

日本原子力学会 2019年春の年会  
リスク部会/HMS部会共同セッション  
確率論的リスク評価における人間信頼性解析  
2019-3-20～2019-3-23

# ヒューマンファクターエンジニアリングを通じた Human Reliability Analysis (HRA)の 原子力発電所設計への展開と課題

真塩 健二

三菱重工業株式会社  
ICTソリューション本部 電気計装技術部

1. 背景／目的
2. HFEプログラムの概要
3. HRAとのインターフェース
4. リスク上重要なヒューマンアクション (HA)の決定プロセス
5. HFEレビューのレベル
6. NUREG-1764/0711の米国適用事例
7. タスク分析との関与
8. US-APWR HRAアプローチ
9. 最新HRA手法の適用
10. 最新HRA手法の適用時の課題
11. まとめ

# 1. 背景／目的（1）

HRAは、PRAの一部として、人的過誤率（HEP）を評価するモデルを提供することとしているが、評価の使用者（設計者、分析者）が、失敗を起こし得る機器の設計、運転手順書など、人的要因（Human Factors）に係る問題点を認知し、設計の改善（Enhancement/improvement）を図ることも重要な目的である。（THERP NUREG/CR-1278）

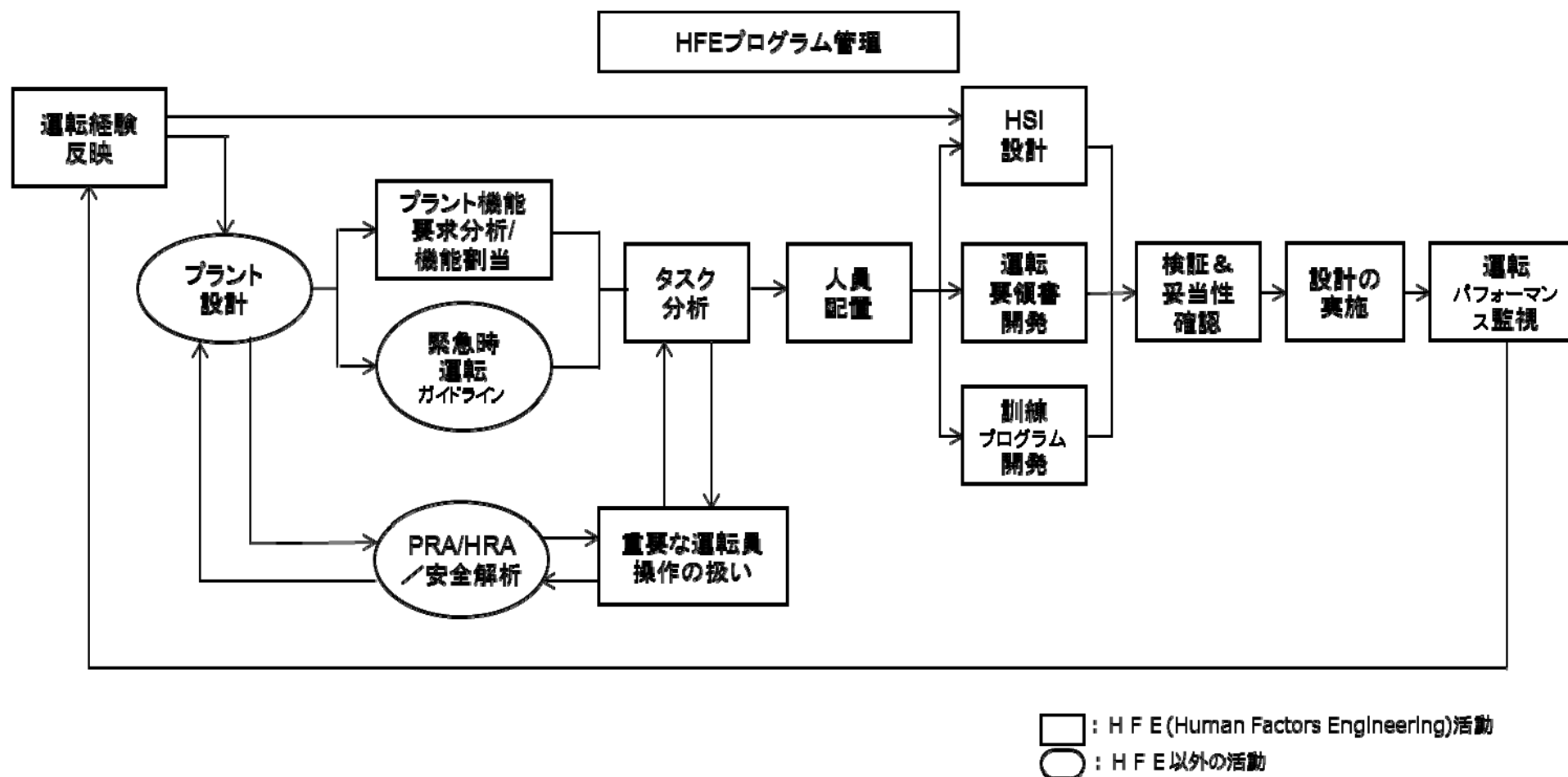
## 1. 背景／目的（2）

米国の安全設計審査制度では、Human Factors Engineering (HFE) をプラント設計及び運営のライフサイクルを通じて、適用することを要求しており、同様に安全設計審査の一つとしているPRA/HRAとのインターフェースとして、リスク上重要な操作を特定して、これをHFEの観点からプラント設計（ヒューマンインターフェース設計、運転要領書設計、訓練計画など）へ展開し、その反映結果を審査することとしている。

本発表では、先行する米国の安全設計審査制度におけるPRA/HRAとHFEのインターフェースについて概要を説明するとともに、導入する場合の課題等について述べる。

## 2. HFEプログラムの概要

HFEは、米国安全設計審査の一つとして、プラント設計～運転のライフサイクルを通じ、プラント設計（安全設計、プラント機能設計、系統設計、運転要領、訓練プログラムを含む）との人間工学的側面からの関与（設計の評価、要求事項の設定、運転検証等）を要求しており、具体的には以下に示す12のエレメントから構成される。



NUREG-0711 "Human Factors Engineering Program Review Model"

