2021 年 10 月 5 日
東京電力ホールディングス株式会社

当社原子力発電所における原子炉圧力容器に係わる疲労評価結果の一部誤りについて

１．概要

原子炉圧力容器（以下，「RPV」という。） の低サイクル疲労評価において，評価に用いている計算ソフト（EVAST）のプログラムに一部誤りがあり，同様の計算ソフトを用いて評価を実施した当社原子力発電所の評価の一部に誤りがあることを委託先である日立ＧＥニュークリア・エナジー株式会社（以下，「日立GE」）より報告を受けた。

２．誤りの内容及び発生理由

RPV の低サイクル疲労評価については，有限要素法（FEM）等の解析で一次応力，二次応力，ピーク応力等を計算した後に，計算ソフトを用いてそれら応力の組み合わせや繰り返し数を計算して評価を実施している（添付資料１参照）。

この計算ソフトは複数の改訂により異なるバージョンが存在しており，検証も実施されていたが（添付資料２），本事象は 2013～2014 年に改訂を実施したバージョン（Ver.2）以降の計算ソフトのプログラムの一部に誤りがあることが確認されたものである。計算ソフトに対して確認された誤りの内容及び発生理由は以下の通りである。確認された誤りと疲れ累積係数への影響を添付資料３に示す。

なお，これらの誤り事象の該当有無については，評価対象プラント，評価時期及び対象機器により異なるため，当社プラントへの影響有無を「３．当社プラントへの影響」に示す。

ａ．停止事象の事象分割誤り

疲労評価において，熱サイクルの各事象における一次＋二次＋ピーク応力を計算する際に，本来連続するものとして定義すべき停止事象（C13～C17）が C13～C15 と C16～C17 で分割して定義されたため，C13 ~C17 までを連続的な停止事象として評価する際にプログラムの分割を正しく認識していない場合,C15で停止した後,C16 において定格運転から再開されることで，定格運転から停止に至る経路が２回繰り返されることとなっていた。

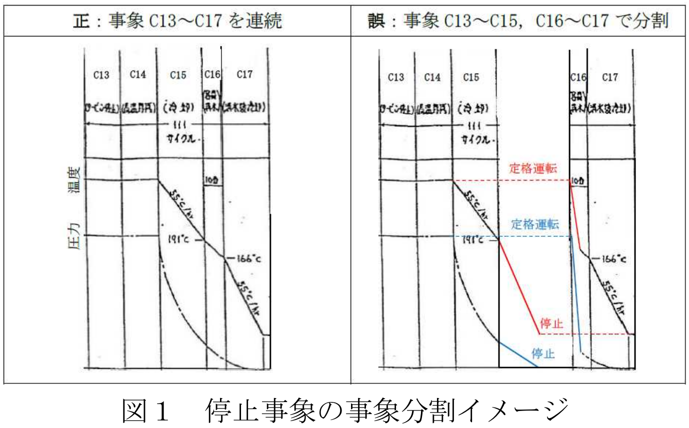


図１　停止事象の事象分割イメージ

【発生理由】
疲労評価における疲労組み合わせの機能において，プログラム上でC13~C17までとしている停止事象に対して，C16，C17に海外案件の停止事象の評価を割り当てるためプログラムを変更し，停止事象をC13~C15までとC16~C17に分割して定義したが，C13~C17までを連続的な停止事象として評価する場合に，評価者がプログラムの分割を正しく認識できていなかった。

b．停止事象のうち，特定の事象の誤った回数設定

停止事象（C13~C17）のうち，C15において１回の停止事象につき５回発生する停止時注水事象を考慮※1する際，注水事象の回数について停止事象の回数 111 回の５倍である 555 回と設定する範囲がある。これを設定するプログラムの一部が欠落していたことで，本来 555 回と設定すべき範囲にずれが生じた。

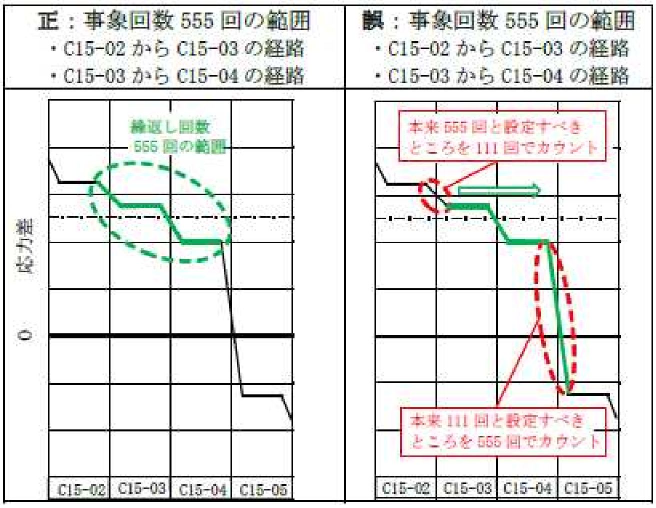


図２　特定の事象の誤った回数設定イメージ

※１　停止時注水事象の考慮について

海外のBWR5では低流量制御が不可能な給水制御弁があり，停止時の原子炉水位低下を回復させるため，停止時に５回，25%流量で各３分間の給水注入を設定している。国内 BWR5 では低流量制御が可能なため，実運転でこのような運転は行わないが，BWR5 共通の熱サイクル条件として保守的に停止時に５回給水注入を行う熱サイクルとしている。

なお，ABWR では低流量での流量制御が可能なため，給水注入を２%流量で連続的に行う設定としており，停止時に５回の給水注入を行うような熱サイクルは設定していない。

【発生理由】

プログラム改訂時に従来の計算ソフト（EVAST）が持つ疲労組み合わせの際に注水事象回数を５倍（111 回×5 = 555 回）とする機能を追加する際に元のプログラムの当該部分にあたる箇所を誤って削除（プログラムの一部が欠落）した。

このため，注水事象回数を５回（５倍）と設定する範囲にずれが生じた。

ｃ．起動事象回数の過大評価

起動停止が関係する組み合わせのピーク応力差の回数設定において，停止事象後に定格運転に戻るように設定されていたことから，応力差が大きくなる経路が過大にカウントされることとなっていた。

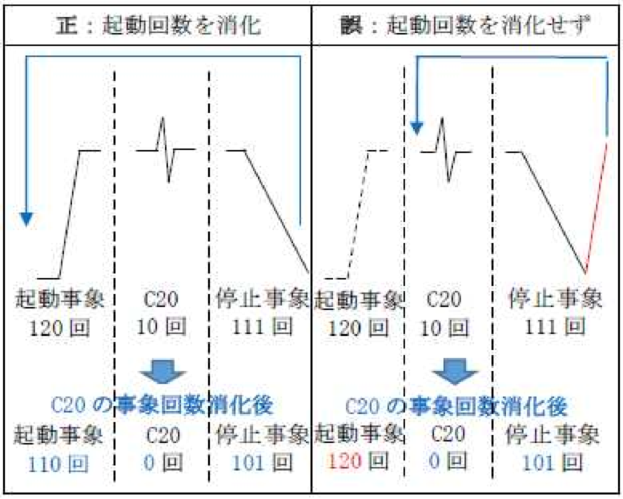


図３　起動事象回数の過大評価イメージ

【発生理由】

プログラム改訂作業時に起動停止が関係する組み合わせのピーク応力差の回数設定において，「回数＝０」とすべきところを「回数＝対象経路の回数」と誤って設定した。

３．当社プラントへの影響

今回確認されている誤りについては，2013～2014 年に改訂を実施した計算ソフトのバージョン（Ver.2）以降に生じていることから，当該の計算ソフトを用いて提出している申請書及び評価書の抽出を実施した。抽出した結果，該当する申請書及び評価書は以下の通り。

・柏崎刈羽原子力発電所７号炉　工事計画認可申請書
・福島第二原子力発電所４号炉　高経年化技術評価書（30 年目）
・柏崎刈羽原子力発電所５号炉　高経年化技術評価書（30 年目）

これらの申請書及び評価書における誤りの該当有無と影響を確認した結果，一部プラントの評価書において該当する誤り事象があるものの，評価結果には影響がないことを確認した（別紙１～３）。

表１　当社プラントの評価に対する誤りの有無と影響箇所及び影響有無

対象の評価書	該当する誤り	評価への影響有無
柏崎刈羽原子力発電所７号炉 工事計画認可申請書	該当なし	影響なし
福島第二原子力発電所４号炉 高経年化技術評価書（30 年目）	c	影響なし
柏崎刈羽原子力発電所５号炉 高経年化技術評価書（30 年目）	b	影響なし （補足説明資料における数値変動あり）

これらの申請書及び評価書への影響有無の確認結果を以下に示す。影響を確認するにあたっては，計算ソフトの再検証を実施し（添付資料２），再検証を実施した計算ソフトを用いて確認を実施した。

