が国における軽水炉燃料の燃焼度(集合体平均)の上限は、以下の通りとなっている。

UO ₂ 燃料	:	55 GWd/t
MOX 燃料	:	45 GWd/t (炉心の1/3までの装荷) 40 GWd/t (ABWRにおける全炉心装荷)

MOX燃料については、少なくともUO₂燃料並みの高燃焼度化が当面の目標とされている。炉心内に燃焼度上限の異なる燃料が混在する状況は、燃料管理上の困難を生じることから、MOX燃料のUO₂燃料並み燃焼度の達成は極めてメリットが大きい。さらに、

UO₂ 燃料には六ヶ所再処理工場の受け入れ燃焼度 55 GWd/t までなどの制限があるのに対して、MOX 燃料は燃焼末期での出力低下が小さいこともあって、燃やせるだけ燃やし尽くすことが望ましいとされている。このため、MOX 燃料のさらなる高燃焼度化は UO₂ 燃料に対するよりずっと強いニーズがあるとされている。

燃料ペレット/被覆管機械的相互作用(PCMI)

燃料ペレットの膨張により、被覆管を内側から押し広げる機械的な作用を PCMI と呼ぶ。反応度事故条件では、燃焼の進行に伴う水素吸収などによって被覆管の延性が著しく低下している場合には、極めて早い段階で被覆管に長い縦割れなどを生じる PCMI 破損に至る。

Zr-Nb 二元系被覆管

具体的には仏フラマトム社製 M5TM 被覆管のことで、耐食性の向上が図られている。よく似た組成の被覆管材料としてロシアの E110 がある。

3. 軽水炉利用の高度化に関する安全評価技術

OECD/NEA プロジェクト

経済協力開発機構/原子力機関(OECD/NEA)の原子力施設安全性委員会(CSNI)が、国際協力による安全研究の効率的遂行を目指して運営する国際共同プロジェクト。9件の共同実験プロジェクト、4件のデータベース共同開発等がある。OECD/NEA ROSA プロジェクトは、原子力機構が主催する日本初の共同実験プロジェクトである。

反応度事故(RIA)時の過渡ボイド

BWR で RIA が生じた場合、炉心出力はその上部で急速に上昇する。その結果、燃料棒表面には冷却水の急加熱によって蒸気泡(ボイド)が発生し、ごく短時間(数秒)のうちにボイドの成長、離脱、凝縮による消滅などの複雑な蒸気水二相流挙動が生じる。ボイド発生に伴う負の反応度によって RIA 時の燃料エンタルピーの上昇が抑制される。

沸騰遷移後(Post-BT)の炉心熱伝達

運転時の異常な過渡変化時などで炉心流量が一時的に低下すると、短時間の沸騰遷移(BT: Boiling Transition ~ 炉心の沸騰形態が核沸騰から液膜が消失してドライアウトする)が発生する可能性がある。このとき、スクラムなどによる出力低下で燃料棒が短時間でリウェット(再び液膜で覆われて冷却が改善)すれば、燃料健全性が保たれる可能性を示唆するデータが得られてきている。平成 15 年には、これらの成果を基にした民間基準として、沸騰遷移後の燃料の健全性を示す原子力学会標準(Post-BT 基準)が定められた。

放射線誘起表面活性(RISA)

放射線照射により金属酸化物の表面に光触媒に類似の反応が生じて活性化する現象のことで、濡れ性の向上(超親水性)の効果や、腐食低減、放射線計測等の利用が期待される。酸化物表面の濡れ性向上により、沸騰熱伝達率及び限界熱流束が向上する可能性がある。RISA は、東京海洋大学、東京大学および京都大学の連携大学共同体により、世界で初めて確認された。

ソースターム

原子炉事故時に環境へ放出される核分裂生成物(FP)等の放射性物質の核種、化学形、放出量及び放出時期等を総称してソースタームと呼ぶ。ヨウ素は炉内インベントリ、揮発性による移行のし易さ、健康影響のため、ソースターム評価において重要視されている。

4. 材料劣化・高経年化対策技術に関する研究

確率論的破壊力学(PFM)