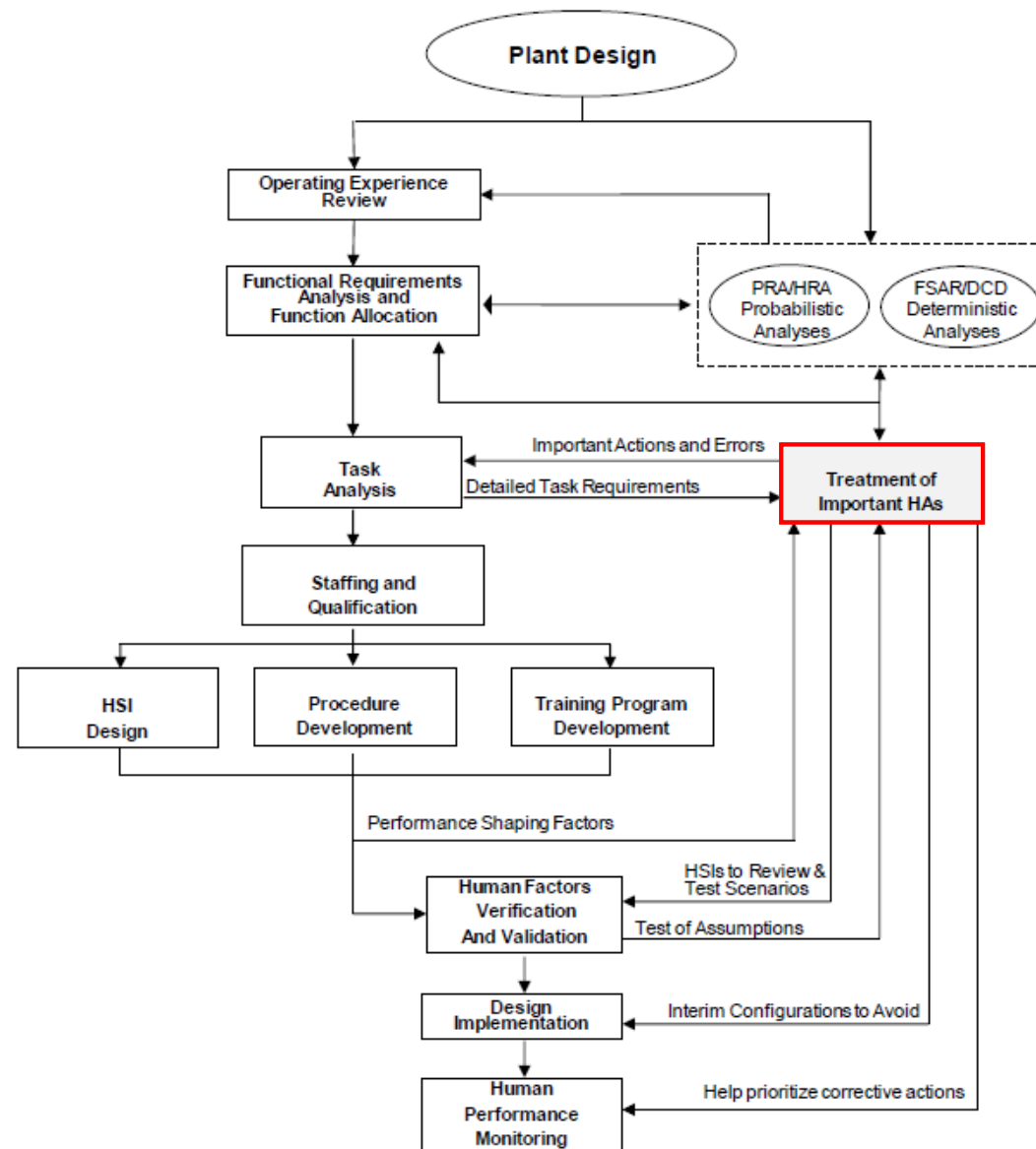
### 3. HRAとのインターフェース

HFEプログラムでは、PRA/HRAとのインターフェースとして、右図に示すようなインターフェースを纏めている。

ここで、ポイントとなるのが、“Treatment of Important Human Actions (TIHAs)”であり、PRA/HRAからリスク上重要なHAを抽出し、これをHFEプログラムを通じてプラント設計、運転要領書等のその他の設計、プログラムに展開することとしている。

また、タスク分析では、HRAのタスク分析と融合する形でタスクの分解、シーケンス展開、作業時間評価を行う。

本発表では、TIHAsにおけるリスク上重要なHAの特定と抽出、及び、HFEの観点からのタスク分析の考慮事項について述べるとともに具体事例を示す。

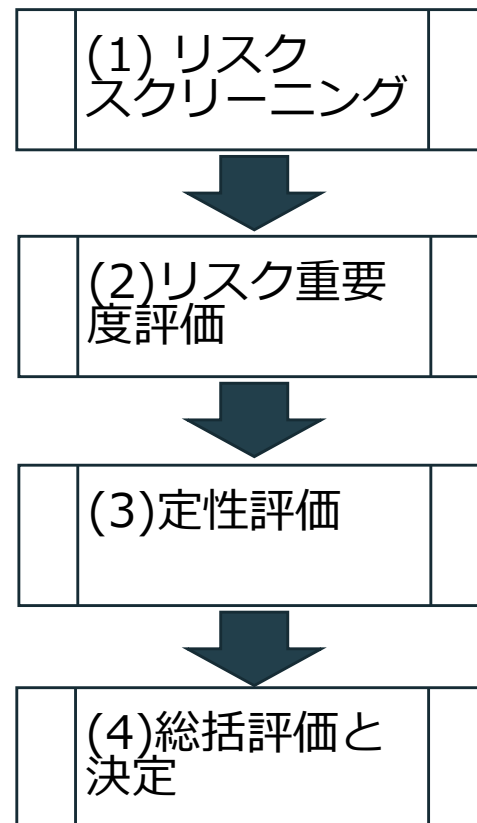


## 4. リスク上重要なヒューマンアクション (HA)の決定プロセス (HRA⇒HFE) 三菱重工

重要なHAは、PRAでのリスク指標 (リスク変化( $\Delta$ CDF)及び2つのリスク重要度 (FV: Fussell-Vesely, RAW: Risk Achievement Worth)を活用して抽出する。