・柏崎刈羽原子力発電所７号炉　工事計画認可申請書

事象ａ：停止事象を正しく設定していることを確認した。

事象ｂ：停止時に５回給水注入を行うような熱サイクルの設定がなく，注水事象回数を正しく設定していることを確認した。

事象ｃ:起動停止が関係する組み合わせのピーク応力差の回数設定を正しく設定していることを確認した。

以上より，柏崎刈羽原子力発電所７号炉の工事計画認可申請書については，今回の誤り事象ａ～ｃが該当しないことから，申請書への影響はない。

・福島第二原子力発電所４号炉　高経年化技術評価書（30 年目）

事象ａ：停止事象を正しく設定していることを確認した。

事象ｂ：注水事象回数を正しく設定していることを確認した。

事象ｃ：一部の機器（下鏡及び支持スカート）の疲労評価において，起動停止が関係する組み合わせのピーク応力差の回数設定に誤りがあるが，疲れ累積係数の有効数字以下の変動であり，最大評価点及びその値が変更となることはない。

以上より，福島第二原子力発電所４号炉　高経年化技術評価書（30 年目）については，今回の誤り事象ｃが該当しているが，再検証を実施した計算ソフトを用いて評価を実施した結果，疲れ累積係数の有効数字以下の数値の変動であることを確認した。これにより，評価書の最大評価点及びその値が変更となることはないことから，評価書への影響はない。

・柏崎刈羽原子力発電所５号炉　PLM 評価書（30 年目）

事象ａ：停止事象を正しく設定していることを確認した。
事象ｂ：注水事象回数の設定に誤りがあることを確認した。
事象ｃ：起動停止が関係する組み合わせのピーク応力差の回数設定を正しく設定していることを確認した。

以上より，柏崎刈羽原子力発電所５号炉の PLM 評価書（30 年目）については，今回の誤り事象ｂが該当しているが，再検証を実施した計算ソフトを用いて評価を実施した結果，補足説明資料における低サイクル疲労評価の疲れ累積係数の値に一部変更が生じるものの，最大評価点及びその値が変更となることはないことから，評価書への影響はない。

柏崎刈羽原子力発電所５号炉のPLM評価書の補足説明資料の修正箇所を別紙３に示す。

４．原因及び再発防止対策

（１）委託先（添付資料４参照）

本事象の原因を以下に示す。

＜日立 GE からの委託先における原因＞	
プログラム開発・改訂管理規準の内容不足	①プログラムの全機能を対象とした検証をすることが規定されておらず，プログラムに追加した機能のみを検証したため，削除した部分がプログラム全体に及ぼす影響に気付けなかった。
	②プログラム開発・改訂の規準に「変更管理」に関わる資料やレビューの実施の記載がなく，これらの作成や実施が必須であることを認識しておらず，プログラムを改訂することにより国内プラントの一部の評価に影響が出ることに気付かなかった。
＜日立 GE における原因＞	
指導・改善事項の処理確認不足及び品質管理不足	計算機プログラムの管理に係わる日立 GE の社内規準の内容が十分に委託先の社内規準に反映できておらず，確認方法も明確でなかった。また，規準説明会のような一時的な打合せに対する懸案処理方法が明確に決まっていなかった。

上記の原因を踏まえ下記の再発防止対策を実施する。

＜日立GEからの委託先における再発防止対策＞	
プログラム開発・改訂管理規準の内容不足	①社内規準について下記のとおり改訂する。 ・プログラムの全機能を対象とした検証とする。 ・原設計者および計算機プログラムの作成者以外の者が検証を実施する。 ・プログラム開発・改訂計画書は，程度に関係なく全て作成する。また，改訂内容と実施する検証項目を明記する。 ・プログラム開発・改訂に関わる変更管理の規準を取り込む。 ・プログラム開発・改訂計画書及び報告書の承認前に，品質保証部門によるホールドポイントを設定する。 ②解析業務関係者に対して上記①にて改訂した規準の教育を継続的に実施する。
＜日立GEにおける再発防止対策＞	
指導・改善事項の処理確認不足及び品質管理不足	①プログラム管理の確認強化 ・計算機プログラムの変更申請を受けた場合は，日立GEの計算機プログラム管理システム登録前にプログラム改訂プロセス（検証含む）の確認を実施する。 ・計算機プログラムの管理が適切に行われていることを「解析キャラバン（解析業務モニタリング）」及び「調達先認定審査」で継続的に確認する。 ②解析教育に委託先の解析業務従事者を対象に含めた教育を実施する。 ③許認可解析結果の受領時に，従来のQCチェックに加えて，使用したプログラムが正しいことを確認する。

（２）当社

当該計算ソフトの確認を添付資料５のとおり定めた体制にて実施していたが，誤りを防止することが出来なかった。このため，本事象の具体的な内容や原因等を社内規定「解析実施状況調査チェックシート活用ガイド」に反映するとともに，業務における注意事項として関係者への周知・共有を図り，評価内容の確認や解析実施状況調査において，本事象を踏まえた上で確認・調査を実施することにより，本事象のような誤りの発生を防止し，継続的な品質向上に努める。

また，再発防止対策等が適切に実施され，評価に適切なプログラムが用いられる体制にあることを確認する。

５．水平展開

日立GEが係わる計算機プログラム全てについて，今回の誤りを踏まえた検証や対策が適切になされているか添付資料６のフローに従い確認し，不足が確認される場合はプログラムの検証内容や対策内容等について再確認を行う。

６．添付資料

（１）原子炉圧力容器の解析評価及び計算ソフト（EVAST）の概要

（２）計算ソフト（EVAST）の検証状況と今回実施した再検証について

（３）確認された誤りと疲れ累積係数への影響

（４）原因及び再発防止対策

（５）高経年化技術評価時の確認体制

（６）計算ソフト（EVAST）の誤りに対する水平展開フロー

７．別紙

（１）柏崎刈羽原子力発電所７号炉　工事計画認可申請書添付書類　変更前後比較表

（２）福島第二原子力発電所４号炉，柏崎刈羽原子力発電所５号炉　高経年化技術評価書 変更前後比較表

（３）柏崎刈羽原子力発電所５号炉　高経年化技術評価（低サイクル疲労）補足説明資料 変更前後比較表

以上

原子炉圧力容器の解析評価及び計算ソフト（EVAST）の概要

１．原子炉圧力容器の評価方法の概要

原子炉圧力容器（以下，RPV）の低サイクル疲労評価については，有限要素法（FEM）等の解析で熱応力，内圧及び差圧による応力，外荷重による応力等を計算した後に，応力強さや疲れ累積係数を計算して評価を実施している。