破壊力学は、材料中にき裂の存在あるいは発生を想定し、機器・構造物の破壊に対する裕度を評価する工学的手法。確率論的破壊力学は、き裂形状など破壊現象に影響する種々のパラメータに、確率的な分布を与えて評価する手法。統計的なばらつきや不確実性がより合理的に評価できるものとして期待されている。

照射脆化

中性子などの照射で、材料の破壊に対する裕度が低下する現象。原子炉压力容器では、監視試験片により裕度を確認し、安全な運転を確保している。

地震ハザード

ある地点での大きな地震が発生する確率がどれほどあるかを数値で表したもの。地震危険度ともいう。通常、地殻の構造、活断層、過去の地震発生記録などから評価される。

破壊靱性マスターカーブ法

フェライト鋼のように低温で脆性破壊を示し、高温で延性破壊を示す鋼材に対して、その延性脆性遷移温度域で破壊靱性試験を行い、破壊発生時の J 積分値に基づいて破壊靱性値の平均とばらつきを評価する。得られる破壊靱性値は鋼種によらず、マスターカーブと呼ばれる一定の温度依存性を示すことから、評価結果を基に破壊靱性値の参照温度を求めることにより、破壊靱性の延性脆性遷移挙動を評価できる。

応力腐食割れ

材料が、引張り応力が働いた状態で、腐食環境下にさらされることで、き裂の発生や進行が生じる現象。オーステナイト系ステンレス鋼の溶接部近傍では、溶接時の熱により、応力腐食割れを起こす条件を満たし易くなることがある。

5. 核燃料サイクル施設の臨界安全性及び事故時放射性物質の放出・移行

反応度価値

原子炉(炉心)などの臨界体系に何等かの物質を挿入したとき、その体系に生じた反応度の変化量を数値で表現したもの。単位として、ドルとその 1/100 のセントがある。

SWAT2 コード

核種生成・消滅計算コード ORIGEN2 と中性子輸送計算コードを組み合わせて燃焼計算を行う。約 1000 種類の核種の生成量等を解析することができる。

ステアリン酸亜鉛

MOX 燃料粉末の調整に用いられる添加剤。H、C のような軽元素を含むため中性子

の減速材となり得る。1240C 程度で融解し、4000C 程度で熱分解する。

吸発熱速度

グローブボックスを構成する樹脂製物質等は、自身の温度上昇に伴って融解等の相転移や熱分解を生じる。ここでは、これらに伴う吸発熱速度 (mW) を、試料物質 (ここではグローブボックス構成部材) とアルミナ等の基準物質の温度を一定のプログラムに従って変化させながら、両者の温度差を起電力の差として測定する方法 (示差熱分析) を用いて求めている。

質量中央径

煤煙等の粒子の粒子径分布において、ある粒子径より大きな粒子の質量が、全粒子の質量の 50% を占めるときの粒子径である。

6. 放射性廃棄物処分・廃止措置の安全評価に関する研究

(地層処分の) 精密調査地区選定

処分地の選定は、概要調査地区 精密調査地区 最終処分施設建設地の選定という 3 段階のプロセスを経て行われる。精密調査地区選定は、文献調査により選んだ概要調査地区のなかから、地下施設を設けて調査を行う地区を選定するプロセス。

TRU 廃棄物

再処理施設および MOX 燃料加工施設から発生する燃料棒の部品、廃液、フィルターなど超ウラン核種を有意に含む工程廃棄物。放射能濃度により浅地中処分から地層処分に亘る。

ウラン廃棄物

ウラン濃縮・燃料加工施設から発生するウラン同位体で汚染された廃棄物。消耗品、スラッジ、廃器材などで、ウラン濃度は幅広く長寿命廃棄物。

余裕深度処分

一般的な地下利用に余裕を持った深度、例えば 50 ~ 100 メートル程度の地中に埋設する処分であり、たとえば原子力発電所から発生する放射性廃棄物のうち、炉内構造物など比較的放射能レベルの高いものはこの方法で処分される。

クリアランス制度

原子力発電所の解体などで発生する資材等のうち、人の健康への影響が無視できるほど放射能レベルが極めて低いものは、普通の産業廃棄物として再利用、または処分することができるようにするための制度。

新しい廃止措置制度

2005 年の改正炉規法では、それまで届出制であった廃止措置が認可制となり、原子炉設置者はあらかじめ廃止措置計画を定め、大臣の認可を受けることとなった。