具体的には、NUREG/CR-1764, Rev.1, “Guidance for the Review of Changes to Human Actions”※に基づき、以下のステップにしたがって、リスク上重要なHAを抽出する。また、抽出過程の評価グレードに応じ、当該HAに対するHFEのレビューレベルを定める。

当該プロセスは、PRA/HRA分析者とHFE専門家が協調して進める。



※NUREG/CR-1764は、既設プラントにおける改造工事 (運転要領書変更も含む) をベースに構成されているが、新設プラントにおける設計改善などの「変更」の場合も同様のアプローチで適用可能

# 4. リスク上重要なヒューマンアクション (HA)の決定プロセス

## 1. リスクスクリーニング (ステップ 1)

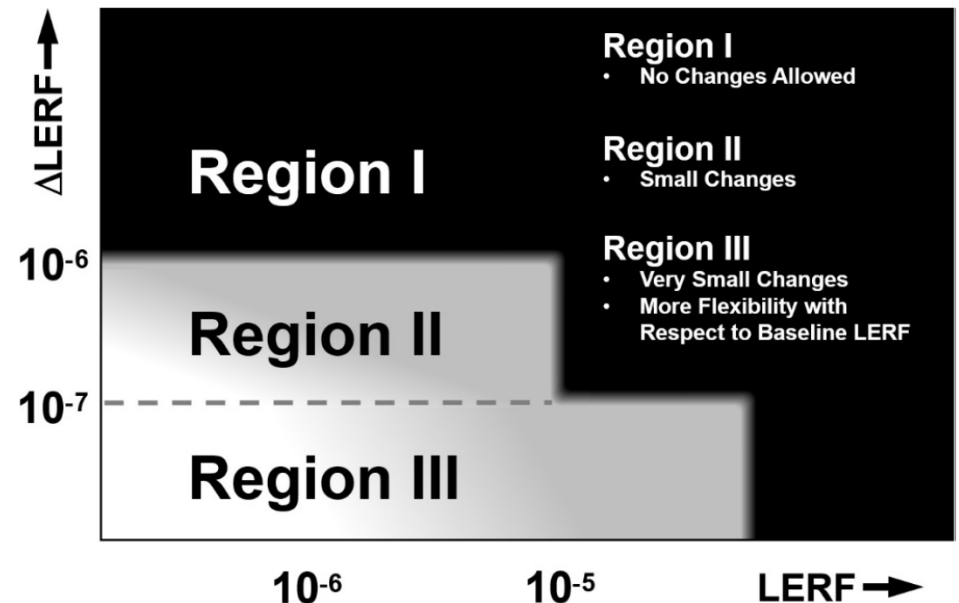
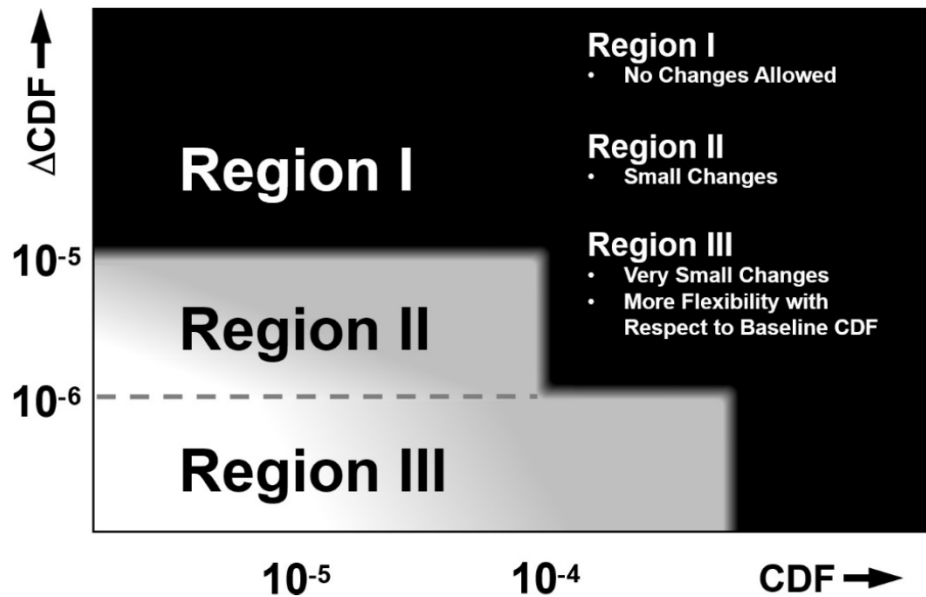
リスク値 (CDF及びLERF※) 対リスク変化( $\Delta$ CDF及び $\Delta$ LERF)の大きさにRegion I,II,IIIへカテゴリ分け

※1 Core Damage Frequency

※2 Large Early Release Frequency

※LERFは、早期大規模放出確率。早期の致命的QHO(Quantitative Health Objectives)算定のためにCDFの代用として使用。

(NUREG-1764では、設備更新に因るCDF/LERFの変動 ( $\Delta$ CDF、 $\Delta$ LERF) の積算値 (Integrated CDF/LERF)を縦軸として記載しているが簡易的に $\Delta$ CDF、 $\Delta$ LERFを使用)