RPV の疲労評価における解析評価フローを図１に，計算ソフト（EVAST）の改訂履歴を表１に示す。

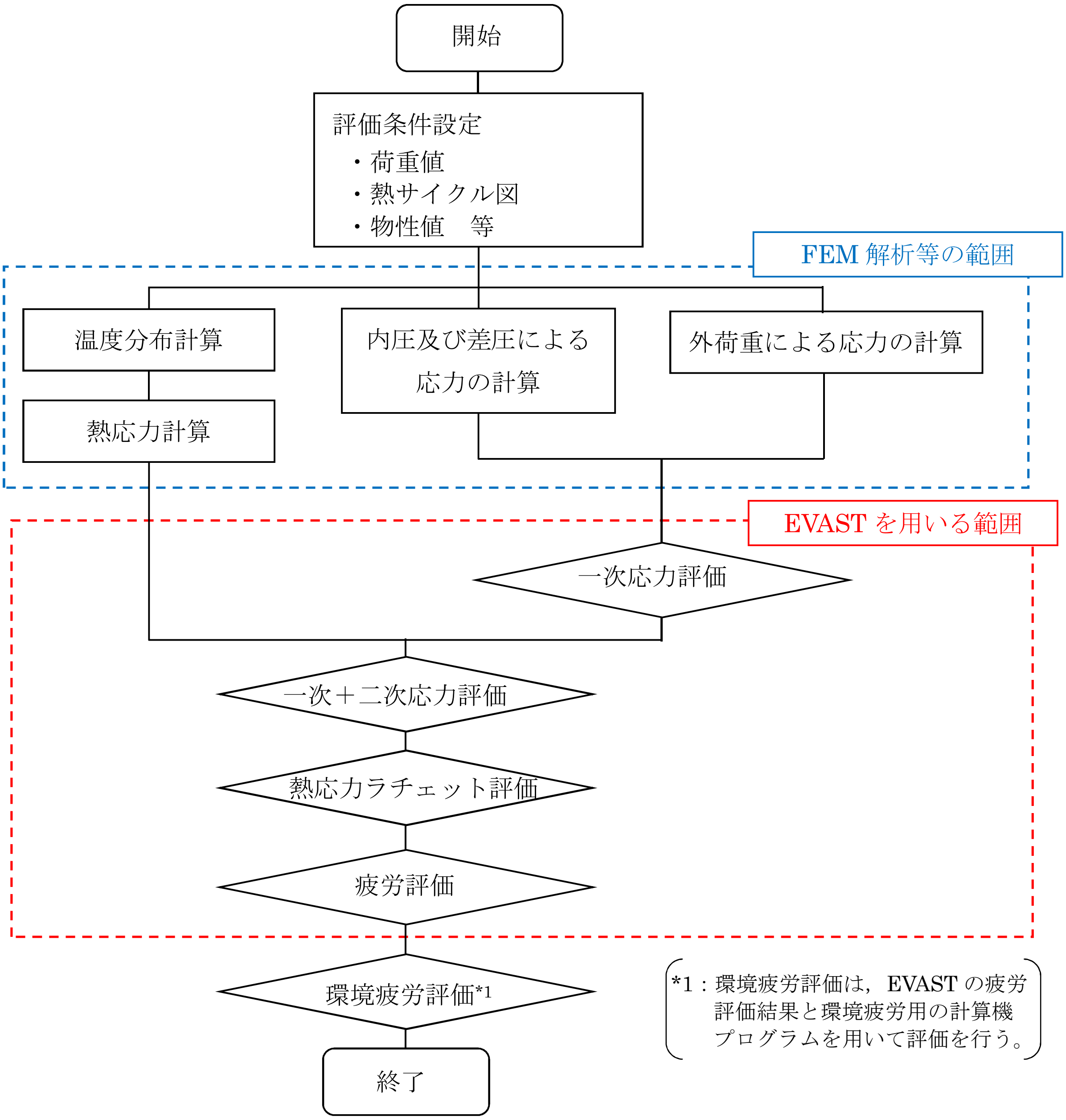


図１　RPV の疲労評価における解析評価フロー

表１　計算ソフト（EVAST）の改訂履歴

計算ソフト名	年度	改訂内容
EVAST　Ver.0	2008	初版（ワークステーション用からパソコン用への移行）
EVAST　Ver.1	2011	応力集中係数乗算方法の拡張
EVAST　Ver.2 （EVAST　Ver.2'）	2014	ASME の設計疲労線図を呼び込む機能等の追加（Ver.2' は検証作業中に一時的に作成したもの）
EVAST　Ver.3	2019	使用 OS 変更に伴う改訂

■：誤りが確認されたバージョン

（当社プラントの評価のうち，誤りの確認されたものは2016~2019年にVer.2により実施。）

２．計算ソフト（EVAST）を用いた計算内容

今回誤りの確認されている計算ソフト（EVAST）は，RPV の評価用に作成されたプログラムであり，有限要素法（FEM）等による解析を実施した後の応力強さや疲れ累積係数の計算を行うにあたり，RPV の評価点が大量にあることから作業効率化のために，四則演算による手計算が可能な範囲を自動化した Fortran のプログラムである。

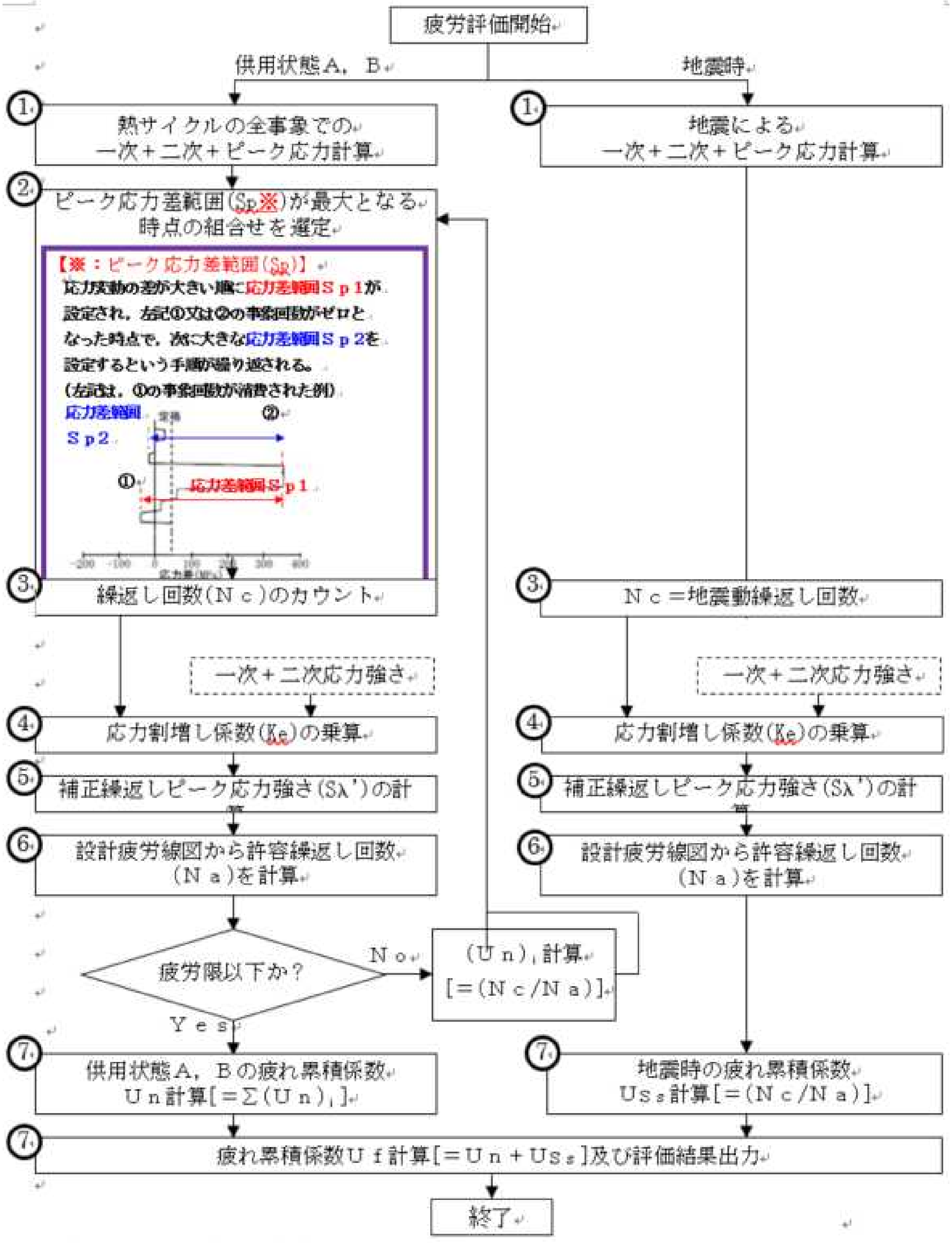
計算ソフト（EVAST）は，有限要素法（FEM）等の解析で得られた応力及び許容値を用いて，内圧及び差圧による応力や外荷重による応力から一次応力評価を，内圧及び差圧による応力，外荷重による応力や熱応力から一次＋二次応力評価及び熱ラチェット評価を，内圧及び差圧による応力，外荷重による応力，熱応力，熱サイクル条件，応力集中係数から疲労評価を実施しているものである。

計算ソフト（EVAST）の評価内容と入出力の関係を表２に，計算ソフト（EVAST）の疲労評価の詳細フローを図２に示す。

表２ 計算ソフト（EVAST）の評価内容と入出力の関係

表１　EVAST の評価内容と入出力の関係

	一次応力評価	一次＋二次応力評価	熱応力ラチェット評価	疲労評価
入力	・内圧及び差圧による応力 ・外荷重による応力 ・許容値	・内圧及び差圧による応力 ・外荷重による応力 ・熱応力 ・許容値	・内圧及び差圧による応力 ・熱応力 ・許容値	・内圧及び差圧による応力 ・外荷重による応力 ・熱応力 ・熱サイクル条件 ・応力集中係数 ・許容値
出力	・一次一般膜応力強さの評価 ・一次膜＋曲げ応力強さの評価	・一次＋二次応力強さの評価	・圧力による応力及び熱応力変動レンジの評価	①一次＋二次＋ピーク応力 ②ピーク応力差範囲(Sp)の組合せ ③繰返し回数(Nc) ④応力割増し係数(Ke) ⑤補正繰返しピーク応力強さ(Sλ') ⑥許容繰返し回数(Na) ⑦疲労累積係数 (Un，Uss，Uf) ＊ 疲労評価の詳細フローを図２に示す



*○内の番号は、表２赤枠部の番号との対応を示す。

図２　計算ソフト（EVAST）における疲労評価の詳細フロー

計算ソフト（EVAST）の検証状況と今回実施した再検証について

１．計算ソフト（EVAST）改訂時の検証状況

計算ソフト（EVAST）には，複数の改訂により異なるバージョンが存在している。プログラム作成時には手計算で検証を実施しており，以降の改訂では，再現計算や追加機能に対する手計算を用いて検証を実施した。

今回誤りの確認された Ver.2 へのプログラム改訂では，海外プロジェクトにおける熱サイクルに従った評価ができるよう以下の４つの機能を追加した。

・疲労組み合わせへのフランジヘッドスプレイの考慮
・疲れ累積係数算出用 Ke 係数算出式への ASME 式の考慮
・ASME 設計疲労線図データの追加
・疲労組み合わせへのフランジボルト締めステップの考慮

Ver.2 へのプログラム改訂時には，Ver.1 から追加したこれらの機能について手計算との整合を確認することで検証を実施していた。

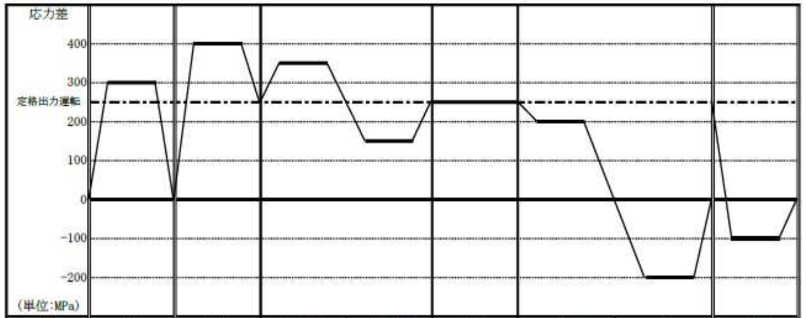
２．今回実施した再検証（Ver.1）

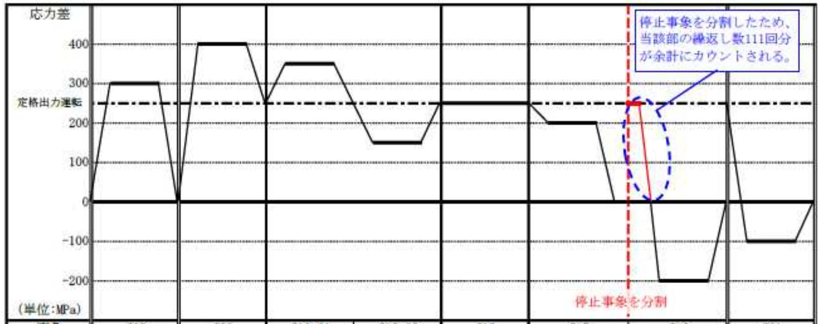
今回確認されている誤りについては，2013～2014 年に改訂を実施した計算ソフトのバージョン（Ver.2）以降に生じていることから，正しい計算ソフトを用いて再評価を実施するため，Ver.1 の全機能に対して手計算との整合を確認することにより Ver.1 の再検証を実施した。

再検証では，BWR5 の給水ノズルの停止時給水事象で事象回数が５倍されること等，全機能の検証に必要な計算が含まれることを確認した上で実施し，Ver.1 は全ての機能で妥当な結果となることを確認した。

確認された誤りと疲れ累積係数への影響

確認された誤り a~c の内容と疲れ累積係数への影響を以下に示す。

<table>
<tr><td colspan="3">a．停止事象の事象分割誤り</td></tr>
<tr><td>内容</td><td colspan="2">定格出力運転時から停止までの一連の停止事象を分割していた誤りである。停止事象を分割したことで定格出力運転時の応力状態から停止後の零応力状態に至る経路が２倍(222 回)となり，繰返し回数が増加する。</td></tr>
<tr><td rowspan="2">応力差の変動と繰返し回数</td><td>【正しい計算ケース】</td><td>【誤りの計算ケース】</td></tr>
<tr><td>


<table>
<tr><td>事象</td><td>C02</td><td>C03</td><td>C10-01</td><td>C10-02</td><td>C12</td><td>C15</td><td>C16</td><td>C21</td></tr>
<tr><td>ﾋﾟｰｸ応力差</td><td>300</td><td>400</td><td>350</td><td>150</td><td>250</td><td>200</td><td>-200</td><td>-100</td></tr>
<tr><td>繰返し回数</td><td>130</td><td>120</td><td colspan="2">180</td><td>―</td><td>111</td><td>111</td><td>9</td></tr>
</table>
C00：零応力状態
C02：耐圧試験最高使用圧力以下
C03：起動
C10：スクラム
C12：定格出力運転
C15：停止
C16：停止
C21：逃がし安全弁誤作動
図(a)-1　応力差の変動と繰返し回数(正しいケース)
</td><td>


<table>
<tr><td>事象</td><td>C02</td><td>C03</td><td>C10-01</td><td>C10-02</td><td>C12</td><td>C15</td><td>C16</td><td>C21</td></tr>
<tr><td>ﾋﾟｰｸ応力差</td><td>300</td><td>400</td><td>350</td><td>150</td><td>250</td><td>200</td><td>-200</td><td>-100</td></tr>
<tr><td>繰返し回数</td><td>130</td><td>120</td><td colspan="2">180</td><td>―</td><td>111</td><td>111</td><td>9</td></tr>
</table>
C00：零応力状態
C02：耐圧試験最高使用圧力以下
C03：起動
C10：スクラム
C12：定格出力運転
C15：停止
C16：停止
C21：逃がし安全弁誤作動
図(a)-2　応力差の変動と繰返し回数(誤りのケース)
</td></tr>
<tr><td>影響</td><td colspan="2">・本誤りでは，誤りの計算の疲れ累積係数は，正しい計算に比べ過大な値に評価される傾向にある。
・なお，本誤りによる繰返し回数の増加が疲労限未満の事象に生じる場合は，無視できる範囲(10^{-4}程度)で疲れ累積係数が増減する。</td></tr>
</table>

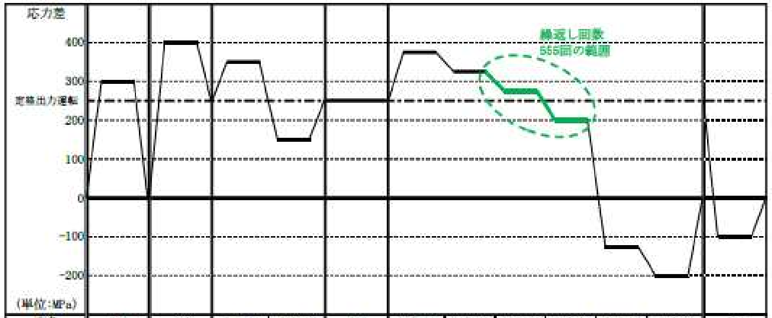
b．停止事象の事象分割誤り（ケース１）

内容

停止事象のうち，１回の停止事象に対して５回の原子炉注水を想定するケースにおいて，注水回数は停止事象(111 回)の５倍(555 回)とすべきであるが，ここで５倍する注水事象の範囲を誤っていた。

応力差の変動と繰返し回数

【正しい計算ケース】

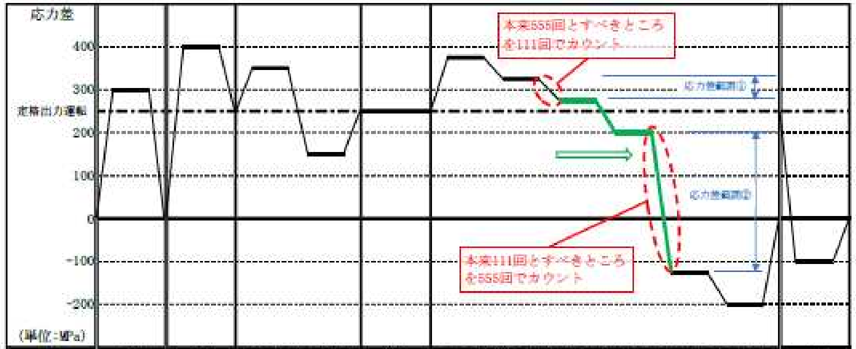


事象	C02	C03	C10-01	C10-02	C12	C15-01	C15-02	C15-03	C15-04	C15-05	C15-06	C21
ピーク応力差	300	400	350	150	250	375	325	275	200	-125	-200	-100
繰返し回数	130	120	180		—	111	111	555	555	111	111	9

C00：零応力状態
C02：耐圧試験最高使用圧力以下
C03：起動
C10：スクラム
C12：定格出力運転
C15：停止
C21：逃がし安全弁誤作動

図(b)1-1　応力差の変動と繰返し回数

【誤りの計算ケース】



事象	C02	C03	C10-01	C10-02	C12	C15-01	C15-02	C15-03	C15-04	C15-05	C15-06	C21
ピーク応力差	300	400	350	150	250	375	325	275	200	-125	-200	-100
繰返し回数	130	120	180		—	111	111	555	555	111	111	9

C00：零応力状態
C02：耐圧試験最高使用圧力以下
C03：起動
C10：スクラム
C12：定格出力運転
C15：停止
C21：逃がし安全弁誤作動

図(b)1-2　応力差の変動と繰返し回数

影響

・注水事象前後の経路の長さ(ピーク応力差)によって，本誤りによる疲れ累積係数が過大に評価される場合と，過小に評価される場合があり，本ケースでは過大な値に評価される傾向にある。
・なお，ABWR の場合は，注水回数を停止事象(111 回)の５倍にする考慮はないため，本誤りの影響はない。