出典：R.G 1.174, Rev.3 Figure 3. and Figure.4



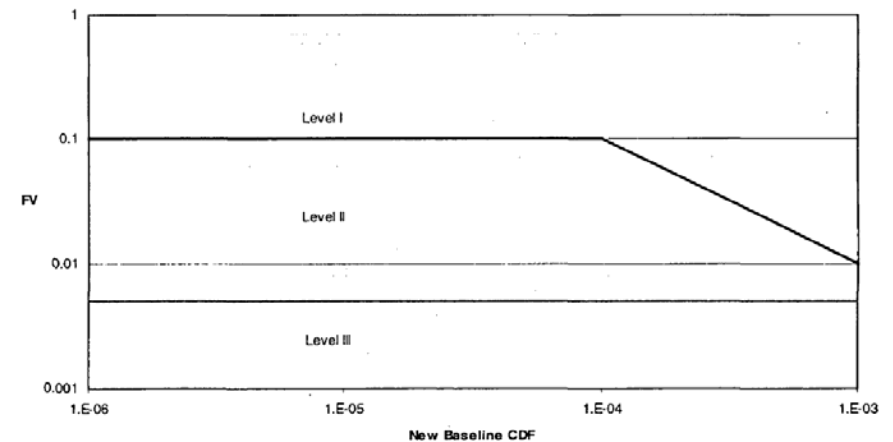
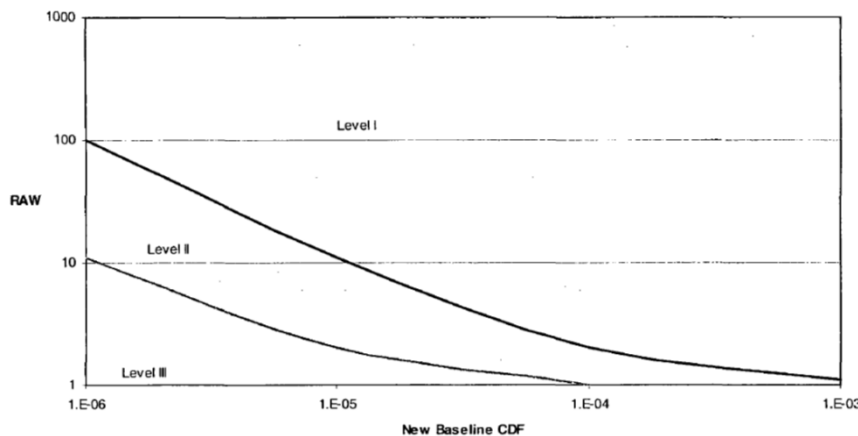
# 4. リスク上重要なヒューマンアクション (HA)の決定プロセス

## 2. 重要なヒューマンアクションのための重要度指標の算出 (ステップ2)

重要なヒューマンアクションの特定のため、リスク上重要な機器の特定で用いているものと同様、2つの指標 (FV, RAW)を用いて、リスク上重要なHAを特定する。

注意点：

- ① LOOP (外部電源喪失) 後のオフサイト電源の復旧失敗など、重要なHAを包含する事象もあるが、PRA上は機器の故障として取扱い、重要なHAとして取り扱わない場合がある。
- ② EOPに明確に書いており、当該HAのHEPが高く、スクリーニング目的でPRAでは当該HEPを1に設定するため、PRA上アクションとしてクレジットされないことがある。(自動的に抽出されない)ので、これらのHAについては注意して選定)
- ③ 複数の関連するHAが1つの重要度指標として現れる場合がある。



出典：NUREG-1764, Rev.1 Figure 2.5 and 2.6 MU2

## スライド 9

---

### MU20

このグラフは全く読めません。  
せめて軸ラベルくらいは読めないと、聴衆に伝わらないと思います。  
Masafumi Utsumi, 2019/01/25

### 2. PRAの品質と不確実さに対する考慮

- PRA品質については、R.G 1.200のガイド※に従った確認やPRA分析者がHEPの不確実性について決定をすべき、としている。
- 対応するHEPの評価の不確実性に対して感度解析をすることによって（すなわち、HEPを不確実なレンジに渡り変動させて）、HAのリスク重要度評価結果を検定する。
- さらに、HRAで正確にモデル化されていない場合やレビュー者が十分に上記の方法で不確実性を評価できない場合は、後述（ステップ4）するHFELレビュー基準を上げることが考慮する。

※“AN APPROACH FOR DETERMINING THE TECHNICAL ADEQUACY OF PROBABILISTIC RISK ASSESSMENT RESULTS FOR RISK-INFORMED ACTIVITIES” リスク分析に基づく意思決定プロセスガイド

### 3. HAの安全重要性に対する定性評価 (ステップ3)

- ・ 定性評価の目的は、ステップ1, 2の定量的評価で評価できなかった要因について評価すること。
- ・ このステップでは、PRA及びHFCE双方をインプットとして用いる。
- ・ このステップのアウトプットは、HFCEレビューのレベルを調整するためのレコメンド。(ステップ1, 2で決定したHFCEレビューレベル(後述:ステップ4)を1段階上げるか下げるかそのままとするかの決定を含む)
- ・ このレコメンドは、ステップ4(統合意思決定プロセス)へのインプットとなる。
- ・ 以下の3つのタイプの評価があり、どのタイプの評価に関連する要因が当該HAに適切かをレビュー者が決定する。
  - ①人間の機能とタスク
  - ②タスクパフォーマンスに対する設計サポート
  - ③PSF (Performance Shaping Factor)

### 3. HAの安全重要性に対する定性評価

#### ①人間の機能とタスク

以下の5つの主要カテゴリのもとで運転員が達成するタスクとその機能の潜在的な効果を評価する。

- a. 運転経験（プラント（類似プラントを含む）で起こった経験に基づく問題点として過去に特定されたアクションのパフォーマンスに対して不利な方向に影響を及ぼすか？）
- b. 新たな運転員操作か？
- c. 自動化を変更するものか？
- d. タスクを変更するものか？（より複雑な、可用な時間を制限（短縮）、ワークロードが高くなる、VerifierからActorになるものか、等）
- e. パフォーマンス文脈を変更するものか？（ここでいう、文脈（Context）とは、全体的パフォーマンス環境（例えば、運転員の反応に対する可用時間に影響したり、PSFの評価の原因となる、これらの状況下の作業助勢(Job aid)効果に影響を与える、プラントの状況や振る舞い）として定義する。）

### 3. HAの安全重要性に対する定性評価

#### ②タスクパフォーマンスに対する設計サポート

これは以下の観点で、HAのパフォーマンスを如何に良くサポートするか？

- a. HSIの変更：タスクを遂行するために運転員によって使用されるHSIに重大な変更を要求するものか？（例えば、アナログ型制御盤からデジタル型制御盤への変更）
- b. 運転要領書の変更
- c. 訓練の変更