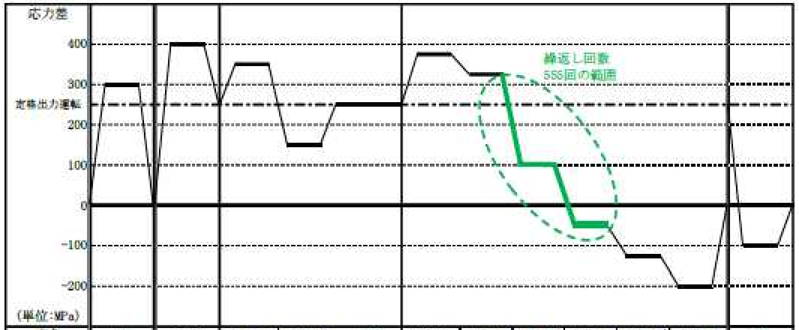
b．停止事象の事象分割誤り（ケース２）

内容

停止事象のうち，１回の停止事象に対して５回の原子炉注水を想定するケースにおいて，注水回数は停止事象(111 回)の５倍(555 回)とすべきであるが，ここで５倍する注水事象の範囲を誤っていた。

応力差の変動と繰返し回数

【正しい計算ケース】

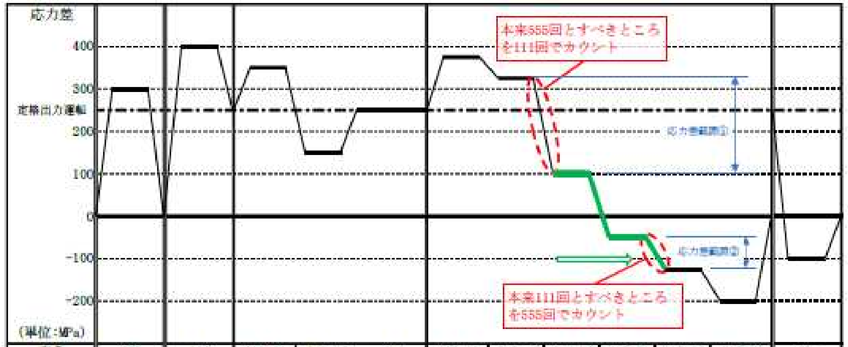


事象	C02	C03	C10-01	C10-02	C12	C15-01	C15-02	C15-03	C15-04	C15-05	C15-06	C21
ピーク応力差	300	400	350	150	250	375	325	100	-50	-125	-200	-100
繰返し回数	130	120	180		―	111	111	555	555	111	111	9

C00：零応力状態
C02：耐圧試験最高使用圧力以下
C03：起動
C10：スクラム
C12：定格出力運転
C15：停止
C21：逃がし安全弁誤作動

図(b)2-1　応力差の変動と繰返し回数

【誤りの計算ケース】



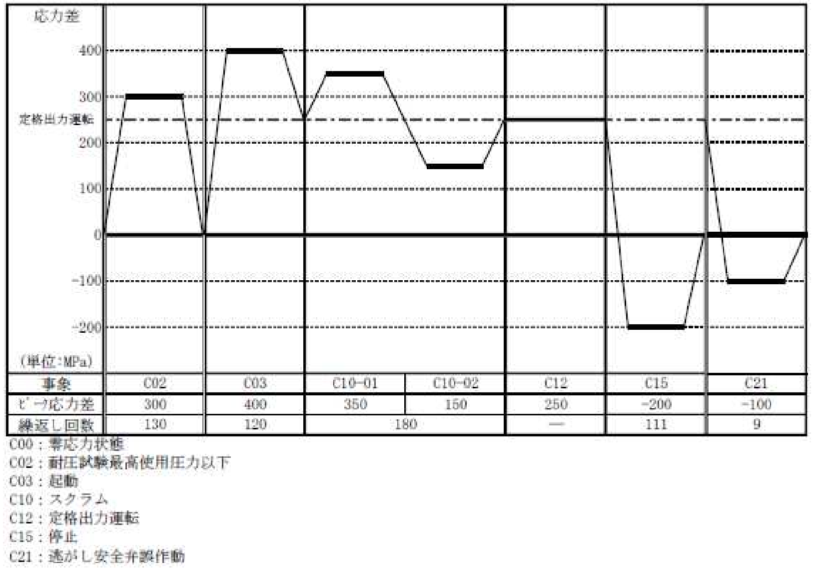
事象	C02	C03	C10-01	C10-02	C12	C15-01	C15-02	C15-03	C15-04	C15-05	C15-06	C21
ピーク応力差	300	400	350	150	250	375	325	100	-50	-125	-200	-100
繰返し回数	130	120	180		―	111	111	555	555	111	111	9

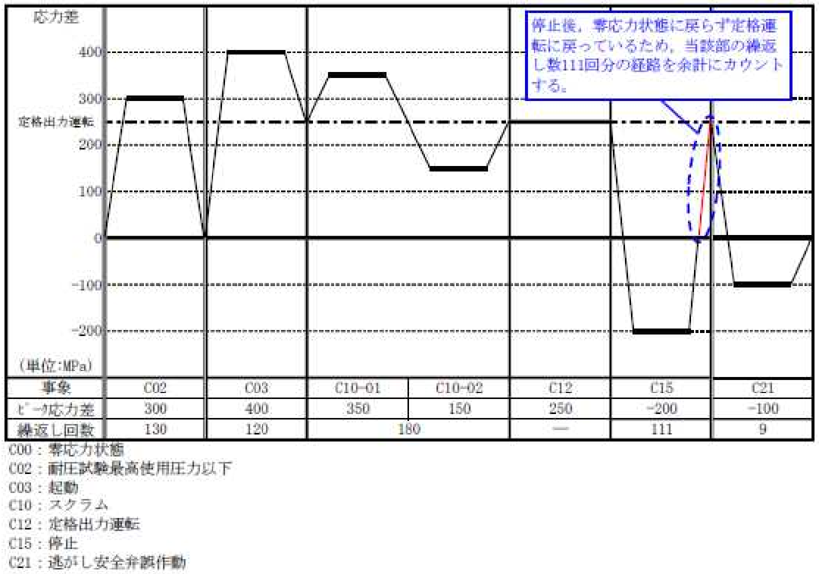
C00：零応力状態
C02：耐圧試験最高使用圧力以下
C03：起動
C10：スクラム
C12：定格出力運転
C15：停止
C21：逃がし安全弁誤作動

図(b)2-2　応力差の変動と繰返し回数

影響

・注水事象前後の経路の長さ(ピーク応力差)によって，本誤りによる疲れ累積係数が過大に評価される場合と，過小に評価される場合があり，本ケースでは過小な値に評価される傾向にある。
・なお，ABWR の場合は，注水回数を停止事象(111 回)の５倍にする考慮はないため，本誤りの影響はない。

<table>
<tr><td colspan="3">c．停止事象の事象分割誤り</td></tr>
<tr><td>内容</td><td colspan="2">ピーク応力差が最大となる時点の組み合わせについて，起動停止が関係する組み合わせのピーク応力差の回数を設定するプログラムソースが，停止事象後に定格運転状態に戻るように設定していた。停止事象後に定格出力運転状態に遷移しているため，応力差が大きくなる経路が過大にカウントされる。</td></tr>
<tr><td rowspan="2">応力差の変動と繰返し回数</td><td>【正しい計算ケース】</td><td>【誤りの計算ケース】</td></tr>
<tr><td>


図(c)-1　応力差の変動と繰返し回数
</td><td>


図(c)-2　応力差の変動と繰返し回数
</td></tr>
<tr><td>影響</td><td colspan="2">・本誤りでは，誤りの計算の疲れ累積係数は，正しい計算に比べ過大な値に評価される傾向にある。
・なお，本誤りによる繰返し回数の増加が疲労限未満の事象に生じる場合は，無視できる範囲(10^{-4}程度)で疲れ累積係数が増減する。</td></tr>
</table>