#### ③PSF

- a. チームワークの変更
- b. 操作をする個人のスキルの変更
- c. コミュニケーション要求の変更
- d. 環境条件の変更

# 4. リスク上重要なヒューマンアクション (HA)の決定プロセス

## 4. 総括評価と決定 (ステップ4)

右表に基づき、HFEのレビューレベルを判定する。

当該判定には、PRA分析者及びHFE専門家が関与。

Step1の結果：RG 1.174からの許容領域

Step2の結果：リスク重要度に基づくHFEレビューレベルの初期設定

Step3の結果：レベルの増減を調整

Results of Step 1 RG 1.174 (see Note 1)	Results of Step 2 Importance Measures	Results of Step 3 Qualitative Assessment	Results of Step 4 Recommended Level of HFE Review
Region I (HA only)	—	—	Level I
Region I (Equipment & HA)	Level I	No Change or Elevate	Level I
		Reduce	Level II
		Elevate	Level I
	Level II	No change	Level II
		Reduce	Level III
		Elevate	Level II (see Note 2)
Region II	Level III	No Change or Reduce	Level III
		Elevate	Level II
		Reduce	Level III
	Level I	No Change or Elevate	Level I
		Reduce	Level II
		Elevate	Level I
Region III	Level II	No change	Level II
		Reduce	Level III
		Elevate	Level II
	Level I	No Change or Elevate	Level I (see Note 3)
		Reduce	Level II
		Elevate	Level I (see Note 3)
Level III	No Change	Level II	
	Reduce	Level III	
	Elevate	Level II (see Note 4)	
		No Change or Reduce	Level III

出典：NUREG-1764, Rev.1 Table 2.2

### 5. “Non-Risk-Informed” 変更

Risk評価が提示されていない領域に対する設計変更や改造については、以下の①～③の観点で評価する。

#### ①SRP Chapter 19の一般ガイドの適用により、Non-RI requestが妥当か検証

SRP Chapter 19 Appendix DにNon-RI 変更をレビューする際のリスク情報の使用について述べており、特に、以下の2点を考慮：

##### (1) Non-RI request提出物のリスク上の意味合いについて、リスク分析者と協議

例えば、以下のような変更がされた場合；

- 機能変更や、運転員操作要求に重大な変更があった場合等

##### (2) 特定の状況における潜在的なインパクトがある場合

#### ②プラント固有のリスク情報ではなく、一般的リスク及び人間信頼性コンセプトを用いてHAの安全重要度を評価する。

##### (1) リスク重要度指標を推定

キーとなる安全機能をサポートするあるシステムの機能喪失やすべてのシステムの機能喪失の検討により、キーとなる安全機能喪失のインパクトを推定するなどを行い、Genericな（ラフな）RAWを求める。（可能であれば、FV重要度の推定も行う。）



# 4. リスク上重要なヒューマンアクション (HA)の決定プロセス

## 5. “Non-Risk-Informed” 変更

### ③HAの安全重要度の定量的な評価

PRA分析者が上記の重要度指標の概算をすることが困難な場合は、HFE専門家により、より一般的で定性的な手法を用いて、HAの安全重要性を評価する。これらの一般的な手法は、一般的なリスク情報（サイト固有のリスク情報が可用であればそれも利用）に基づく。

当該分析には、PWR, BWR用に初期に実施されたRI評価(Azarm et al.)及びNUREG-1560から特定されたリストと比較して決定を行う。当該リストはリスク重要度に応じて、Group1,2に分けられ、Group1群のRAWはLevel1にアサインされる。Group 2は“潜在的な”RIとみなされる。（以下はPWR Group1の例）

Group 1: PWR Human Actions That Are Risk-Important	
Human Actions	Description and Reasons for Risk-Importance
Establish recirculation	In LOCA scenarios, the switching of ECCS lines from the injection to the recirculation mode is done manually. Failure to do so or human error involving the valve alignment is important. Both low pressure and high pressure recirculation modes were noted to be important.
Feed and bleed	Failure of the operator to initiate and perform the feed and bleed operation of the reactor coolant system as a last resort of heat removal is important. Of particular importance is the bleed portion using the pressurizer pressure-operated relief valves (PORVs).
Provide water supply for auxiliary feedwater (AFW)	Use of water pumps to transfer water, from other sources of make up to the CST for use by AFW, is considered important in scenarios when long-term cooling through the steam generator (SG) is needed.
Reactor coolant pump (RCP) trip	On a loss of cooling to the RCP seals, it is important for operators to quickly trip the pumps to prevent an RCP seal LOCA.
Action during shutdown	Almost all actions, including actuation of various equipment, are done manually during shutdown. The operator's understanding of the plant configuration is necessary for the successful manual actions.

Group 2: PWR Potentially Risk-Important Human Actions	
Human Actions	Description and Reasons for Risk-Importance
Recover RCP seal cooling	In some plants there are means of alternate cooling for RCP seals that could be relied on in scenarios involving loss of CCW. However, the alignment of the system is manual and requires operator action.
Recover emergency AC or offsite power	Some losses of AC power can be recovered by either manual transfer of the source of power, or recovery of onsite normal/emergency AC power. This recovery action is considered risk-significant in many PRAs.
Actions in response to ATWS	Upon failure of RPS, the operator should perform several actions, starting with manual scram, ensuring turbine trip, and most importantly initiating emergency boron injection.
Depressurization (DEP) and equalization during SGTR event	An important strategy during a steam generator tube rupture (SGTR) event is the depressurization of primary and secondary systems and the equalization of pressures between primary and secondary. These all help to limit the leakage.
Isolate SG	During both a main steamline break (MSLB) and an SGTR event, isolation of the affected SG is important.

出典 : NUREG-1764, Rev.1 Table A.2

# 4. リスク上重要なヒューマンアクション (HA)の決定プロセス

## 5. “Non-Risk-Informed” 変更

また、Group1,2に属さないHAについては、さらに、Risk-informed ROPのリスク重要度区分に従い (SECY-99-007A/NRC Inspection Manual Chapter (IMC)0609)、HFEレビューレベルを決定する。

### ④HFレビューレベルの決定のためのHA安全重要度の総括評価

Risk-Informedの場合と同様、総合的な評価により、HFEレビューレベルの調整を実施する。

Generic Groups that contain the HA	Systems involving the HA	Level of HFE review for the HA
Group 1	NA	Level I
Group 2	NA	Level I or II*
Neither Group	High risk-importance (Red)	Level I or II*
Neither Group	Moderate risk-importance (Yellow or White)	Level II
Neither Group	Low risk-importance (Green)	Level III

\* See discussion in text of Section 2.4.3.2 for determination of Level I or II here.

Results of Section 2.4.3 HA Safety Significance	Results of Section 2.4.4 Qualitative Assessment Results	Results of Section 2.4.5 Integrated Assessment
Level I	No Change OR Elevate	Level I
	Reduce	Level I or II
Level II	Elevate	Level I
	No Change	Level II
	Reduce	Level II or III
Level III	Elevate	Level II*
	No Change OR Reduce	Level III

\* This is a modification where the HA was determined not to be risk-significant based on generic analyses only. However, based on qualitative factors, there was sufficient cause to recommend elevating the level of HFE review. In such a situation, the analyst may determine that a further increase to a Level I review is justified, for example, where the qualitative analysis resulted in many “yes” responses and where there is uncertainty about the importance of the action.

出典 : NUREG-1764, Rev.1 Table 2.3/Table 2.4

## 5. HFEレビューレベル

前章までのスクリーニング及びグレーディングにより、HFEレビューレベル※を以下の3段階に設定

Level I: NUREG-0711のプロセスを包括的に適用

Level II: NUREG-0711のうち、特定した手動操作に着目し、特に以下の点に注力して適用

- HFE分析 (Functional/Task Analysis, Staffing)
- HSI設計/手順書・訓練計画
- V&V:簡易的なウォークスルー

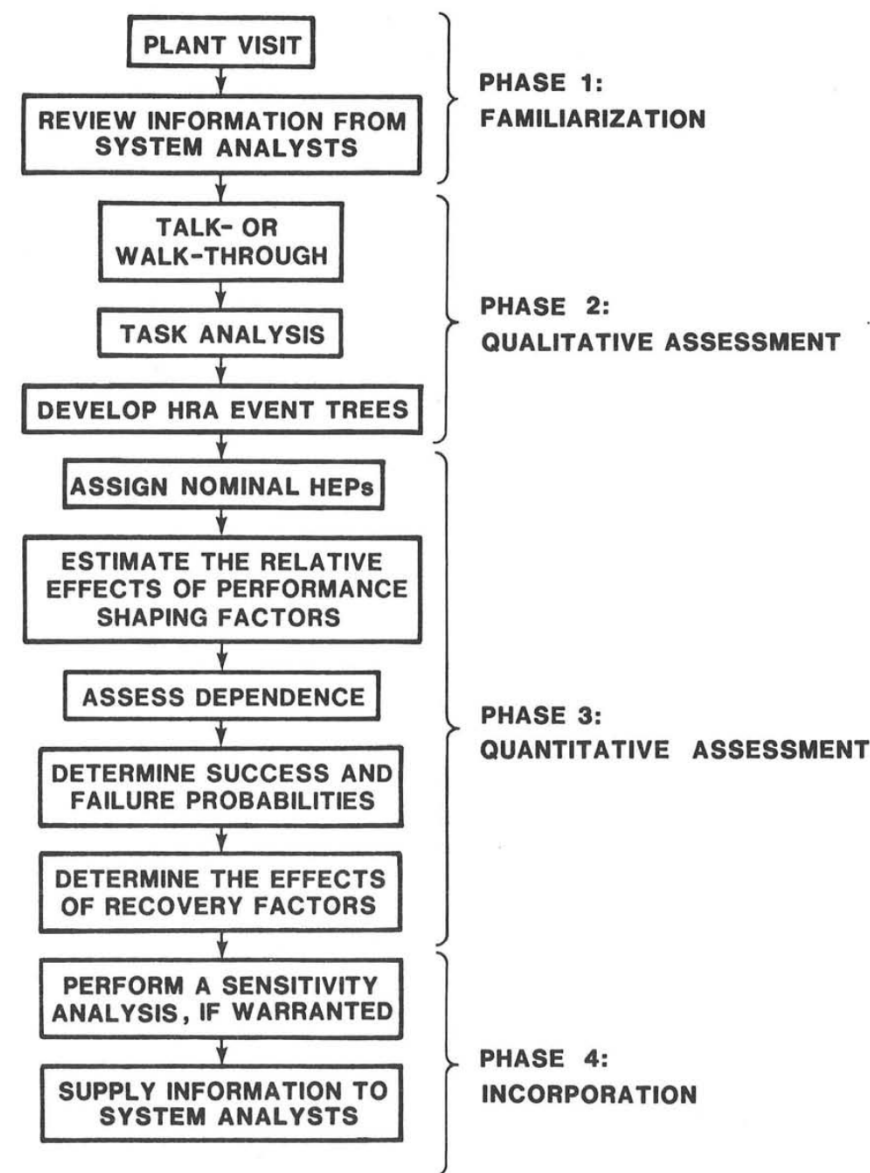
Level III: NUREG-0711プロセスを踏襲しない、原則的なレビュー (一般的なHuman Error Prevention principle)

※規制局が申請者に対してHFEの観点から変更申請書をレビューするレベル。当該基準により米国HFEレビューの深さ/関与度が決定される。新設プラントは当然Level1が適用される。

## 6. タスク分析との関与 (HFE⇒HRA)

HRAにおいて、HEPを算出するために、運転員の作業の特定、作業の流れ（シーケンス）、作業環境／場所などイベントツリーやエラー率の影響因子（PIF）などを特定する必要があり、タスク分析が必要となる。

⇒以降の章では、新設及び既設プラントの例、及び現在米国で開発を進めている最新HRA手法と適用時における課題について述べる。



出典： NUREG/CR-1278, Fig 5-6

## HRAの米国適用事例

US-APWRでは、以下の情報に基づき実施。

- knowledge of plant system design
- plant operations
- human factors (operator training, human-system interface (HSI))
- emergency operating procedures/severe accident management guidelines

HRAは、人的過誤の発生する時期や影響の観点から以下の3タイプの人的過誤をモデル化

### ・タイプA:起因事象発生前の人的過誤

試験・メンテナンス時に発生し、事故時の緩和システムの機能喪失に繋がる可能性を有する人的過誤。

### ・タイプB:起因事象に関わる人的過誤

試験・メンテナンス時に発生するが、起因事象を発生させる可能性があるHE。

(例：プラント停止中におけるRCS ドレン操作時の誤操作によるオーバードレン、RCS弁の誤操作によるLOCA)