表　原因及び再発防止対策（１/２）

<table>
<tr><th>No.</th><th>項目</th><th colspan="2">原因</th><th>再発防止対策</th></tr>
<tr><td rowspan="2">1</td><td rowspan="2">プログラム開発・改訂管理規準の内容不足</td><td>プログラム開発担当者が自ら検証作業を実施し，プログラムの追加した部分のみを検証したため，削除した部分がプログラム全体に及ぼす影響に気付けなかった。</td><td>①プログラムの一部を改訂した場合でも，プログラムの全機能を対象とした検証をすることが規定されていなかった。</td><td rowspan="2">①社内規準を改訂する。
技術計算プログラム開発・改訂管理要領
・検証範囲は改造範囲の確認に加えて，プログラムの全機能を対象とした検証とすること。（原因①の対応）
・プログラムの検証は，原設計者および計算機プログラムの作成者以外の者が実施すること。（原因①の対応）
・プログラム開発・改訂計画書は，プログラム改訂の程度に関係なく全て作成する。（原因②の対応）
・プログラム開発・改訂計画書には，改訂内容と実施する検証項目を明記する。（原因②の対応）
・プログラム開発・改訂に関わる先行機との相違点説明書の規準を取り込む。（原因②の対応）
・プログラム開発・改訂計画書およびプログラム開発・改訂報告書の承認前に，品質保証部門の確認を必須（ホールドポイントの設定）とする。（原因②の対応）
②プログラムの全機能を対象とした検証が計画，実施されていることを，チェックシートにより確認する。（原因①の対応）
③上記①にて改訂した規準および②の教育を設計部門および品質保証部門の解析業務関係者に継続的に実施する。
（原因①，②の対応）</td></tr>
<tr><td>プログラム改訂の際に，日立GEが定める変更管理票（以下，「変更管理票」という。）の作成及びデザインレビューの実施が必須であることを認識しておらず，また，プログラム改訂計画書の作成を省略したため，プログラム改訂計画の詳細を検討しておらず，プログラムを改訂することにより国内プラントの一部の評価に影響が出ることに気付かなかった。</td><td>②プログラム開発・改訂の規準に規定されたプロセスの中に変更管理票の作成及びデザインレビューの実施が記載されていなかった。</td></tr>
</table>

表　原因及び再発防止対策（２/２）

No.	項目	原因		再発防止対策
2	日立GEから委託先に対する指導・改善事項の処理確認不足及び品質管理不足	日立GEにおける計算機プログラム管理に関する社内規準（以下，「日立GE規準」という。）の内容が十分に委託先の社内規準に反映できていなかった。 日立GE規準制定時に委託先に対して説明会を実施したが，規準説明会に対する懸案処理方法が明確に決まってなかったため（属人的な管理になっていた），説明会での指摘事項の刈取りが行われていなかった。 日立GE規準では，「調達先が保有し，使用する計算機プログラムにおいて，日立GE規準と同等に管理されている場合には，日立GEの計算機プログラム管理システムにプログラム名称等の基本情報と検証記録」を登録すればよいと記載されているため，改めてプロセスの確認はしていなかった。	・調達先定期審査や監査・立会検査等の標準化された運用に該当しない規準説明会のような一時的な打合せに対する懸案処理方法が明確に決まっていなかった（属人的な管理になっていた）。 ・調達先が，プログラム管理について「日立GE規準と同等に管理されている」ということを，どのように確認するのか，明確に手順化されていなかった。	①プログラム管理の確認強化 ①-1 計算機プログラムの変更申請を受けた場合は，日立GEの計算機プログラム管理システム登録前にプログラム改訂プロセス（検証含む）の確認を実施する。 ①-2 計算機プログラムの管理が適切に行われていることを以下の活動で継続的に確認する。 ・解析キャラバン（解析業務モニタリング） ・調達先認定審査/解析業務着手前のキックオフを実施し，計算機プログラムの管理について確認する。 上記に加えて以下の対策を実施する。 ・解析QMS 導入教育，解析QMS レビュアー向け教育に委託先の解析業務従事者を対象に含めて教育を実施する。 ・許認可解析結果の受領時に，従来のQC チェックに加えて，使用したプログラムが正しいことを確認する。

添付資料

柏崎刈羽原子力発電所５号炉

高 経 年 化 技 術 評 価 書

（本冊）

［冷温停止状態が維持されることを前提とした評価］

２０１９年４月
（２０２０年１月３０日一部変更）

東京電力ホールディングス株式会社

３．高経年化技術評価の実施体制

高経年化技術評価の実施は，保安規定「第 107 条の 2」に規定している。実施にあたっては，保安規定に基づく品質保証計画に従い，実施体制を構築し，実施手順を確立して実施した。

３．１　評価の実施に係る組織及び評価の方法

保安規定に基づく品質保証計画に従い，社内マニュアル「高経年化技術評価マニュアル」を定め，これに従い策定した「柏崎刈羽原子力発電所５号炉高経年化技術評価実施計画」により評価の実施体制を構築している。

高経年化技術評価及び長期保守管理方針策定に係る組織を資料３－１に示す。

本社原子力設備管理部設備技術グループは，高経年化技術評価の長期実施計画を策定し，発電所所管グループが実施する高経年化技術評価に資する情報提供，評価・改善措置立案への助言及び評価書のレビューの実施・とりまとめを行った。

発電所においては，高経年化評価グループが制定した「柏崎刈羽原子力発電所５号炉高経年化技術評価実施計画」（以下，「実施計画」という。）に基づき，各所管グループが高経年化技術評価の検討等を行った。

評価の実施にあたっては，発電所内に懸案事項及び全体スケジュールの進捗状況等を把握し，関係箇所で情報共有を図る目的で，「高経年化技術評価実施連絡会」（以下，「実施連絡会」という。）を設置するとともに，その下部組織として，詳細な評価書作成スケジュールの進捗確認や評価書を作成していく上での懸案事項に対する解決策の検討等，業務遂行の円滑化を図る目的で「高経年化技術評価作業ＷＧ」（以下，「作業ＷＧ」という。）を設置し活動した。

評価書の品質確保を目的に高経年化評価グループが制定した「柏崎刈羽原子力発電所５号炉高経年化技術評価書等の作成・確認要領書」に従い，エビデンスチェック等を実施した。また，品質保証グループが制定した「柏崎刈羽原子力発電所５号炉高経年化技術評価書等の作成・確認に係る適切性確認要領書」に従い，評価書の作成及び確認が適切に行われていることを確認した。

本評価書及び長期保守管理方針について，2019 年 3 月 25 日に柏崎刈羽原子力発電所原子力発電保安運営委員会において審議を実施した。

本社

原子力設備管理部 設備技術グループ

- ○長期実施計画*の策定
- ○高経年化技術評価に資する情報提供，評価・改善措置立案への助言
- ○高経年化技術評価書のレビューの実施
- ○本社とりまとめ
- ○電事連に係る業務
- ○他電力との調整
- ○その他対外窓口業務

原子力設備管理部 建築技術グループ

- ○コンクリート及び鉄骨構造物に係る高経年化技術評価に資する情報提供，評価・改善措置立案への助言
- ○コンクリート及び鉄骨構造物に係る高経年化技術評価書の技術的な観点からのレビューの実施

原子力設備管理部 原子力耐震技術センター 機器耐震技術グループ

- ○耐震安全性評価に係る高経年化技術評価に資する情報提供，評価・改善措置立案への助言
- ○耐震安全性評価に係る高経年化技術評価の技術的な観点からのレビューの実施

＊：原子力発電所全プラントの計画

（本社 原子力設備管理部 設備技術グループ ⇔ 発電所 第一保全部 高経年化評価グループ：情報交換，業務依頼等）

発電所

原子力発電保安運営委員会

- ○高経年化技術評価書の審議
- ○長期保全計画の審議
- ○長期保守管理方針の審議
- ○保守管理の実施方針の妥当性評価結果の審議

第一保全部 高経年化評価グループ

- ○実施計画及び実施体制の策定
- ○全体進捗状況管理
- ○高経年化技術評価実施連絡会事務局
- ○高経年化技術評価書のうち本冊の作成
- ○高経年化技術評価書のうち別冊（炉内構造物他）の作成及び長期保全計画の作成
- ○高経年化技術評価書及び長期保全計画のとりまとめ
- ○長期保守管理方針の策定
- ○高経年化技術評価書等の作成・確認要領書の作成
- ○高経年化技術評価書の内容確認及び作成進捗状況管理
- ○運転経験の収集及び評価・分析
- ○高経年化技術評価作業ＷＧ事務局