- ・タイプC:起因事象発生後の人的過誤

起因事象発生後に制御室内の運転員及び現場の操作員に要求される、事故緩和操作のHE。

人的過誤率の定量化

タイプ別に以下の手法を適用。

起因事象発生前(TypeA) 及び発生後(TypeC)の人的過誤 : ASEP手法

起因事象に関わる(TypeB)人的過誤 : THERP手法

### Type Aの人的過誤率

起因事象発生前のHEPは、ASEP手法に基づき、基本HEPとして0.03 (オMISSION ; 0.02、コミッション ; 0.01) を用い、この数値に回復操作及びタスク間の従属性を考慮して、FTでモデル化する基事象のHEPの算出

### Type Bの人的過誤率

THERPにより算出。Type Bは、プラント停止中における運転員操作のミスによって発生するものであり、運転員操作は検査要領書等に基づき行われる。

### Type Cの人的過誤

設計段階では、事故時手順書や中央制御室の詳細設計が決定していないため、国内既設プラントの手順書等に基づいた仮定を行い、簡易的なタスク分析を行うことで対応。



## 重要なHAのHFEにおける取扱いについて

抽出されたHAについて、各HFEプロセスにおいて以下の取扱いを行うこととしている。

(スタッフ配置と資質分析)

- ・ 特定された重要なHAのパフォーマンスに対するスタッフ配置レベルの影響

(タスク分析・設計)

- ・ 特定されたHAについて当該HAの実現性と信頼性について詳細に分析する。

・ 具体的には、Time Available (設計、事故解析で期待している手動操作時間) とTime Required(運転員のタスクシーケンスに基づくタスクを達成するために必要な操作時間※) の比較

※必要な操作時間の決定は設計プロセスで得られる情報に基づき決定

- ・ 上記時間比較 (タイムマージン) に基づく、スタッフ配置、人数の妥当性確認

(検証)

タスク分析で想定した運転シーケンスに基づくシナリオについて、フルスコープシミュレータを用いた運転員のパフォーマンスの妥当性の確認。



## 8. 既設プラントの例

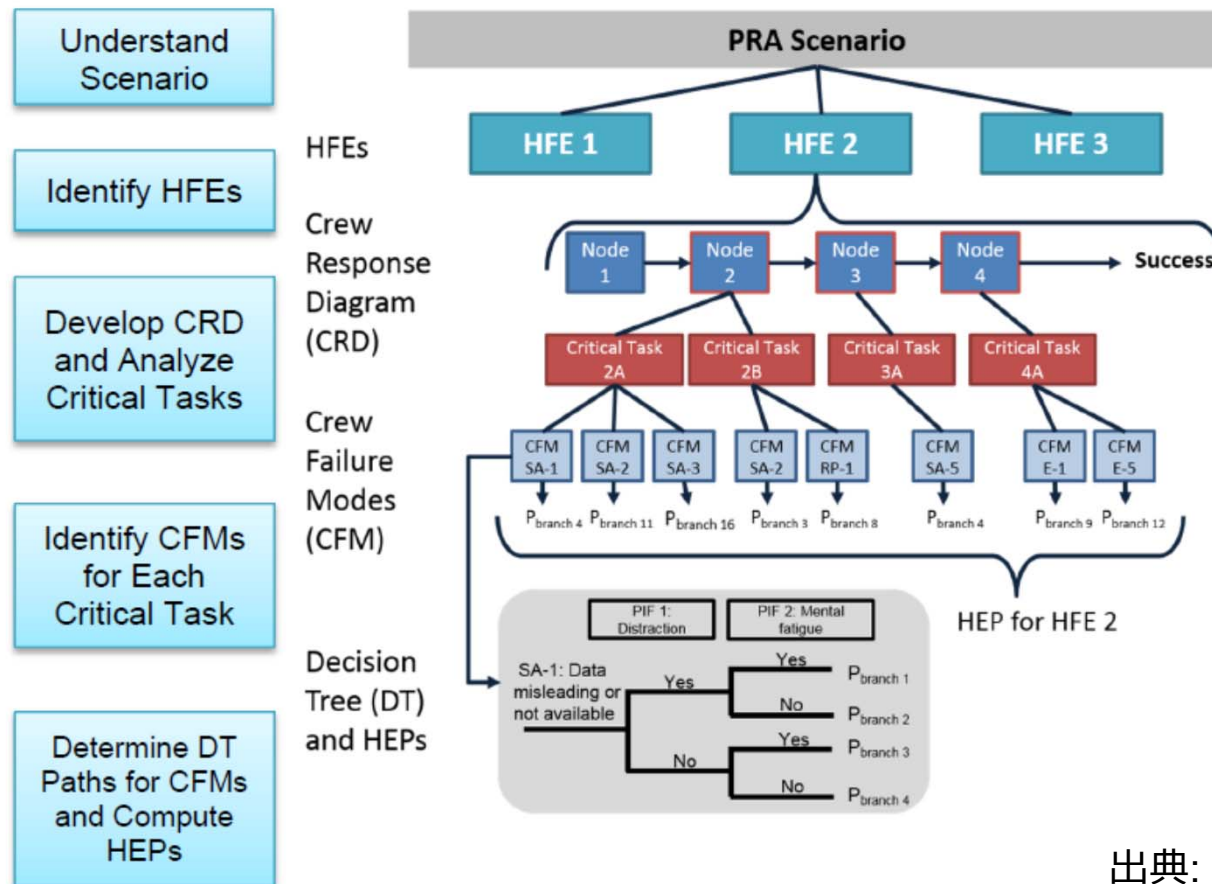
### NUREG-1764/0711の米国適用事例

NUREG-1764/0711を適用している米国事例は非常に限られているが、以下の例がある。

- ・プラント： Hope Creek Generating Station Unit 1 (BWR)
- ・背景：出力レンジ核計装監視システム (PRNM)更新工事における、許認可更新申請において、デジタル化I&C審査ガイド (ISG-06)で参照している、NUREG-0711ベースの評価を行うことを、NRCが申請者に要請し、当該要請を受け、事業者がNUREG-0711ベース評価をしたもの。
- ・更新工事において、SRP Chapter18でエンドースするNUREG-1764については、当該レポートに言及がなく、リスク重要度指標をベースにImportant Human Action(IHA)を特定していない。一方、PRNMは自動化システムであるのでそもそもIHAはないとしている。なお、HFEの影響 (IHAのインパクトの観点) から調査し得る範囲において、NUREG-1764を適用した改造工事の事例は無い。
- ・なお、デジタルI&C CCFの際のクレジットする操作として2つのアクションを挙げている。これらについては、NRCから要請により、SRP Chapter 18 Appendix A (Important Human Actionの時間余裕評価) を満足すべく、解析条件(Time Available)とHFE評価 (シミュレータを用いた時間評価) を実施している。