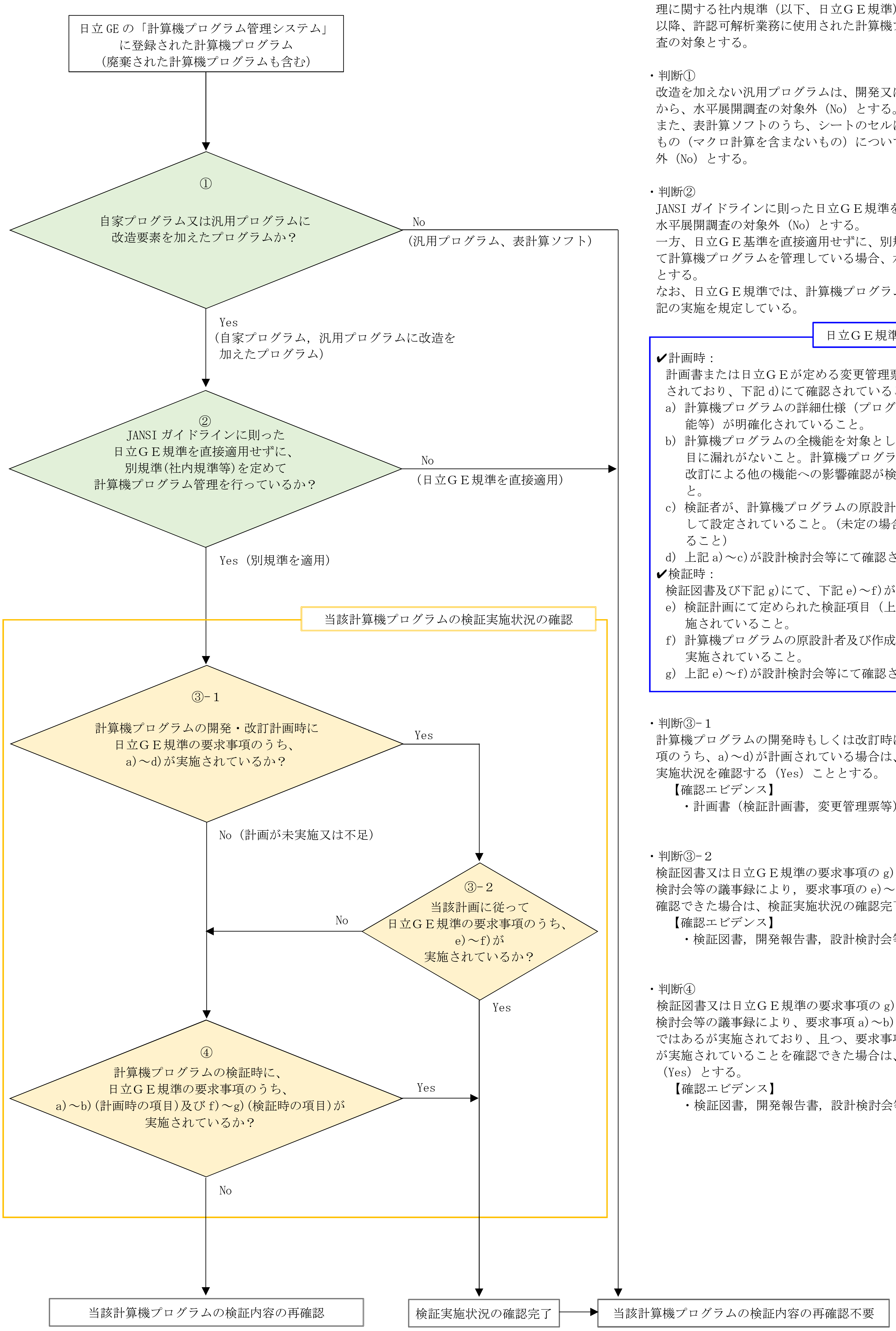
第二運転管理部 燃料グループ／第一保全部 土木グループ，建築グループ／第二保全部 原子炉グループ，タービングループ，電気機器グループ，計測制御グループ，環境施設グループ

- ○高経年化技術評価書のうち別冊（各所管する設備）の作成及び長期保全計画の作成

安全総括部 品質保証グループ

- ○高経年化技術評価書等の適切性確認要領書の作成
- ○高経年化技術評価書等の適切性確認の実施

資料３－１　高経年化技術評価及び長期保守管理方針策定に係る組織



＜解説＞

・調査対象の計算機プログラム
JANSI ガイドラインに則った日立ＧＥにおける計算機プログラムの管理に関する社内規準（以下、日立ＧＥ規準）が制定された 2009 年２月以降、許認可解析業務に使用された計算機プログラムを、水平展開調査の対象とする。

・判断①
改造を加えない汎用プログラムは、開発又は改訂プロセスがないことから、水平展開調査の対象外（No）とする。
また、表計算ソフトのうち、シートのセルに計算式を入力しただけのもの（マクロ計算を含まないもの）については、水平展開調査の対象外（No）とする。

・判断②
JANSI ガイドラインに則った日立ＧＥ規準を直接適用している場合、水平展開調査の対象外（No）とする。
一方、日立ＧＥ基準を直接適用せずに、別規準（社内規準等）を定めて計算機プログラムを管理している場合、水平展開調査の対象（Yes）とする。
なお、日立ＧＥ規準では、計算機プログラムの計画及び検証時に、下記の実施を規定している。

日立ＧＥ規準の要求事項

✔計画時：
計画書または日立ＧＥが定める変更管理票にて、下記 a)～c)が規定されており、下記 d)にて確認されていること。
a) 計算機プログラムの詳細仕様（プログラム構成，計算フロー，機能等）が明確化されていること。
b) 計算機プログラムの全機能を対象とした検証が計画され、検証項目に漏れがないこと。計算機プログラムの改訂においては、当該改訂による他の機能への影響確認が検証項目に含まれていること。
c) 検証者が、計算機プログラムの原設計者及び作成者以外のものとして設定されていること。（未定の場合は検証時に設定されていること）
d) 上記 a)～c)が設計検討会等にて確認されていること。

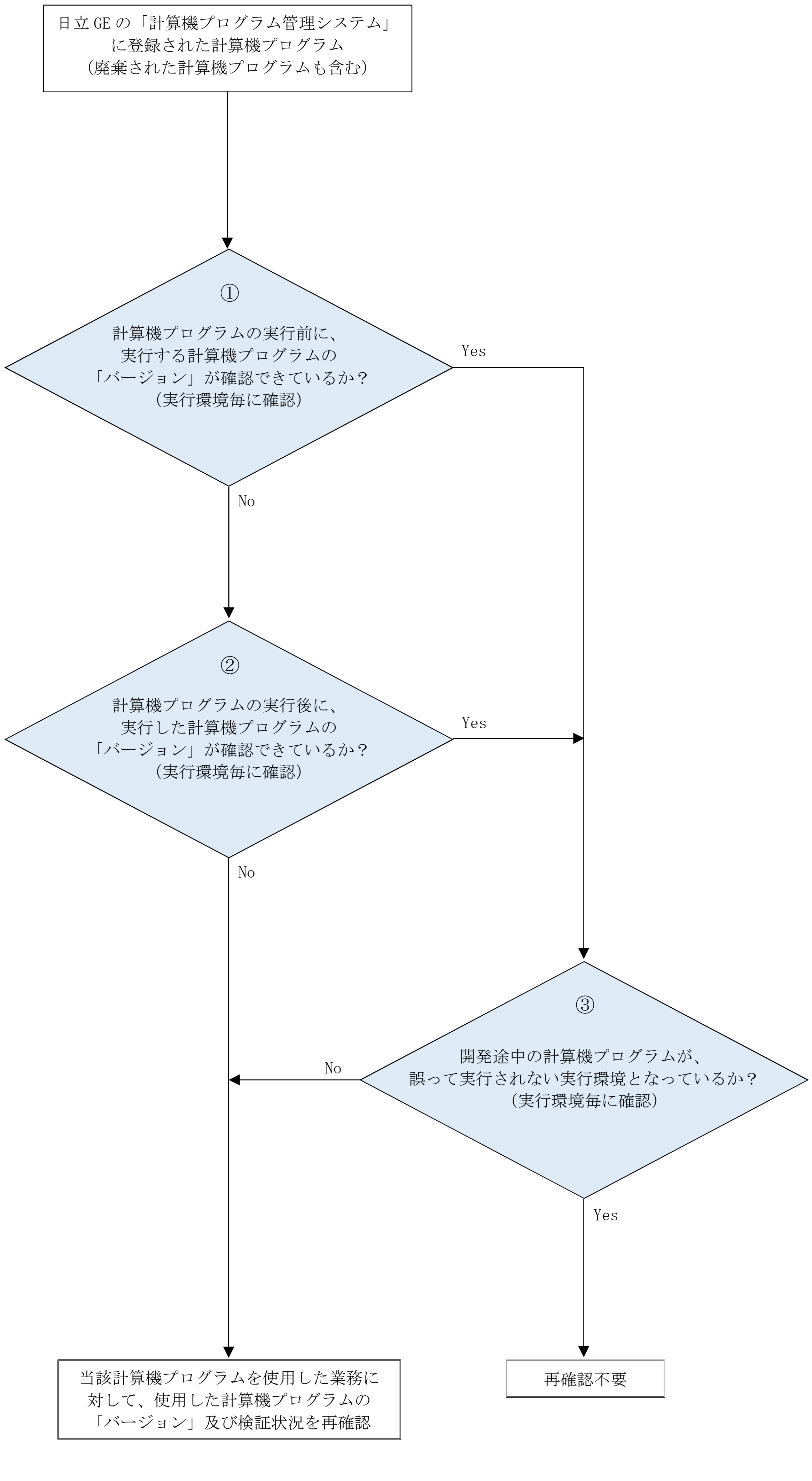
✔検証時：
検証図書及び下記 g)にて、下記 e)～f)が確認されていること。
e) 検証計画にて定められた検証項目（上記 b)）について、検証が実施されていること。
f) 計算機プログラムの原設計者及び作成者以外の者により、検証が実施されていること。
g) 上記 e)～f)が設計検討会等にて確認されていること。

・判断③－１
計算機プログラムの開発時もしくは改訂時に、日立ＧＥ規準の要求事項のうち、a)～d)が計画されている場合は、当該計画に従った検証の実施状況を確認する（Yes）こととする。
【確認エビデンス】
・計画書（検証計画書，変更管理票等），プログラム仕様書 等

・判断③－２
検証図書又は日立ＧＥ規準の要求事項の g)に示す検証結果に係る設計検討会等の議事録により，要求事項の e)～f)が実施されていることを確認できた場合は、検証実施状況の確認完了（Yes）とする。
【確認エビデンス】
・検証図書，開発報告書，設計検討会等の議事録 等

・判断④
検証図書又は日立ＧＥ規準の要求事項の g)に示す検証結果に係る設計検討会等の議事録により、要求事項 a)～b)（計画時の項目）が検証時ではあるが実施されており、且つ、要求事項 f)～g)（検証時の項目）が実施されていることを確認できた場合は、検証実施状況の確認完了（Yes）とする。
【確認エビデンス】
・検証図書，開発報告書，設計検討会等の議事録 等

計算ソフトのプログラムミスに対する水平展開フロー



＜解説＞

・調査対象の計算機プログラム

JANSIガイドラインに則った日立ＧＥにおける計算機プログラムの管理に関する社内規準（以下、日立ＧＥ規準）が制定された2009年2月以降、許認可解析業務に使用された計算機プログラムを、水平展開調査の対象とする。ただし、改訂が無いものは判断①についてはYesとする。

・補足説明（事例）

当該事例では、プログラム管理サーバには「【プログラム名】＋【バージョン等の識別子】.exe」で登録されていたが、実行環境では「【プログラム名】.exe」で実装されて使用されていたため、実行環境中のプログラムの識別ができなかった。

・判断①

計算機プログラムの実行前に、実行する計算機プログラムのバージョンが確認できている場合は、判断③に移行（Yes）する。

【確認エビデンスの例】

1) 実行する計算機プログラムのファイル名称に「バージョン」情報が含まれていることを示すもの（ファイル名称を回答）
2) 実行前に計算機プログラムの「バージョン」を、確認することが規定されたもの（手順書等を回答）
3) 実行する計算機プログラムが、実行画面に「バージョン」が表示する仕様となっていることを示すもの（画面キャプチャ(サンプル)等を回答）
4) 実行前に計算機プログラムの「バージョン」を確認した結果を示すもの（チェックシートNo.(代表例)を回答）

・判断②

計算機プログラムの実行後に、実行した計算機プログラムのバージョンが確認できている場合は、判断③に移行（Yes）する。

【確認エビデンスの例】

1) 実行した計算機プログラムの出力に「バージョン」情報が含まれていこることを示すもの（エコー等(代表例)を回答）
2) 実行後に計算機プログラムの「バージョン」を確認した結果を示すもの（チェックシートNo.(代表例)を回答）

・判断③

「検証済みの計算機プログラム」と「開発途中の計算機プログラム」とが区別できる環境となっており、「開発途中の計算機プログラム」が誤って実行されない環境となっている場合は、水平展開調査の対象外（Yes）とする。

【確認エビデンスの例】

1) 計算機プログラムの開発環境と運用環境とがＰＣ又はフォルダにて区別されていること示すもの（ヒアリング結果等を回答）
2) 管理登録サーバから運用環境に実装された計算機プログラムが、特定できることを示すもの（管理責任者により管理されている台帳等を回答）

計算機プログラムの管理（検証作業中の計算ソフトの管理不良）に対する水平展開フロー

工事計画認可申請書（柏崎刈羽原子力発電所 7 号炉　V-2-3-3-1-3 原子炉圧力容器本体の応力計算書　給水ノズルの例）

修正前	修正後
K7 ①　V-2-3-3-1-3 R1（下記表7－5参照）	差異なし

K7 ①　V-2-3-3-1-3 R1

表7－5　疲労累積係数の評価のまとめ

応力評価点	疲労累積係数				
	U_n	U_{Sd}	U_{Ss}	U_f*	許容値
P01	0.005	0.001	0.002	0.007	1.0
P01'	0.003	0.001	0.002	0.005	1.0
P02	0.003	0.004	0.010	0.013	1.0
P02'	0.001	0.004	0.010	0.011	1.0
P03	0.041	0.002	0.006	0.047	1.0
P03'	0.054	0.002	0.006	0.060	1.0
P04	0.001	0.001	0.001	0.002	1.0
P04'	0.001	0.001	0.001	0.002	1.0
P05	0.001	0.001	0.001	0.002	1.0
P05'	0.001	0.001	0.001	0.002	1.0
P06	0.000	0.001	0.003	0.003	1.0
P06'	0.001	0.001	0.003	0.004	1.0
P07	0.035	0.001	0.001	0.036	1.0
P07'	0.036	0.001	0.001	0.037	1.0
P08	0.018	0.001	0.001	0.019	1.0
P08'	0.019	0.001	0.001	0.020	1.0
P09	0.013	0.001	0.001	0.014	1.0
P09'	0.013	0.001	0.001	0.014	1.0
P10	0.008	0.003	0.024	0.032	1.0
P10'	0.008	0.003	0.024	0.032	1.0
P11	0.094	0.001	0.001	0.095	1.0
P11'	0.095	0.001	0.001	0.096	1.0
P12	0.009	0.001	0.001	0.010	1.0
P12'	0.009	0.001	0.001	0.010	1.0

注記＊：疲労累積係数U_fは，運転状態Ｉ及びⅡに地震荷重Ｓｄ*又は地震荷重Ｓｓのいずれか大きい方を加えた値である。

修正後：差異なし

高経年化技術評価書（福島第二原子力発電所４号炉　容器の技術評価書）

<table>
<tr><th>修正前</th><th>修正後</th></tr>
<tr><td>P.2-26 表 2.3-5　原子炉圧力容器の疲れ累積係数のまとめ |	運転実績回数に基づく疲れ解析（許容値：1 以下）	
	設計・建設規格の疲労曲線による解析	環境疲労評価手法による解析
	現時点（平成 27 年 8 月 25 日時点）	現時点（平成 27 年 8 月 25 日時点）
主フランジ	0.006	－
スタッドボルト	0.163	－
給水ノズル	0.083	0.523
下鏡	0.004	0.058
支持スカート	0.158	－ |</td><td>差異なし</td></tr>
</table>

高経年化技術評価書（柏崎刈羽原子力発電所５号炉　容器の技術評価書）

<table>
<tr><th>修正前</th><th>修正後</th></tr>
<tr><td>P.2-26

表 2.3-5　原子炉圧力容器の疲れ累積係数のまとめ

	運転実績回数に基づく疲れ解析（許容値：1 以下）	
	設計・建設規格の疲労曲線による解析	環境疲労評価手法による解析
	現時点（平成 30 年 3 月 31 日時点）	現時点（平成 30 年 3 月 31 日時点）
主フランジ	0.004	—
スタッドボルト	0.128	—
給水ノズル	0.041	0.563
下鏡	0.003	0.037
支持スカート	0.105	—

</td><td>差異なし</td></tr>
</table>

柏崎刈羽原子力発電所５号炉 高経年化技術評価（低サイクル疲労）補足説明資料（資料番号:KK5PLM-補-02 改 1）

修正前

別紙４ (P.4-12,13)

給水ノズルの最大評価点の選定 (1/2)

部位	評価点	Un	許容値
給水ノズル	P01		1
	P01'		
	P02		
	P02'		
	P03		
	P03'		
	P04		
	P04'		
	P05	0.0409	
	P05'		
	P06		
	P06'		
	P07		
	P07'		
	P08		
	P08'		
	P09		
	P09'		
	P10		
	P10'		
	P11		
	P11'		
	P12		
	P12'		
	P13		
	P13'		
	P14		
	P14'		
	P15		
	P15'		

給水ノズルの最大評価点の選定 (2/2)

部位	評価点	Un	許容値
給水ノズル（続き）	P16		1
	P16'		
	P17		
	P17'		
	P18		
	P18'		
	P19		
	P19'		
	P20		
	P20'		

□：最大評価点

修正後

別紙４ (P.4-12,13)

給水ノズルの最大評価点の選定 (1/2)

部位	評価点	Un	許容値
給水ノズル	P01		1
	P01'		
	P02		
	P02'		
	P03		
	P03'		
	P04		
	P04'		
	P05	0.0409	
	P05'		
	P06		
	P06'		
	P07		
	P07'		
	P08		
	P08'		
	P09		
	P09'		
	P10		
	P10'		
	P11		
	P11'		
	P12		
	P12'		
	P13		
	P13'		
	P14		
	P14'		
	P15		
	P15'		

給水ノズルの最大評価点の選定 (2/2)

部位	評価点	Un	許容値
給水ノズル（続き）	P16		1
	P16'		
	P17		
	P17'		
	P18		
	P18'		
	P19		
	P19'		
	P20		
	P20'		

□：最大評価点

※本資料のうち，枠囲みの内容は，営業秘密又は防護上の観点から公開できません。