# 9. 最新HRA手法のHFEを介したプラント設計への適用と課題

米国NRCは、INL,EPRI,米国電力を始め外部専門家と協力し、Cognitive framework (Macro cognition)を従来のPRA/HRAの手法（定量的／定性的分析）に組み込んだ、IDHEAS(Integrated Human Event Analysis System)(NUREG-2199)及びこれをヒューマンパフォーマンスモニタリング及びイベントトリーの精緻化のための訓練シミュレータと接続した分析ツール(SACADA)を開発。



出典: NUREG-2199, Figure 2-1

## 9.最新HRA手法のHFEを介したプラント設計への適用と課題

・IDHEASは、PRAシナリオからHFE (Human Failure Events)を特定、変動要因(Node)をポイントに Success path/クリティカルタスク (CRD/CFM) (タスク分析) を実施、その後PRAに必要なDTとHEPの算定を実施している。

以下、IDHEASにおける課題と日本に展開する場合の課題について述べる。

・シナリオのベースが既存のPRAシナリオ及び運転手順書 (EOP, SAMG)であり(運転中の内的事象)、これらの詳細がない新設プラントや特定PRAモデル (地震、津波/洪水など) がないB-DBEやSA時への展開を如何にするか？

(NRCはevent condition評価用のIDHEAS-ECAを開発中としており、本レポートをフォロー要)

・NUREG-2199(IDHEAS-G)には、F&B事象を例に具体的なやり方を展開しているが、ベースは米国EOP体系であり、国内へ展開する場合に注意が必要。

・PIFの定量化については、他のHRA手法と同様、“good”/“poor”の分散値により入力し、また、他の要素と同じレベルでの評価 (重みづけ) とするが、状況因子によって、PIFがエラー率に与える影響は実際は大きい場合がある。(Jing Xing and James Chang, NRC)

・机上の検討 (運転経験者によるタスク分析) よりも、実際の運転員が実際の環境下 (又は模擬環境下) において、実際にどのように振る舞うかについて経験情報を取得し、これらのデータにより、タスク分析を補完する必要あり。

・デジタルHSIにおけるパフォーマンスデータがTHERPではとられておらず、特に自動化レベルの進展とともに、通常時 (自動化が正常に動作する場合) と異常時 (自動化が正しく動作しない場合) の運転員のパフォーマンスへの影響度やHEPへの取り込みなど、PRA/HRAとHFE/HSIの協力のもと精査を実施していく必要がある。(INL, OECD Halden, KAERIなどでDigital HSI用のHEPを検討中)

## 10. まとめ

1. 先行する米国を例に、HRAとHFEとのインターフェース、米国での適用事例、及び最新HRAで直面している課題について紹介した。
2. 国内に展開する場合、以下の点について考慮することが重要と考える。
  - ① リスク重要度指標を用いたリスク上重要なヒューマンアクションの抽出方法
  - ② IHA抽出の前提となるHRAの精度を高めるためのタスク分析におけるHFEの関与
  - ③ プラントのタイプ（新設プラントや既設プラント vs 革新的プラント）でのアプローチの差異

1. NUREG-0711, Rev.3 “Human Factors Engineering Program Review Model” (2012)
2. NUREG-1764, Rev.1 “Guidance for Review of Changes to Human Actions” (2007)
3. Regulatory Guide 1.174, Rev.2 “An Approach for determining the technical adequacy of probabilistic risk assessment results for risk-informed activities” (2009)
4. NUREG/CR-1278, “Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant” (1983)
5. NUREG/CR-4772, “Accident Sequence Evaluation Program Human Reliability Analysis Procedure” (1996)
6. NUREG-2114, “Cognitive Basis for Human Reliability Analysis” (2016)
7. NUREG-2199, Vol.1 “An Integrated Human Event Analysis System (IDHEAS) for Nuclear Power Plant Internal Events At-Power Application (2017)
8. NUREG-1560, “Individual Plant Examination Program: Perspectives on Reactor Safety and Plant Performance” (1997)
9. PSEG Nuclear LLC, Hope Creek Power Range Neutron Monitoring Upgrade – Human Factors Engineering Assessment Non-Proprietary (ML16256A640)(2016)
10. PSEG Nuclear LLC, Hope Creek Power Range Neutron Monitoring Upgrade –NUREG-0800 Appendix 18-A Assessment, Crediting Manual Operator Actions in the Diversity and Defense-in-Depth Analyses (ML 16256A641)



PIF(PSF)評価の例（RCP シールLOCA事象時（PWR)のSI注入が必要かを判断するタスク）

SA-2: Wrong Data Source Attended to		
PSF	Assessment	Justification
HSI	GOOD	Parameter is an important one, therefore HSI is presumed not to be poor
Workload	HIGH	<p>This is a very complex scenario with multiple failures leading to a high cognitive demand.</p> <p><b>NOTE: However, because this occurs immediately after reactor trip and determining whether SI is needed is a priority, the crew is unlikely to be distracted from this activity. Therefore, the assignment of High is possibly conservative, and this is flagged as a source of uncertainty.</b></p>
Familiarity with Data Source	GOOD	
Recovery Potential	NO	If they do not get into ES-01 there is insufficient time margin to rely on transfer from the later steps in E-0 .
Crew Failure Scenario		11

出典：IDHEAS(NUREG-2199,Vol.1), Appendix A

Table A-11

**MOVE THE WORLD FORWARD**

**MITSUBISHI  
HEAVY  
INDUSTRIES  
GROUP**